



BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Analyse und Bewertung des Entwicklungsstands, der Sicherheit und des regulatorischen Rahmens für sogenannte neuartige Reaktorkonzepte

Zwischenbericht zu AP-1 und -2
Vorhaben 4721F50501

AUFTRAGNEHMER:INNEN:

Öko-Institut e.V., Darmstadt
Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert

TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Fanny Böse
Björn Steigerwald
Lukas Gast



Analyse und Bewertung des Entwicklungsstands, der Sicherheit und des regulatorischen Rahmens für sogenannte neuartige Reaktorkonzepte

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autor:innen. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der Auftragnehmer:in wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.

BASE-012/23

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2023032937041

Berlin, März 2023

Impressum

**Bundesamt
für die Sicherheit
der nuklearen Entsorgung
(BASE)**

BASE – FORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:innen

Öko-Institut e.V., Darmstadt
Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert

TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)
Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Fanny Böse
Björn Steigerwald
Lukas Gast

030 184321-0
www.base.bund.de

Stand: März 2023

Sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte

Zwischenbericht zu AP-1 und -2

Darmstadt, 10.03.2023

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben wurde im Auftrag des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung durchgeführt. Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung der Auftraggeberin übereinstimmen.

Autorinnen und Autoren

Dr. Christoph Pistner
Dr. Matthias Englert
Öko-Institut e.V.

Prof. Dr. Christian von Hirschhausen
Fanny Böse
Björn Steigerwald
Lukas Gast
TU-Berlin, Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP)

Kontakt

info@oeko.de
www.oeko.de

Geschäftsstelle Freiburg

Postfach 17 71
79017 Freiburg

Hausadresse

Merzhauser Straße 173
79100 Freiburg
Telefon +49 761 45295-0

Büro Berlin

Borkumstraße 2
13189 Berlin
Telefon +49 30 405085-0

Büro Darmstadt

Rheinstraße 95
64295 Darmstadt
Telefon +49 6151 8191-0

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	12
Tabellenverzeichnis	13
Abkürzungsverzeichnis	14
Zusammenfassung	18
Summary	30
1 Einleitung	41
2 Sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte – eine Einführung	43
2.1 Zeitlicher und technologischer Generationenbegriff	44
2.2 Systematisierung unterschiedlicher Technologielinien und Reaktorkonzepte	45
2.2.1 Heutige Reaktorkonzepte	46
2.2.2 Wesentliche Unterscheidungskriterien von Reaktorkonzepten	47
2.2.3 Exemplarische SNR und ihre Eigenschaften	50
2.3 Übersicht der betrachteten Technologielinien und zugeordneten Reaktorkonzepte	52
2.4 Technologischer Reifegrad	57
2.4.1 Der strukturierte Innovationsprozess (als Basis für die TRL-Bewertung)	57
2.4.2 Einteilungen des technologischen Reifegrads (technology readiness level, TRL)	58
2.4.3 Einordnung der TRL-Literatur und alternative Bewertungsansätze	60
2.4.4 TRL-Skalen in der Kernenergie-Forschung bzw. -Anwendung	61
2.4.5 Zwischenfazit: Komplexitätsreduktion und alternative Technologiebewertungsansätze	62
2.5 Wirtschaftliche Aspekte der Kernenergie	64
2.5.1 Historische Kostenentwicklung von Leichtwasserreaktoren	64
2.5.2 Aktuelle Kosten von Leichtwasserreaktoren	65
2.5.3 Zusammensetzung der Kosten	66
2.5.4 Entwicklungen der Energiewirtschaft	67
2.5.5 Rahmenbedingungen der Markteinführung von SNR	67
2.5.6 Entwicklungen im Bereich der Uranversorgung	68
2.6 Bewertungskriterien	69
2.6.1 Technologischer Reifegrad	70
2.6.2 Sicherheit	71

2.6.3	Ver- und Entsorgung	74
2.6.4	Proliferation	76
2.6.5	Kosten	78
3	Länderstudien	80
3.1	Innovationspolitische Einordnung	80
3.1.1	Invention – Innovation – Diffusion	80
3.1.2	Darstellungs- und Klassifizierungsschema für nationale Innovationssysteme	81
3.1.2.1	Systemgut Kernkraft und Organisationsmodelle	81
3.1.2.2	Entwicklung des nationalen Kernenergiesystems und Motivationslagen	82
3.2	Überblick der Forschungsaktivitäten	85
3.2.1	Internationale Übersicht	85
3.2.2	Kategorien von Ländern mit Aktivitäten in der SNR-Entwicklung (Länderübersicht)	87
3.2.2.1	Kategorie I: Kerntechnisch aktive Länder mit militärischen Kerntechnikprogrammen	88
3.2.2.2	Kategorie II: Länder mit kerntechnischen Aktivitäten aber ohne militärische Kerntechnikprogramme	90
3.2.2.3	Kategorie III: Potenzielle Einsteigerländer	92
3.2.3	Auswahl der Länderstudien	93
3.2.3.1	Kategorie I: USA, Russland, China	93
3.2.3.2	Kategorie II: Südkorea, Belgien	93
3.2.3.3	Kategorie III: Polen	94
3.3	Spezifische Länderstudien	95
3.3.1	Überblick: Nationale Innovationspfade Reaktortechnik (mit Schwerpunkt auf SNR)	95
3.3.2	USA	98
3.3.2.1	Aktueller Stand des Kraftwerkparks	98
3.3.2.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	99
3.3.2.3	Zwischenfazit	104
3.3.3	Russland	104
3.3.3.1	Aktueller Stand des Kraftwerkparks	105
3.3.3.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	106
3.3.3.3	Zwischenfazit	109
3.3.4	China	109
3.3.4.1	Aktueller Stand des Kraftwerkparks	110

3.3.4.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	111
3.3.4.3	Zwischenfazit	116
3.3.5	Südkorea	116
3.3.5.1	Aktueller Stand des Kraftwerksparks	117
3.3.5.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	118
3.3.5.3	Zwischenfazit	122
3.3.6	Belgien	123
3.3.6.1	Aktueller Stand des Kraftwerkspark	123
3.3.6.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	124
3.3.6.3	Zwischenfazit	126
3.3.7	Polen	127
3.3.7.1	Aktueller Stand des Kraftwerksparks	127
3.3.7.2	Entwicklung des nationalen Innovationssystems	129
3.3.7.3	Zwischenfazit	132
3.4	Fazit zu Länderstudien	132
4	Technologielinien	134
4.1	Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactors, SFR)	134
4.1.1	Systembeschreibung	134
4.1.2	Historische Entwicklungen	140
4.1.3	Aktuelle Entwicklungen	143
4.1.3.1	4S	143
4.1.3.2	ASTRID	144
4.1.3.3	BN-600, BN-800 und BN-1200	144
4.1.3.4	BOR-60/MBIR	145
4.1.3.5	CEFR	146
4.1.3.6	CFR-600	146
4.1.3.7	Joyo	147
4.1.3.8	JSFR	147
4.1.3.9	PFBR und FBR 1&2	148
4.1.3.10	PGSFR	148
4.1.3.11	PRISM	149
4.1.3.12	TWR	149
4.1.3.13	VTR	149
4.1.3.14	Weitere aktuelle Entwicklungen	150

4.1.4	Technologischer Entwicklungsstand	150
4.1.5	Sicherheit	154
4.1.6	Ver- und Entsorgung	158
4.1.7	Proliferationsrisiken	159
4.1.8	Kosten	161
4.2	Bleigekühlte Schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactors, LFR)	164
4.2.1	Systembeschreibung	164
4.2.2	Historische Entwicklungen	167
4.2.3	Aktuelle Entwicklungen	169
4.2.3.1	Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie	170
4.2.3.2	CLFR / BLESS	171
4.2.3.3	ALFRED	171
4.2.3.4	ELFR	172
4.2.3.5	DFR	173
4.2.3.6	LFR-AS-200	173
4.2.3.7	BREST-OD-300	173
4.2.3.8	SVBR-100	173
4.2.3.9	PEACER	174
4.2.3.10	W-LFR	174
4.2.4	Technologischer Entwicklungsstand	174
4.2.5	Sicherheit	178
4.2.6	Ver- und Entsorgung	181
4.2.7	Proliferationsrisiken	181
4.2.8	Kosten	182
4.3	Gasgekühlte Schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactors, GFR)	184
4.3.1	Systembeschreibung	184
4.3.2	Historische Entwicklungen	189
4.3.3	Aktuelle Entwicklungen	190
4.3.3.1	ALLEGRO	191
4.3.3.2	EM ²	192
4.3.3.3	KAMADO FBR	192
4.3.4	Technologischer Entwicklungsstand	193
4.3.5	Sicherheit	195
4.3.6	Ver- und Entsorgung	198

4.3.7	Proliferationsrisiken	199
4.3.8	Kosten	199
4.4	Salzschmelzereaktoren (Molten Salt Reactors, MSR)	201
4.4.1	Systembeschreibung	201
4.4.2	Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie	204
4.4.3	Historische Entwicklungen	206
4.4.4	Aktuelle Entwicklungen	209
4.4.5	Technologischer Entwicklungsstand	217
4.4.6	Sicherheit	221
4.4.7	Ver- und Entsorgung	228
4.4.8	Proliferationsrisiken	230
4.4.9	Kosten	232
4.5	Mit superkritischem Wasser gekühlte Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactors, SCWR)	233
4.5.1	Systembeschreibung	233
4.5.2	Historische Entwicklungen	236
4.5.3	Aktuelle Entwicklungen	237
4.5.4	Technologischer Entwicklungsstand	241
4.5.5	Sicherheit	243
4.5.6	Ver- und Entsorgung	245
4.5.7	Proliferationsrisiken	246
4.5.8	Kosten	246
4.6	Hochtemperaturreaktoren (Very High Temperature Reactor, VHTR)	248
4.6.1	Systembeschreibung	248
4.6.2	Historische Entwicklungen	251
4.6.3	Aktuelle Entwicklungen	256
4.6.3.1	Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie	257
4.6.3.2	HTR-10	258
4.6.3.3	SC-HTGR, ANTARES	258
4.6.3.4	Xe-100	259
4.6.3.5	HTTR	260
4.6.3.6	GTHTTR300	261
4.6.3.7	FHR AHTR	261
4.6.3.8	TeResa	262

4.6.3.9	Weitere aktuelle Entwicklungen	262
4.6.4	Technologischer Entwicklungsstand	263
4.6.5	Sicherheit	268
4.6.6	Ver- und Entsorgung	275
4.6.7	Proliferationsrisiken	276
4.6.8	Kosten	277
4.7	Beschleunigergetriebene unterkritische Reaktoren (Accelerator Driven System, ADS)	279
4.7.1	Systembeschreibung	279
4.7.2	Historische Entwicklungen	284
4.7.3	Aktuelle Entwicklungen	286
4.7.3.1	MYRRHA	288
4.7.3.2	European Facility for Industrial Transmutation of Minor Actinides (EFIT)	288
4.7.3.3	ARTMS	288
4.7.3.4	CADS / CLEAR-I	288
4.7.4	Technologischer Entwicklungsstand	289
4.7.5	Sicherheit	291
4.7.6	Ver- und Entsorgung	296
4.7.7	Proliferationsrisiken	297
4.7.8	Kosten	298
5	Reaktorkonzepte	300
5.1	SFR: BN-800	300
5.1.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	300
5.1.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	302
5.1.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	304
5.1.4	Proliferationsrisiken	305
5.1.5	Technologischer Entwicklungsstand	305
5.1.6	Realisierung	306
5.1.6.1	Zeitlicher Projektverlauf	306
5.1.6.2	Kosten	307
5.2	SFR: Travelling Wave Reactor	309
5.2.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	309
5.2.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	311
5.2.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	315

5.2.4	Proliferationsrisiken	317
5.2.5	Technologischer Entwicklungsstand	318
5.2.6	Realisierung	320
5.2.6.1	Geplanter Einsatzbereich	320
5.2.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	321
5.2.6.3	Kosten	322
5.3	LFR: BREST-OD-300	324
5.3.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	324
5.3.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	325
5.3.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	326
5.3.4	Proliferationsrisiken	327
5.3.5	Technologischer Entwicklungsstand	328
5.3.6	Realisierung	330
5.3.6.1	Zeitlicher Projektverlauf	331
5.3.6.2	Kosten	331
5.4	GFR: GFR-Referenzkonzept des GIF	332
5.4.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	332
5.4.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	334
5.4.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	336
5.4.4	Proliferationsrisiken	336
5.4.5	Technologischer Entwicklungsstand	337
5.4.6	Realisierung	337
5.4.6.1	Zeitlicher Projektverlauf	337
5.4.6.2	Kosten	338
5.5	MSR: LFTR (Salzschmelzereaktoren mit thermischem Neutronenspektrum)	339
5.5.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	339
5.5.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	341
5.5.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	343
5.5.4	Proliferationsrisiken	345
5.5.5	Technologischer Entwicklungsstand	346
5.5.6	Realisierung	348
5.5.6.1	Geplanter Einsatzbereich	348
5.5.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	348
5.5.6.3	Kosten	348

5.6	MSR: MCFR (Salzschmelzereaktoren mit schnellem Neutronenspektrum)	350
5.6.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	350
5.6.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	352
5.6.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	353
5.6.4	Proliferationsrisiken	354
5.6.5	Technologischer Entwicklungsstand	355
5.6.6	Realisierung	357
5.6.6.1	Geplanter Einsatzbereich	357
5.6.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	357
5.6.6.3	Kosten	358
5.7	SCWR: CSR1000	360
5.7.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	360
5.7.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	362
5.7.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	364
5.7.4	Proliferationsrisiken	364
5.7.5	Technologischer Entwicklungsstand	365
5.7.6	Realisierung	366
5.7.6.1	Zeitlicher Projektverlauf	366
5.7.6.2	Kosten	367
5.8	VHTR: HTR-PM	369
5.8.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	369
5.8.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	370
5.8.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	373
5.8.4	Proliferationsrisiken	374
5.8.5	Technologischer Entwicklungsstand	374
5.8.6	Realisierung	375
5.8.6.1	Geplanter Einsatzbereich	375
5.8.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	375
5.8.6.3	Kosten	377
5.9	VHTR: Prismatische Hochtemperaturreaktoren	379
5.9.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	379
5.9.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	381
5.9.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	382
5.9.4	Proliferationsrisiken	382

5.9.5	Technischer Entwicklungsstand	383
5.9.6	Realisierung	385
5.9.6.1	Geplanter Einsatzbereich	385
5.9.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	386
5.9.6.3	Kosten	387
5.10	ADS: MYRRHA	389
5.10.1	Darstellung des Anlagenkonzepts	389
5.10.2	Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften	392
5.10.3	Ver- und Entsorgungsaspekte	392
5.10.4	Proliferationsrisiken	393
5.10.5	Technologischer Entwicklungsstand	393
5.10.6	Realisierung	394
5.10.6.1	Geplanter Einsatzbereich	394
5.10.6.2	Zeitlicher Projektverlauf	395
5.10.6.3	Kosten	396
6	Vergleichende Zusammenfassung wesentlicher Vor- und Nachteile der Technologielinien und Reaktorkonzepte	398
	Literaturverzeichnis	403

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1: Innovationsprozess zwischen „Technologie-Push“ und „Market-Pull“	58
Abbildung 2-2: Gegenüberstellung der 9-stufigen TRL-Skala und einer drei-stufigen Technologieeinordnung	64
Abbildung 2-3: Stromgestehungskosten verschiedener Erzeugungstechnologien (2009-2021)	66
Abbildung 2-4: Verteilung der Uranreserven nach Ländern in Tausend Tonnen (2019)	69
Abbildung 3-1: Systemgut Kernenergie	81
Abbildung 3-2: Weltweite Aktivitäten bei SNR	86
Abbildung 4-1: Konzeptdarstellung eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors (SFR)	136
Abbildung 4-2: Konzeptdarstellung eines bleigekühlten Schnellen Reaktors (LFR)	165
Abbildung 4-3: Konzeptdarstellung eines gasgekühlten Schnellen Reaktors (GFR)	185
Abbildung 4-4: Konzeptdarstellung eines Salzschnmelzereaktors (MSR)	201
Abbildung 4-5: Konzeptdarstellung eines mit superkritischem Wasser gekühlten Reaktors (SCWR) 234	
Abbildung 4-6: Konzeptdarstellung eines Hochtemperaturreaktors (VHTR)	249
Abbildung 4-7: Konzeptdarstellung eines beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktors (ADS)	281

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1: Technologische Entwicklungsstufen verschiedener Technologielinien	45
Tabelle 2-2: Beispielhafte tabellarische Einordnung verschiedener Technologielinien und Reaktorkonzepte	51
Tabelle 2-3: Systematisierung von Technologielinien und zugehörigen Reaktorkonzepten im Bereich der SNR	53
Tabelle 2-4: Eigenschaften ausgewählter exemplarischer Reaktorkonzepte	55
Tabelle 2-5: Definitionen der Technology Readiness Level (TRL) aus dem aktuellen Leitfaden der Europäischen Kommission	60
Tabelle 2-6: Vergleich alternativer TRL-Einteilungen	63
Tabelle 3-1: Kategorien für Länder mit SNR	87
Tabelle 3-2: Überblick der nationalen Innovationspfade ausgewählter Länder: USA, Russland, Belgien (Stand 2022)	96
Tabelle 3-3: Ausgewählte Projekte von SNR in den USA mit Förderung des aktuellen Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP)	103
Tabelle 3-4: Auswahl von SNR-Projekten in Russland	109
Tabelle 3-5: Auswahl von SNR-Projekten in China	116
Tabelle 4-1: Ehemalige experimentelle SFR	141
Tabelle 4-2: Ehemalige Prototyp- und Demonstrations-SFR	141
Tabelle 4-3: In Betrieb befindliche experimentelle SFR	142
Tabelle 4-4: In Bau oder Betrieb befindliche als kommerziell eingestufte SFR	143
Tabelle 4-5: Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit	153
Tabelle 4-6: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des LFR	170
Tabelle 4-7: Thermische und Schnelle MSR: Beispiele für Reaktorkonzepte	205
Tabelle 4-8: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des SCWR	238
Tabelle 4-9: Bisherige Betriebserfahrungen mit klassischen Hochtemperatur-Reaktoren	254
Tabelle 4-10: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des VHTR	257
Tabelle 4-11: Status von ADS-Projekten und -Experimenten	287
Tabelle 5-1: Wichtige Etappen in der Inbetriebnahme des BN-800	307

Abkürzungsverzeichnis

- ADS Beschleunigergetriebener unterkritischer Reaktor (Accelerator-Driven System)
- AGR Fortgeschrittener gasgekühlter Reaktor (Advanced Gas-cooled Reactor)
- ARIS Informationsportal der IAEA zu neuen Reaktorsystemen (Advanced Reactor Information System)
- BEIS Ministerium für Wirtschaft, Energie und Industriestrategie im Vereinigten Königreich (Department for Business, Energy and Industrial Strategy)
- BWR Siedewasserreaktor (Boiling Water Reactor)
- CANDU Kanadischer schwerwassergekühlter Druckwasserreaktor (Canada Deuterium Uranium)
- CEA Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives)
- CGNPC China General Nuclear Power Group
- CNS Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety)
- CNSC Kanadische Aufsichtsbehörde (Canadian Nuclear Safety Commission)
- DBA Auslegungsstörfall (Design Basis Accident)
- DCA Antrag auf Konzept-Genehmigung in den USA (Design Certification Application)
- DiD Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen und des gestaffelten Einschlusses der radioaktiven Inventare (Barrierenkonzept, „Defence in Depth“)
- DoE Energieministerium der Vereinigten Staaten von Amerika (United States Department of Energy)
- ESBWR Wirtschaftlich - vereinfachter - Siedewasserreaktor (Economic Simplified Boiling Water Reactor)
- EVA Einwirkungen von außen
- FBR Schneller Brutreaktor (Fast Breeder Reactor)
- FHR (Fluorid-)Salzschmelze gekühlter Hochtemperaturreaktor (Fluoride-salt cooled High Temperature Reactor)
- FLiBe Salzschmelze der chemischen Zusammensetzung LiF-BeF₂
- FLiNaK Salzschmelze der chemischen Zusammensetzung LiF-NaF-KF
- FOAK Erstes Exemplar einer Reihe (First of a Kind)

- FSAR Final Safety Analysis Report
- GA General Atomics
- GBWR Graphitmoderierter Siedewasser-Druckröhrenreaktor (graphite moderated boiling water reactor)
- GCR Gasgekühlter Reaktor (Gas-Cooled, Graphite Moderated Reactor)
- GDA Generische Konzept-Prüfung (Generic Design Assessment)
- GEHGE Hitachi Nuclear Energy
- GFR Gasgekühlter Schneller Reaktor (Gas-cooled Fast Reactor)
- HALEU Uran einer Anreicherung von < 20%, dem international festgelegten Übergang von niedrig angereichertem Uran zu hochangereichertem Uran (High-Assay Low Enriched Uranium)
- HEU Hochangereichertes Uran mit einer Anreicherung von > 20% (High Enriched Uranium)
- HTGR Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor (High Temperature Gas-cooled Reactor)
- HWR Schwerwassergekühlter, schwerwassermoderierter Reaktor (Heavy Water Reactor)
- IAEA Internationale Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency)
- INES Internationale Bewertungsskala für nukleare und radiologische Ereignisse (International Nuclear and Radiological Event Scale)
- JAEA Japanische Atomenergieforschungs- und -entwicklungsorganisation (Japan Atomic Energy Agency)
- LCOE Stromgestehungskosten (Levelized Cost of Electricity)
- LEU Niedrig angereichertes Uran mit einer Anreicherung von < 20% (Low Enriched Uranium)
- LFR Bleigekühlter Schneller Reaktor (Lead-cooled Fast Reactor)
- LMFR Flüssigmetallgekühlter Schneller Reaktor (Liquide Metall cooled Fast Reactor)
- LMR Flüssigmetallgekühlter Reaktor (Liquide Metall cooled Reactor)
- LWGR Leichtwassergekühlte, graphitmoderierte Reaktoren (Light-Water Cooled, Graphite Moderated Reactor)
- LWR Leichtwasserreaktor (Light Water Reactor)
- MCSFR (Chlorid-)Salzschmelzegekühlter Schneller Reaktor (Molten Chloride Salt Fast Reactor)
- MoU Absichtserklärung (Memorandum of Understanding)
- MOX Uran-Plutonium Mischoxid-Brennstoff (Mixed Uranium-Plutonium Oxide fuel)

- MSFR Salzschnmelzegekühlter Schneller Reaktor (Molten Salt Fast Reactor)
- MSR Salzschnmelzereaktor (Molten Salt Reactor)
- MSRE Versuchs-Salzschnmelzereaktor (Molten Salt Reactor Experiment)
- MWe Elektrische Leistung in Megawatt (Mega Watt electric)
- MWth Thermische Leistung in Megawatt (Mega Watt thermal)
- NASA Nationale Aeronautik- und Raumfahrtbehörde (National Aeronautics and Space Administration)
- NOAK N-tes Exemplar einer Reihe (Nth of a kind)
- NEA Kernenergieagentur der OECD (Nuclear Energy Agency)
- NPP Kernkraftwerk (Nuclear Power Plant)
- NRC US-amerikanische Aufsichtsbehörde (U.S. Nuclear Regulatory Commission)
- OCC Konstruktionskosten (Overnight Construction Cost)
- OECD Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (Organisation for Economic Co-operation and Development)
- ONR Aufsichtsbehörde im Vereinigten Königreich (Office for Nuclear Regulation)
- ORNL Oak Ridge National Laboratory
- PBMR Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor (Pebbled Bed Modular Reactor)
- PHWR Schwerwassergekühlter und -moderierter Druckwasserreaktor (Pressurized Heavy Water Reactor)
- PSA Probabilistische Sicherheitsanalyse (Probabilistic Safety Assessment)
- PSAR Vorläufiger Sicherheitsbericht (Preliminary Safety Analysis Report)
- PWR Druckwasserreaktor (Pressurized Water Reactor)
- RDB Reaktordruckbehälter (Reactor Pressure Vessel)
- SCWR mit superkritischem Wasser gekühlter Reaktor (Supercritical Water-cooled Reactor)
- SFR Natriumgekühlter Schneller Reaktor (Sodium-cooled Fast Reactor)
- SNF Abgebrannter Brennstoff (Spent Nuclear Fuel)
- SSC Systeme, Strukturen und Komponenten (Systems, Structures and Components)
- SMR „Small Modular Reactor“, auch „Small and Medium Sized Reactor“
- TRISO Dreifach beschichtetes Kernbrennstoffkugelchen (TRistructural-ISOtropic)

- TRL Technologischer Entwicklungsstand (Technology Readiness Level)
- TWR Laufwellenreaktor (Travelling Wave Reactor)
- U.S. DoD US-amerikanisches Verteidigungsministerium (U.S. Department of Defense)
- VDR Konzept-Prüfung der kanadischen Aufsichtsbehörde (Vendor Design Review)
- VHTR Hochtemperaturreaktor (Very High Temperature Reactor)
- V.K. Vereinigtes Königreich Großbritannien und Nordirland
- WNA World Nuclear Association
- WNN World Nuclear News
- WWER Russischer Druckwasserreaktor (Water-cooled Water-Moderated Power Reactor)

Zusammenfassung

International werden seit Jahrzehnten sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte (SNR) diskutiert, erforscht und entwickelt. Im Fokus stehen dabei häufig sechs Technologielinien, deren Entwicklung von einem internationalen Forschungsverbund, dem „Generation IV International Forum“ (GIF) verfolgt wird. Daneben gibt es aber auch andere Entwicklungen, die nicht unmittelbar den Technologielinien des GIF zugeordnet werden können. Hierzu zählen insbesondere beschleunigergetriebene Reaktoren. Innerhalb der Technologielinien wird zum Teil eine größere Anzahl verschiedener konkreter Reaktorkonzepte von unterschiedlichen Staaten oder Firmen verfolgt.

SNR sollen nach Ansicht ihrer Entwickler gegenüber heutigen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken in Bezug auf Kriterien wie Brennstoffausnutzung, Sicherheit und Zuverlässigkeit, Wirtschaftlichkeit sowie nuklearer Nichtverbreitung (Non-Proliferation) im Vorteil sein. Ebenso wird ein reduzierter Anfall von hochradioaktiven Abfällen als möglicher Vorteil benannt sowie ein Einsatz zum Management radioaktiver Abfälle (Transmutation). Diesen Ankündigungen steht gegenüber, dass solche SNR, trotz zum Teil jahrzehntelanger Entwicklung, bisher entweder technologisch noch nicht ausgereift sind oder sich aus kommerziellen oder sicherheitstechnischen Gründen nicht durchgesetzt haben.

SNR werden häufig auch als eine „vierte Generation“ von Reaktorkonzepten bezeichnet. Im Rahmen des GIF wurde dazu ein Generationenbegriff eingeführt, der sich auf eine erste Generation früherer Prototypreaktoren, eine zweite Generation großer Leistungsreaktoren und eine dritte Generation fortgeschrittener Leistungsreaktoren bezieht. Diesen stellt das GIF die sechs verschiedenen Technologielinien gegenüber, die es unter dem Begriff einer „vierten Generation“ zusammenfasst.

Diese Technologielinien unterscheiden sich jedoch in wesentlichen Merkmalen von den heute weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken (überwiegend Leichtwasserreaktoren, LWR). Im Sinne eines technologischen Generationenbegriffs ist eher eine Einteilung der Entwicklung innerhalb einer Technologielinie sinnvoll, beispielsweise in erste Experimentalreaktoren, erste Demonstrationsreaktoren, erste Leistungsreaktoren und weiterentwickelte Leistungsreaktoren. Bei einer derartig differenzierten Betrachtung des Forschungsstandes innerhalb der verschiedenen Technologielinien müsste für SNR von Reaktorkonzepten einer ersten oder zweiten Generation gesprochen werden, da typischerweise bisher nur erste Experimentalreaktoren bzw. Demonstrationsreaktoren gebaut wurden. Aus diesem Grund wird im Rahmen der hier vorgenommenen Untersuchung der Generationenbegriff des GIF nicht verwendet und stattdessen weiterhin von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten (SNR) gesprochen.¹

Im Rahmen dieser Untersuchung werden relevante SNR mit Blick auf verschiedene Kriterien analysiert und bewertet. Von besonderem Interesse für eine Einschätzung von SNR sind der technische Entwicklungsstand der Konzepte, Fragen zur kerntechnischen Sicherheit, Fragen der Brennstoffver- und -entsorgung, Proliferationsrisiken sowie ökonomische Aspekte. Weiterentwicklungen heutiger Leicht- und Schwerwasserreaktoren sind nicht Gegenstand der hier vorgenommenen Untersuchungen. Weiterhin werden Entwicklungen im Bereich sogenannter „Small Modular Reactors (SMR)“ nicht vertieft betrachtet.

¹ Nicht zu verwechseln mit der Abkürzung für das in Deutschland in den 1970er Jahren entwickelte und dann verworfene Demonstrationsprojekt eines Schnellen natriumgekühlten Reaktors.

Länderspezifische Betrachtung

Weltweit gibt es zahlreiche Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten sowie Pilotprojekte für SNR. Für ausgewählte Länder werden sie detailliert dargestellt. Heute als „neuartig“ bezeichnete Technologielinien wurden bereits in der Anfangsphase kerntechnischer Entwicklungen in den 1940er und 1950er Jahren erforscht und entwickelt, vor allem die Schnellen Reaktoren, aber auch Hochtemperaturreaktoren und Salzschnmelzereaktoren. Weltweit hat sich der Leichtwasserreaktor durchgesetzt, während SNR im innovationsökonomischen „Tal des Todes“ landeten, d. h. die Inventionen wurden nicht durch anschließende Innovationen und Ausbreitung der Technologie weitergeführt. Die damit produzierte Pfadabhängigkeit für das Systemgut Leichtwasserreaktor legt nahe, dass kurz- und mittelfristig diese Technologielinie dominant bleibt. SNR können in diesem Umfeld höchstens als Nischentechnologie verfolgt werden.

Motive der Länder zur Entwicklung von SNR beinhalten geopolitische und militärische Aspekte, die Dekarbonisierung des Energiesystems, die Entwicklung eines sogenannten geschlossenen Brennstoffkreislaufs auch mit Blick auf das Abfallmanagement sowie den Innovationswettbewerb. In einigen Ländern stellen aktuelle Anstrengungen im Bereich SNR eine Möglichkeit dar, nach mehreren erfolglosen Anläufen das Innovationssystem Kernkraft wieder zu stabilisieren. Dies ist z. B. in den USA der Fall, wo SNR bislang wenig ausgeprägt sind und inzwischen sogar der Bau von Leichtwasserreaktoren praktisch zum Erliegen gekommen ist. Für potenzielle Einstiegsländer stellen sich SNR als zu anspruchsvoll heraus, sodass überwiegend auf den Bau von importierten Leichtwasserreaktoren gesetzt wird, z. B. in Polen bzw. den Vereinigten Arabischen Emiraten.

Den drei Atom-Supermächten (USA, Russland, China) ist eine Innovationsdynamik gemeinsam: In den jeweiligen Anfangsphasen der Kernkraftentwicklung wurden erhebliche Ressourcen in die Entwicklung von Leichtwasser- und Nicht-Leichtwasserreaktoren investiert, jedoch setzten sich in der weiteren Entwicklung nur die Leichtwasserreaktoren kommerziell durch.

Die Vorstellung von der Plutoniumwirtschaft und dem „geschlossenen Brennstoffkreislauf“ unter Verwendung von Schnellen Reaktoren eint die Innovationsstrategien in allen betrachteten Ländern. Die USA brachen diese Entwicklung in den 1970er Jahren aufgrund fehlender Diffusionsperspektiven und der Proliferationsrisiken ab und konnten beispielsweise durch bilaterale Abkommen auch andere Länder davon überzeugen. In China werden im Bereich der SNR auch Schnelle Reaktoren als eine Perspektive unter anderen verfolgt. Russland verfügt heute über zwei, als kommerziell eingestufte Schnelle Reaktoren, von denen aber keiner den Weg zur Serienreife geschafft hat.

Im Gutachten wurden die Forschungsaktivitäten von sechs ausgewählten Ländern genauer analysiert, die sich folgendermaßen zusammenfassen lassen:

Die **USA** waren seit den 1950er Jahren durch das Manhattan-Projekt weltweit führend in der Entwicklung von Reaktortechnologie. Jedoch erfolgte die Diffusion, sowohl in den USA als auch international, lediglich bei Leichtwasserreaktoren und nicht, wie ursprünglich erwartet, auch in den anderen Technologielinien. Mit der weitgehenden Einstellung von Aufträgen für den Bau von Leichtwasserreaktoren seit den 1980er Jahren befindet sich die US-Kernkraftwerkstechnik im Rückgang, den auch das Energiegesetz von 2005 bisher nicht aufgehalten hat. Die seit ca. zehn Jahren beobachteten Aktivitäten zur Förderung sowohl von Leichtwasserreaktoren mit geringen Leistungen (SMR-Konzepte) als auch von SNR, sind ein Versuch, für die US-Kernkraftwerkstechnik wieder einen Anspruch auf internationale Technologieführerschaft zu entwickeln. Derzeit ist kein kommerzieller Durchbruch abzusehen.

In **Russland** lag in der Anfangszeit der kerntechnischen Entwicklung der Schwerpunkt bei Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum (SFR, später auch LFR) in Verbindung mit Wiederaufarbeitung (Mayak, Pilotanlage sowie Brennelemente-Fabrik Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffe in Zheleznogorsk). In der Folge wurde dieser Schwerpunkt vertieft (BN-600, BN-800). Aktuell befindet sich das russische Innovationssystem bzgl. SNR in einer Phase, in der die Forschungsinfrastruktur älter wird (BOR-60, seit 1969 in Betrieb) und Projekte aufgeschoben werden (z. B. BN-1200), derzeit wird der BREST-OD-300 priorisiert. Russland hält an der Langzeitstrategie fest, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Hilfe von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zu erreichen und parallel die Entwicklung von Leichtwasserreaktoren voranzutreiben.

China hat seit den 1960er Jahren sein nukleares Innovationssystem durch eine Importstrategie vorangetrieben. Nach militärischen Entwicklungen in den 1950er Jahren wurden sowohl bei Leichtwasserreaktoren als auch bei SNR Fortschritte erzielt. SNR werden parallel zum Ausbau der Leichtwasserreaktoren entwickelt. Dabei hat China ein breites Spektrum von Technologielinien aufgebaut, insbesondere Schnelle Reaktoren und Hochtemperaturreaktoren. Derzeit befinden sich die Projekte noch im Bereich der Grundlagenforschung bzw. von Prototypen, ein kommerzieller Roll-Out ist noch nicht abzusehen.

Südkorea ist eines der führenden Industrieländer und hat sich, ursprünglich mit Unterstützung der USA, zu einem der wenigen Anbieter für Reaktortechnik entwickelt. Südkorea verfügt über ein umfangreiches eigenes kommerzielles Kernkraftprogramm, welches in den 2000er Jahren auch Exporte verzeichnen konnte. Das Land unterhält bezüglich Forschung und Entwicklung besonders intensive Beziehungen mit den USA. Im Bereich SNR intensiviert Südkorea die Beteiligung an ausländischen, insbesondere amerikanischen SNR-Entwicklungen. Darüber hinaus werden eigene Entwicklungen vorangeführt, z. B. von Wiederaufarbeitungstechnologien in Verbindung mit Schnellen Reaktoren. Eine kommerzielle Nutzung der SNR ist derzeit nicht absehbar.

Nachdem **Belgien** historisch bedingt in den 1950er Jahren zu den ersten Ländern mit kommerzieller Kernkraftwerksnutzung wurde, hat es seit dieser Anfangsphase ein kleines nationales Innovationssystem entwickelt. Belgiens Aktivitäten für die Entwicklung von SNR fokussieren sich auf die Entwicklung und Internationalisierung des Forschungsprojektes MYRRHA, einer Kombination von einem beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktor (ADS) und einem Blei-Bismutgekühlten Schnellen Reaktor (LFR). Initiale Zeitpläne und Kostenschätzungen wurden überschritten und es bestehen Schwierigkeiten bei der Finanzierung des Projektes.

In **Polen** wird seit mehreren Jahrzehnten der Einstieg in die kommerzielle Kernenergie diskutiert. Dieser ist jedoch bis heute noch nicht umgesetzt. Seit den 1950er Jahren wird in geringem Maßstab an Reaktortechnik geforscht, vor allem am Forschungsreaktor MARIA (seit 1974 in Betrieb). Für SNR ist zu beobachten, dass Polen Wissen aufbaut, indem sich polnische Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler an europäischen Forschungsprojekten beteiligen. Insbesondere wird ein Fokus auf die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren gesetzt, u. a. mit Erwägungen zum Bau eines gasgekühlten Hochtemperatur-Forschungsreaktors (TeResa).

Insbesondere zeigen die Länderstudien, dass ein Systemwechsel von Leichtwasserreaktoren zu serienreifen SNR nicht absehbar ist. Selbst die Entwicklungsperspektiven von bestehenden Leichtwasserreaktoren sind durch den Durchbruch kostengünstiger, erneuerbarer Energiesysteme in Verbindung mit Flexibilitätsoptionen als sehr gering einzuschätzen.

Technologiespezifische Betrachtung

Im Rahmen dieser Untersuchung werden die heute verfolgten SNR in sieben verschiedene Technologielinien eingeteilt. Dabei handelt es sich um natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR), bleigekühlte Schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactor, LFR), gasgekühlte Schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactor, GFR), Hochtemperaturreaktoren (Very High Temperature Reactor, VHTR), mit superkritischem Wasser gekühlten Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactor, SCWR), Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) sowie beschleunigergetriebene unterkritische Reaktoren (Accelerator Driven System, ADS).

Die untersuchten Technologien wurden hinsichtlich des bislang erzielten technologischen Reifegrades, Sicherheitsaspekten, Ver- und Entsorgungsaspekten, Proliferationsfragen sowie Kosten betrachtet.

Konzepte für **natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (SFR)** werden seit Beginn der Nutzung der Kernenergie diskutiert. Wesentliches Entwicklungsziel ist dabei die Erzeugung von Plutonium aus dem eingesetzten Uranbrennstoff und die weitere Nutzung dieses Plutoniums als Spaltstoff zur Energieerzeugung. Zusätzlich wird heute oft ihr Potential zur Partitionierung und Transmutation radioaktiver Abfallnuklide (P&T) angeführt. Daher steht eine mögliche Nutzung von SFR immer auch im Zusammenhang mit der Entwicklung plutoniumhaltiger Brennstoffe (MOX) und von Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe sowohl aus LWR wie aus SFR.

Wie bei LWR erfolgte die Entwicklung von SFR in drei Phasen von experimentellen Reaktoren über Prototyp- und Demonstrationsreaktoren bis hin zu kommerziellen Anlagen. Die bisherige Betriebserfahrung mit SFR reicht dabei vom Auftreten ernster Stör- und Unfälle mit teils jahrelangen Stillstandzeiten bis zu einem über Jahrzehnte hinweg weitgehend störungsfreien Betrieb. Neben einer größeren Zahl bereits wieder stillgelegter Anlagen befinden sich noch drei experimentelle SFR sowie drei von der IAEA als kommerziell geführte Reaktoren in Betrieb. SFR sind neben den VHTR von allen Technologielinien der SNR die am weitesten technisch entwickelte. Die Forschungs- und Entwicklungsbemühungen konzentrieren sich daher weitgehend auf die Optimierung eines ökonomischen und zuverlässigen Betriebs sowie eine weitere Erhöhung der Sicherheit. Weiterhin sind Entwicklungen im Bereich der Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung für SFR erforderlich.

Mit Blick auf die Sicherheit weist Natrium als Kühlmittel den Vorteil auf, dass es im Normalbetrieb nur in geringem Umfang zu Korrosion an Strukturmaterialien oder Hüllrohren führt. Dem steht gegenüber, dass Natrium ein opakes (undurchsichtiges) Kühlmittel darstellt, Inspektionen und Instandhaltungsvorgänge des Reaktors daher aufwändiger sind und Be- und Endladevorgänge nicht visuell kontrolliert werden können. Die Reaktivitätskontrolle stellt an SFR grundsätzlich höhere Anforderungen als an LWR. Vor allem bei Einsatz von Plutoniumbrennstoffen reagieren Schnelle Reaktoren sehr sensitiv, dies stellt besondere Anforderungen an das Abschaltssystem, um einen unkontrollierbaren Leistungsanstieg zu verhindern. Insgesamt stellen die höheren Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle bei SFR einen intrinsischen Nachteil gegenüber heutigen LWR dar. Anders als bei LWR steht der Primärkühlkreislauf nicht unter hohem Druck. Große Kühlmittelverluststörfälle sind daher unwahrscheinlicher als bei Leichtwasserreaktoren. Ein Sicherheitsnachteil von SFR gegenüber LWR ist dagegen, dass das Kühlmittel Natrium exotherm bei Kontakt mit Wasser reagiert und bei Kontakt mit Sauerstoff bei hohen Temperaturen entflammt. Beim Betrieb von Schnellen Reaktoren kam es immer wieder zu Natriumbränden, was zu Betriebsausfällen führte.

MOX-Brennstoffe müssten nach dem Einsatz im Reaktor ebenfalls in ein Endlager verbracht werden. Alternativ wäre eine Multirezyklierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T-Szenarien angedacht wird, industriell zu entwickeln, was aus heutiger Sicht jedoch nicht zu erwarten ist. Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus LWR kein wesentlicher Unterschied. Die Nutzung von Schnellen Reaktoren hat nur marginalen Einfluss auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T-Strategie vermieden werden. In Hinsicht auf die Proliferation ist für SFR besonders die Eigenschaft relevant, dass in Uran-Brutblankets von Schnellen Reaktoren waffengrädiges Plutonium entsteht beziehungsweise SFR mit Brutmantel grundsätzlich dafür gedacht sind, zusätzliche Mengen an spaltbarem Material zu erzeugen. Zusammen mit der angedachten Separierung des Plutoniums zum Wiedereinsatz in MOX-Brennstoffen macht dies SFR wesentlich proliferationsrelevanter als LWR mit einem offenen Brennstoffkreislauf. Ein ökonomischer Vorteil wurde in der Vergangenheit für SFR erwartet, wenn sich durch eine Knappheit von Uran sehr hohe Preise für Spaltstoffe ergeben würden und damit die Nutzung von Plutonium als alternativer Spaltstoff attraktiv würde. Hierzu wären jedoch extrem hohe Uranpreise erforderlich. Diese sind aus heutiger Sicht für die nächsten Jahrzehnte nicht zu erwarten. Die Investitionskosten von SFR werden typischerweise höher als diejenigen heutiger LWR eingeschätzt. Gleichzeitig sind die bislang erreichten Verfügbarkeiten von SFR geringer als bei LWR. Insgesamt ist damit für SFR mit Blick auf die Wirtschaftlichkeit von einem intrinsischen Nachteil gegenüber LWR auszugehen.

Die **bleigekühlten Schnellen Reaktoren (LFR)** gehören neben SFR zu den mit Flüssigmetallen gekühlten Schnellen Reaktoren, so dass die Vor- und Nachteile von SFR weitgehend auf LFR übertragen werden können. Ebenso wie bei SFR wird für LFR ein Betrieb in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf vorgesehen, mit dem angestrebten Vorteil der Nutzung von MOX-Brennstoffen und damit einem geringeren Natururanverbrauch. Ebenfalls soll der LFR für die Transmutation Minorer Aktinide genutzt werden. Ein Nachteil des LFR ist, dass gegenüber dem SFR wesentlich weniger Betriebserfahrungen vorliegen und außerhalb des sowjetischen Programms zur Nutzung von bleigekühlten U-Bootreaktoren bisher noch kein größerer Prototyp eines LFR betrieben wurde. Die Entwicklung des LFR liegt hinter der Entwicklung von SFR weit zurück.

Gegenüber SFR hat die Nutzung von Blei bzw. einer Blei-Bismut-Legierung den Vorteil, dass das Kühlmittel chemisch nicht reaktiv ist, einen hohen Siedepunkt aufweist und thermisch träge reagiert. Die Leistungsdichte im Kern ist geringer. Dem steht gegenüber, dass Blei ein erheblich höheres Korrosions- und Erosionspotential aufweist und aufgrund der hohen Masse des Bleis besonders auf eine robuste Auslegung mit Blick auf Erdbeben geachtet werden muss. Neben der Hauptrolle des LFR zur Stromerzeugung kommt aufgrund der Betriebstemperaturen zwischen 400 und 620°C ebenfalls die Nutzung der Prozesswärme als Anwendung in Betracht, zukünftig sollen auch höhere Temperaturen in LFR erreicht werden. Kostenvorteile gegenüber SFR sind durch eine einfachere Konstruktion und durch Verzicht eines Zwischenkühlkreislaufes möglich.

Die **gasgekühlten Schnellen Reaktoren (GFR)** unterscheiden sich von den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren (SFR, LFR) im Wesentlichen durch die anderen Eigenschaften des Kühlmittels, wobei heute vor allem Helium als Kühlmittel diskutiert wird. Ein wesentlicher potenzieller Vorteil eines GFR liegt darin, dass über die Gaskühlung mit Helium grundsätzlich besonders hohe Betriebstemperaturen im Bereich von 800-850°C möglich sind. Bis heute wurde aber noch kein heliumgekühlter Schneller Reaktor gebaut und betrieben. Um einen ersten Versuchsreaktor realisieren zu können, sind noch umfangreiche Weiterentwicklungen im Bereich von Brennstoffen

und Hochtemperaturmaterialien erforderlich, insbesondere um Temperaturen im Bereich jenseits von 800°C zu realisieren. Weiterhin sind noch technologische Entwicklungen im Bereich der Systeme und Komponenten zur Heliumkühlung sowie von betrieblichen und Sicherheitssystemen notwendig. Bevor ein größerer Demonstrationsreaktor gebaut und betrieben werden könnte, ist der Bau und Betrieb eines kleineren Experimentalreaktors als notwendiger Zwischenschritt anzusehen. GFR werden innerhalb des GIF vor allem auch als längerfristige Alternative zu flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren angesehen.

Helium als Kühlmittel weist günstige intrinsische Eigenschaften mit Blick auf die Sicherheit auf. So ist es chemisch inert, optisch transparent und bildet keine radioaktiven Aktivierungsprodukte. Diesen günstigen Eigenschaften stehen allerdings intrinsische Nachteile mit Blick auf andere Sicherheitsfunktionen entgegen, die sich vor allem aus den schlechteren Eigenschaften von Helium zur Wärmeabfuhr ergeben. Anders als bei den ebenfalls Helium-gekühlten VHTR-Konzepten weisen GFR eine hohe Leistungsdichte im Kern bei gleichzeitig nur geringer Wärmeleitfähigkeit und Wärmekapazität der Kernstrukturen auf. Aufgrund der geringen Dichte und Wärmeleitfähigkeit von Helium sind für eine ausreichende Kernkühlung bei GFR daher ein hoher Kühlmitteldruck und ein hoher Kühlmitteldurchsatz im Kern notwendig, die bei allen Ereignisabläufen aufrechterhalten werden müssen. Eine Gesamtbewertung des zukünftig erreichbaren Sicherheitsniveaus ist vor diesem Hintergrund nicht eindeutig möglich. Aufgrund der Probleme bezüglich der Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung ist insgesamt jedoch eher von einem Nachteil im Bereich der Sicherheit auszugehen. Mit Blick auf Ver- und Entsorgungsaspekte sowie Proliferationsrisiken hängen diese bei GFR genau wie bei den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren entscheidend von der konkreten Ausgestaltung des Brennstoffkreislaufs ab. Hier ergeben sich keine wesentlichen technologiespezifischen Unterschiede zu diesen. Die höhere Effizienz von GFR gegenüber LWR kann zu Kostenvorteilen gegenüber heutigen LWR führen. Inwieweit sich diese allerdings realisieren lassen, hängt von der Verfügbarkeit geeigneter Brennstoffe und Strukturmaterialien ab und muss aus heutiger Sicht als weitgehend offen eingestuft werden.

Die grundsätzliche Idee von **Salzschmelzreaktoren (MSR)** ist es, spaltbare und fertile Stoffe in flüssigem Fluorid- oder Chloridsalz aufzulösen, so dass die Spaltung und das Brüten neuen Spaltmaterials im flüssigen Brennstoffsalz erfolgt. Im Prinzip ist durch einen flüssigen Brennstoff eine flexible Handhabung der nuklearen und chemischen Prozesse durch kontinuierliche Veränderung der Brennstoffzusammensetzung möglich. Bei MSR ist eine Vielzahl unterschiedlichster Reaktorkonzepte denkbar, da unterschiedliche Salze, Spaltstoffe, Moderatormaterialien und Systemkonfigurationen miteinander kombiniert werden können. Erste Versuchsanlagen wurden in den 1950er und 1960er Jahren in den USA betrieben, größere Demonstrationsanlagen wurden bisher nicht gebaut. Für die weitere Entwicklung von MSR sind noch umfangreiche Arbeiten in den Bereichen der Materialentwicklung von Brennstoffsalzen und Strukturmaterialien – vor allem in Bezug auf Korrosion –, der Entwicklung integrierter Modelle zum Reaktorverhalten für Sicherheitsanalysen sowie der Systeme für Produktion, Verarbeitung, Transport und Lagerung radioaktiver Salze erforderlich. Bevor ein größerer Demonstrationsreaktor gebaut und betrieben werden könnte, ist der erneute Bau und Betrieb eines kleineren Experimentalreaktors als notwendiger Zwischenschritt anzusehen.

Die Eigenschaften von MSR hängen sehr stark von den konkreten Eigenschaften eines jeweiligen Reaktorkonzepts ab. MSR können günstige intrinsische sicherheitstechnische Eigenschaften wie beispielsweise eine stark negative Rückkopplung der Reaktivität mit der Temperatur aufweisen. Solchen Eigenschaften stehen allerdings wiederum umfangreiche neue sicherheitstechnische Fragestellungen, beispielsweise im Zusammenhang mit dem kontinuierlichen Zu- und Abfluss von

Reaktivität in bzw. aus dem Reaktorkern gegenüber. Auch Aspekte des Brennstoffkreislaufs von MSR sind aus heutiger Sicht noch weitgehend offen, da umfangreiche Fragestellungen zur chemischen Prozessführung (sowohl hinsichtlich der Brennstoffzusammensetzung als auch von Wiederaufarbeitungstechnologien) ungeklärt sind. MSR werden hohe Anforderungen an die Spaltmaterialüberwachung stellen, da der Brennstoff in freifließender Form vorliegt. Hinsichtlich der Kosten sind aufgrund des sehr frühen Entwicklungsstands dieser Technologielinie noch keine zuverlässige Aussage zu treffen, die Risiken für Kapitalgeber sind hoch. Welche der potenziellen Vor- oder Nachteile in einem konkreten Reaktorkonzept realisiert werden, ist aus heutiger Sicht offen. Inwieweit sich damit gegenüber heutigen LWR insgesamt Vor- oder Nachteile ergeben, kann daher zum derzeitigen Zeitpunkt nicht beantwortet werden.

Die Grundidee eines mit **superkritischem Wasser gekühlten Reaktors (SCWR)** ist es, eine gegenüber heutigen LWR höhere Arbeitstemperatur zu erreichen und dadurch die Effizienz des Reaktorsystems zu erhöhen. Dazu soll das Kühlmittel im Reaktor auf Temperaturen jenseits des sogenannten kritischen Punkts von Wasser aufgeheizt werden, welcher bei 374°C und 22,1 MPa Druck liegt. Ansonsten ähneln SCWR sehr weitgehend den heutigen LWR und weisen daher auch die geringsten Unterschiede zu diesen auf. Bis heute wurde dennoch kein mit superkritischem Wasser gekühlter Reaktor gebaut. Um einen ersten Versuchsreaktor realisieren zu können, sind noch umfangreiche Weiterentwicklungen insbesondere im Bereich von Hochtemperaturmaterialien erforderlich.

Die sicherheitstechnischen Eigenschaften und das Sicherheitskonzept von SCWR sind weitgehend vergleichbar zu heutigen LWR, es ist insgesamt nicht von einem signifikanten Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen. Die höhere Effizienz von SCWR gegenüber LWR kann zu einer um ca. 25-30% reduzierten Masse an abgebranntem Brennstoff führen. Mögliche Einsparungen im Bereich der Investitionskosten sowie die höhere Effizienz im Betrieb können weiterhin zu Kostenvorteilen gegenüber heutigen LWR führen.

Die Grundidee des **Hochtemperaturreaktors (Very High Temperature Reactor, VHTR)** ist es, durch die hohen Temperaturen entsprechend hohe Wirkungsgrade zur Stromproduktion zu erzielen und/oder Prozesswärme zu nutzen. Um den hohen Temperaturen Stand zu halten, wird Graphit sowohl als Strukturmaterial und gleichzeitig zum Einschluss des Brennstoffs in Kugeln oder Stäben verwendet. Hochtemperaturreaktoren werden seit mehr als 60 Jahren entwickelt. Bisher konnte in keinem Forschungs- und Entwicklungsprogramm ein Reaktor über einen längeren Zeitraum mit hoher Auslastung betrieben werden. Die meisten intensiven Entwicklungsprogramme (Deutschland, USA, Südafrika) brachen bisher in der Phase des Demonstrationskraftwerks ab, aufgrund des Desinteresse seitens der Betreiber wegen Bedenken bezüglich eines zuverlässigen und ökonomischen Betriebs. Aktive Forschungs- und Entwicklungsprogramme finden derzeit vor allem in China, den USA und in Japan statt. Besonders für Reaktorkonzepte mit Temperaturen zwischen 750°C und 950°C sind noch wesentliche Entwicklungsarbeiten, vor allem hinsichtlich von Materialien und der Instrumentierung zu leisten. Je nach Reaktorkonzept ist auch die derzeitige maximal zulässige Brennstofftemperatur von 1600°C nicht ausreichend und es ist eine weitere Brennstoffentwicklung notwendig.

Hochtemperaturreaktoren sind besonders mit dem Schlagwort der „inhärenten Sicherheit“ verbunden. Aufgrund der geringen Leistungsdichte im Reaktor und aufgrund des trägen Temperaturverhaltens sind Kühlmittelverluststörfälle nicht das hauptsächliche Risiko, dies ist ein Vorteil gegenüber LWR. Selbst bei Ausfall der aktiven Kühlung kann der abgeschaltete Reaktor sich selbst kühlen, solange er eine Leistungsgröße im Bereich von wenigen hundert Megawatt

thermischer Leistung nicht überschreitet. Die relevanten Unfallszenarien für eine radioaktive Freisetzung sind daher nicht die Kernschmelze wie beim LWR, sondern das Eindringen von Wasser und/oder Luft in den Reaktorkern. Wasser kann ab einer bestimmten Menge einen Reaktivitätsstörfall auslösen. Der Graphit des Brennstoffs und von Reaktorstrukturen wie der Reaktorwand kann oxidieren und sich bei Kontakt mit Wasser zersetzen bzw. in Verbindung mit Sauerstoff brennen. Eine massive Freisetzung von Radioaktivität ist daher bei Hochtemperaturreaktoren keinesfalls prinzipiell (durch inhärente Eigenschaften) ausgeschlossen.

Durch einen Einsatz von VHTR würde Graphit zur Entsorgung anfallen, daraus ergäben sich andere Anforderungen im Bereich der Endlagerung und der zu führenden Langzeitsicherheitsanalyse. In Hinsicht auf die Proliferation ist beim Einsatz von Uranbrennstoffen ebenfalls die Technik der Urananreicherung notwendig. Mit dem VHTR ist ebenfalls eng die Idee der Nutzung von Thoriumbrennstoffen verbunden. Kugelhaufenreaktoren sind wegen des laufenden Austauschs des Brennstoffes anfälliger gegenüber der Abzweigung von Brennstoff als LWR. Der große potentielle Vorteil eines VHTR ist die Möglichkeit für Kraft-Wärme-Kopplung und zur Produktion von Prozesswärme, die je nach Temperatur auch zur Wasserstoffherzeugung genutzt werden könnte.

Die Grundidee **beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktoren (Accelerator-Driven System, ADS)** ist es, einen Schnellen Reaktor mit einem unterkritischen Reaktorkern zu betreiben. Da ein solcher Reaktor von selbst keine stationäre (d. h. zeitlich konstante) Neutronenpopulation aufrechterhalten kann, ist er auf eine „externe“ Neutronenquelle angewiesen. Die externe Neutronenquelle wird typischerweise durch einen Protonen-Beschleuniger realisiert, dessen Teilchenstrahl im Innern des Reaktorkerns auf ein Schwermetalltarget aufprallt und über einen Spallationsprozess hochenergetische Neutronen erzeugt. Die ursprüngliche Idee, große Beschleuniger und Neutronen aus dem Spallationsprozess für die Transmutation von Radionukliden zu nutzen, entstand in den 1950er Jahren. Seit den 1990er Jahren erleben Pläne zur Energieerzeugung mit ADS neuen Auftrieb. Bisher gibt es weltweit keine laufende Prototypanlage eines ADS. Die Entwicklung befindet sich derzeit noch in der Konzept- und Planungsphase. Neben der Notwendigkeit, ein unterkritisches Schnelles Reaktorsystem zu entwickeln (geplant sind bleigekühlte Systeme), kommt die Entwicklung einer zuverlässigen Spallationsneutronenquelle hinzu. Der Beschleuniger muss über Monate hinweg ohne Unterbrechung arbeiten. Beschleuniger sind immer noch kostspielig und groß. Daneben bestehen technische Schwierigkeiten bei der Wärmeabfuhr aus dem Schwermetalltarget.

ADS könnten durch die unterkritische Anordnung deutliche Sicherheitsvorteile haben. ADS werden auch zur Transmutation von radioaktiven Abfällen diskutiert. Sie haben Vorteile für die Transmutation aufgrund des schnellen Neutronenspektrums und der im Vergleich zu kritischen Reaktoren größeren Flexibilität bezüglich der Brennstoffzusammensetzung. Da viele Details von ADS-Konzepten und den dazugehörigen Brennstoffkreisläufen im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der letztlich zu entsorgenden Abfallinventare. Für den Bau des Beschleunigers und der Spallationsneutronenquelle und deren Betrieb fallen Kosten an, ebenfalls wird ein Teil des erzeugten Stroms für den Betrieb der Anlage verwendet. Ein ADS ist daher teurer als ein vergleichbarer LFR.

Technologieübergreifende Schlussfolgerungen

Für alle betrachteten Technologielinien finden seit mehreren Jahrzehnten, zum Teil bereits seit der Mitte des letzten Jahrhunderts, umfangreiche **Forschungs- und Entwicklungsarbeiten** statt. Dabei wurden je nach Technologielinie bereits technische Versuchsstände für Einzelphänomene, kleinere experimentelle Reaktoren (für SFR beispielsweise die US-amerikanischen Anlagen EBR-I und II

oder die russischen BR-10 und Bor-60) sowie größere Demonstrationsreaktoren (für den SFR beispielsweise die französischen Anlagen Phénix und Super-Phénix oder die russischen Anlagen BN-350 oder BN-600) errichtet und betrieben. Dennoch existiert bis heute kein kommerziell konkurrenzfähiges Reaktorkonzept im Bereich der SNR.

Die umfangreichsten technischen Erfahrungen liegen für die Technologielinien der SFR und der VHTR vor. Ihre technische Machbarkeit im Sinne des Baus und Betriebs eines Demonstrationsreaktors zur Stromproduktion ist erfolgt. Um jedoch die mit diesen Technologielinien verbundenen Vorteile gegenüber heutigen LWR vollumfänglich zu realisieren bzw. mögliche Nachteile soweit möglich auszuschließen, sind auch für SFR und VHTR noch umfangreiche technologische Weiterentwicklungen und insbesondere der Nachweis eines zuverlässigen Betriebs unter wirtschaftlichen Randbedingungen erforderlich. Für andere Technologielinien ist bislang weder die technische Machbarkeit in Form eines Demonstrationsreaktors gezeigt worden (LFR, MSR), noch liegen umfangreichere Erkenntnisse aus kleineren Experimentalreaktoren vor (GFR, SCWR, ADS).

Für Planung, Genehmigung, Bau und Betrieb solcher Experimental- und Demonstrationsreaktoren muss je Reaktorprojekt ein Zeitraum von mindestens ein bis zwei Jahrzehnten, aufgrund der historischen Erfahrungen wahrscheinlich erheblich mehr, angenommen werden. Die mit diesen Einrichtungen gewonnenen Erkenntnisse müssen ausgewertet werden und in die technische Auslegung eines letztendlichen Prototypreaktors einfließen.

Insbesondere für die Entwicklung beziehungsweise Weiterentwicklung von Brennstoffen und Strukturmaterialien sind umfangreiche Programme notwendig: grundlegende Labor- und Forschungsarbeiten, das Testen der Materialeigenschaften in geeigneten Versuchsständen und der Einsatz der Materialien in Forschungsreaktoren mit repräsentativen technischen Randbedingungen (Temperaturen, Drücke, Kühlmittel, Neutronenspektrum etc.) sowie anschließende Nachbestrahlungsuntersuchungen. Solche Entwicklungen erfordern selbst bei Einsatz umfangreicher Mittel typischerweise ebenfalls einen Zeitraum von vielen Jahren bis zu einigen Jahrzehnten. Da die Anforderungen an die Werkstoffe etwa durch Korrosion mit der Temperatur bei gleichzeitiger Bestrahlung steigen, sehen etliche Entwicklungsprogramme auch mehrere Stufen der Entwicklung vor, mit einer Phase, die weniger Anforderungen an heutige Werkstoffe stellt, und späteren Phasen unter höheren Temperaturen. Höhere Temperaturen sind für die Effizienz der Stromgewinnung und die Nutzung von Prozesswärme ein Kernpunkt von Wirtschaftlichkeitsüberlegungen.

Vereinzelte planen Entwickler von konkreten Reaktorkonzepten aus Zeitgründen auf den Zwischenschritt des Baus und Betriebs von Experimental- oder Demonstrationsreaktoren zu verzichten. Hiermit gehen allerdings hohe Risiken einher, sowohl bezüglich der Genehmigungsfähigkeit als auch der tatsächlichen späteren Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit solcher Reaktorkonzepte. Es zeigt sich, dass Zeitpläne von Entwicklern vielfach von zu optimistischen Annahmen geprägt sind, sich Entwicklungen um Jahre oder auch Jahrzehnte verzögern und vielfach Entwicklungsansätze wieder vollständig eingestellt werden, weil die zugrundeliegenden technologischen Schwierigkeiten nicht überwunden werden konnten.

Der weitere Zeitbedarf für die Entwicklung von SNR liegt also auch heute wahrscheinlich im Bereich von mehreren Jahrzehnten. Vor diesem Hintergrund kann nicht davon ausgegangen werden, dass solche Reaktorkonzepte bis zur Mitte dieses Jahrhunderts in relevantem Umfang zum Einsatz kommen werden. Selbst das GIF geht davon aus, dass erst in der zweiten Hälfte dieses

Jahrhunderts mit einer Einführung solcher Reaktorkonzepte in Ergänzung zu heutigen LWR-Konzepten zu rechnen ist.

Die Mehrheit der SNR-Technologielinien sieht Reaktorkonzepte mit schnellem Neutronenspektrum vor. Bei diesen Technologielinien bestehen im Bereich der **Sicherheit** grundsätzlich höhere Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle, da der Reaktorkern sich typischerweise nicht in seiner kritischsten Anordnung befindet. So sind – anders als bei LWR – auch Stör- bzw. Unfallabläufe denkbar, die zu einem prompt überkritischen Zustand führen, solche Unfallabläufe müssen jedoch praktisch ausgeschlossen werden können.

Für die Wärmeabfuhr bieten verschiedene, bei SNR diskutierte, alternative Kühlmittel eine Reihe von günstigen Eigenschaften. Heliumgas beispielsweise ist chemisch und neutronisch inert, Flüssigmetalle verfügen beispielsweise über eine gute Wärmeleitfähigkeit und eine hohe Wärmekapazität. Auch stehen die primären Kühlkreisläufe bei Systemen mit Flüssigmetallkühlung nicht unter einem hohen Systemdruck, was das Risiko großer Kühlmittelverluststörfälle verringert. Dem steht gegenüber, dass Wasser als Kühlmittel eine technisch breite Anwendung findet und seine Eigenschaften sowie die erforderlichen technischen Systeme wie Pumpen oder Armaturen daher auch extrem gut bekannt und entwickelt sind.

Die Konzepte für einen Einschluss der radioaktiven Stoffe weisen bei den meisten SNR hohe Ähnlichkeiten auf. Durch mehrere gestaffelte Barrieren soll eine Freisetzung von Radioaktivität nach außen verhindert werden. Im Wesentlichen unterscheiden sich die Systeme diesbezüglich aufgrund der in ihnen möglichen Störfallabläufe und den daraus resultierenden Gefahren für die Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe. Während bestimmte Ereignisabläufe wie Kühlmittelverluststörfälle bei SNR gegenüber LWR gegebenenfalls nur noch eine untergeordnete Rolle für die Sicherheit spielen, können dafür andere Ereignisabläufe bestimmend für das erreichbare Sicherheitsniveau werden. Dabei kann die chemische Reaktivität des Kühlmittels (wie das Natrium bei SFR) oder der Strukturmaterialien (wie dem Graphit bei VHTR) eine Rolle spielen, aber auch die veränderten Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle insbesondere bei Schnellen Reaktoren.

Während für einzelne Technologielinien grundsätzliche sicherheitstechnische Vorteile gegenüber heutigen LWR denkbar sind, ist dies bei anderen Technologielinien nicht zu erwarten. Viele sicherheitstechnische Fragestellungen können aber letztlich nur vor dem Hintergrund eines konkreten Reaktorkonzepts analysiert werden, da das Sicherheitsniveau immer von der konkreten technischen Detailausgestaltung eines Reaktorkonzepts abhängig ist. Daher ist eine abschließende sicherheitstechnische Bewertung auch immer erst für ein vollständig definiertes Reaktorkonzept möglich.

Die Technologielinien können aufgrund höherer Arbeitstemperaturen eine gegenüber heutigen LWR höhere Effizienz bei der Stromerzeugung erreichen. Mit Blick auf **Ver- und Entsorgungsaspekte** könnte dadurch der zur Energieerzeugung erforderliche Uranbedarf und damit auch der Anfall von hochradioaktiven Abfällen in der Größenordnung von vermutlich einigen zehn Prozent reduziert werden.

Eine höhere Ausnutzung der Ressource Uran ist durch die Erzeugung und weitere Nutzung von Plutonium denkbar, alternativ könnte bei einer Nutzung von Thorium Uran-233 als Spaltstoff gewonnen werden. Bei einer Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe und der Nutzung von Plutonium und ggf. Minoren Aktiniden könnte weiterhin das Gesamtinventar an Aktiniden, welches in ein geologisches Endlager verbracht werden muss, reduziert werden. Mit den hierfür

erforderlichen Technologien der Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung gehen jedoch, je nach konkreter technischer Ausgestaltung, erhebliche eigene sicherheitstechnische Risiken und Proliferationsrisiken einher.

Erst bei einer sehr langfristigen Kernenergienutzung oder einem extremen Ausbau der Kernenergie wäre eine solche bessere Ausnutzung der bekannten Uranreserven theoretisch erforderlich. Unter heutigen und für die Zukunft zu erwartenden Randbedingungen führt eine solche Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung zu höheren Kosten für die erforderlichen Brennstoffe. Eine wesentliche Reduzierung der Anforderungen an ein geologisches Endlager ist durch die Reduzierung des Aktinideninventars praktisch nicht zu erwarten. Demgegenüber werden zusätzliche schwach- und mittelradioaktive Abfallströme erzeugt. Bei einzelnen Technologielinien würden darüber hinaus auch neuartige Abfallstoffe (wie hochaktive Salze) anfallen, für die neuartige Entsorgungspfade entwickelt werden müssten.

In verschiedenen Technologielinien soll anstelle von angereichertem Uran Plutonium oder eine Mischung von Plutonium und Minoren Aktiniden aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe als Spaltstoff verwendet werden. Damit verlagern sich die **Proliferationsrisiken** von den Anlagen zur Urananreicherung hin zu Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung sowie zu Transporten frischer Brennstoffe. Solange auf die Nutzung von Anreicherungstechnologien nicht vollständig verzichtet werden kann, kommen damit zusätzliche Abzweigungspfade und somit neue Proliferationsrisiken hinzu.

Nur bei einzelnen Reaktorkonzepten wie beispielsweise dem TWR ist es erklärtes Ziel, durch in situ Erzeugung und Nutzung des Spaltstoffs sowohl auf die Anreicherung von Uran als auch auf die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies könnte die Proliferationsrisiken gegenüber heutigen LWR deutlich reduzieren. Der TWR wird allerdings aufgrund der damit verbundenen besonders hohen technologischen Anforderungen, insbesondere an die Brennstoffe, auch von den Entwicklern selbst gegenwärtig nur als längerfristiges Entwicklungsziel angesehen.

Heutige LWR sind hinsichtlich ihrer **Stromgestehungskosten** nicht wettbewerbsfähig gegenüber heute verfügbaren erneuerbaren Stromerzeugungstechnologien. Die historische Kostenentwicklung weist darüber hinaus für LWR über die Zeit steigende Stromgestehungskosten aus, während im Bereich erneuerbarer Energien insbesondere in den letzten beiden Jahrzehnten massiv fallende Kosten zu verzeichnen waren. Für die Zukunft sind keine Gründe erkennbar, warum sich dieser Trend umkehren sollte.

Einzelne Technologielinien der SNR könnten bei industrieller Massenproduktion gewisse ökonomische Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen. Gründe dafür sind mögliche Einsparungen im Bereich der Investitionskosten, eine höhere Effizienz der Stromerzeugung durch höhere Arbeitstemperaturen sowie eine Nutzung der Prozesswärme. Inwieweit sich gegenüber heutigen LWR tatsächlich Kostenvorteile in konkreten Reaktorkonzepten realisieren lassen, ist gegenwärtig noch offen. Insbesondere für Reaktorkonzepte mit hohen Arbeitstemperaturen müssen noch neue Materialien entwickelt und deren Einsetzbarkeit nachgewiesen werden. Auch sind Kostenschätzungen aufgrund des zumeist noch sehr frühen Entwicklungsstadiums von SNR mit hohen Unsicherheiten verbunden. Insgesamt ist jedoch nicht davon auszugehen, dass die mit SNR realisierbaren Kostenvorteile die bisherigen Kostennachteile heutiger LWR gegenüber anderen Stromerzeugungstechnologien ausgleichen oder gar in einen Kostenvorteil umkehren könnten.

Allgemeine Schlussfolgerungen

Aus der Diskussion wird deutlich, dass einzelne Technologielinien – bei konsequenter Auslegung – in einzelnen Bewertungskriterien (Sicherheit, Ver- und Entsorgung, Proliferation, Kosten) potenzielle Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen könnten. Gleichzeitig ist aber für keine der Technologielinien in allen Bereichen ein Vorteil gegenüber heutigen LWR zu erwarten, in einzelnen Bereichen sind auch Nachteile gegenüber heutigen LWR möglich.

Verschiedene Kriterien stehen zudem in Konkurrenz zueinander, Verbesserungen in einzelnen Bereichen können zu Nachteilen in anderen Bereichen führen. So geht eine Erhöhung der Sicherheit eines konkreten Reaktorkonzepts vielfach mit zusätzlichen Kosten oder der Notwendigkeit der Entwicklung neuer, verbesserter Materialien oder Technologien und damit einem erhöhten Entwicklungsaufwand und Zeitbedarf bis zur Realisierbarkeit einher. Fortschritte im Bereich der Ver- und Entsorgung können zu neuen Sicherheitsrisiken oder einer Erhöhung von Proliferationsrisiken führen.

Entwickler von SNR berufen sich immer wieder auf intrinsische Eigenschaften von Technologielinien bzw. ihrer Reaktorkonzepte, um damit eindeutige Vorteile in einzelnen Bereichen gegenüber heutigen LWR zu begründen, so beispielsweise durch einen Ausschluss von Ereignisabläufen, die für heutige LWR von besonderer Bedeutung für die Sicherheit sind; durch die Möglichkeit, während des Betriebs eines Reaktors neuen Spaltstoff zu erzeugen; oder aufgrund einer höheren Effizienz der Stromproduktion durch hohe Kühlmitteltemperaturen oder der Nutzung von Prozesswärme.

Zwar können solche intrinsischen Eigenschaften tatsächlich zu Vorteilen gegenüber heutigen LWR führen. Allerdings führen die für solche intrinsischen Eigenschaften ursächlichen Unterschiede der SNR zu heutigen LWR typischerweise an anderen Stellen zu neuen technologischen Herausforderungen oder auch Nachteilen. So können sich andere, für die Sicherheit aber gleichermaßen relevante Ereignisabläufe ergeben; der gewonnene Spaltstoff muss weiterverwendet werden können, was zu Proliferationsrisiken führen kann und höhere Kühlmitteltemperaturen setzen neue geeignete Materialien voraus, die den erhöhten Anforderungen während des Betriebs widerstehen können.

Letztlich kann erst bei einer detaillierten Analyse eines konkreten Reaktorkonzepts eine abschließende Bewertung erfolgen, inwieweit intrinsische Eigenschaften der Technologielinie im Zusammenspiel mit der konkreten Auslegung eines Reaktorkonzepts insgesamt zu Vor- oder Nachteilen in den einzelnen Bewertungskriterien führen werden.

Die vielfach in der öffentlichen Diskussion und von Entwicklern selbst formulierte Erwartung, dass SNR einen signifikanten Beitrag zur Lösung der heutigen Probleme der Kerntechnik betragen können, kann angesichts des gegenwärtigen Entwicklungsstandes dieser Systeme und der tatsächlich nachgewiesenen und erwartbaren Vor- aber auch Nachteile der einzelnen Technologielinien damit insgesamt nicht als realistisch eingeschätzt werden.

Summary

So-called "novel" reactor concepts (SNRs) have been discussed, researched and developed for decades worldwide. The focus is often on six technology lines whose development is coordinated by the Generation IV International Forum (GIF), an international research network. There are also other developments that can not be directly assigned to the GIF technology lines. These include, in particular, accelerator-driven systems. Within the technology lines, a large number of different specific reactor concepts are being pursued by different countries or companies.

According to their developers, SNRs will have an advantage over today's operating nuclear power plants in terms of criteria such as fuel utilization, safety and reliability, economic efficiency, and nuclear non-proliferation. Likewise, reduced production of highly radioactive waste is put forward as a possible advantage, as is the use of such reactor concepts to manage radioactive waste (transmutation). In contrast to these announcements, such SNRs, despite decades of development in some cases, have either not reached technological maturity or have not become established for commercial or safety reasons.

SNRs are often referred to as a "fourth generation" of reactor concepts. In this context, the GIF speaks of a first generation of early prototype reactors, a second generation of large power reactors, and a third generation of advanced power reactors. The six different technology lines pursued in the GIF framework are grouped together as a fourth generation.

However, these technology lines differ in essential characteristics from the nuclear power plants in operation worldwide today (predominantly light-water reactors, LWRs). To frame technological generations, classification of development stages within a technology line would be a more reasonable approach: for example, first experimental reactors, first demonstration reactors, first power reactors and further developed power reactors. With such a differentiated view of the research status within specific technology lines, one would have to speak for SNRs of first- or second-generation reactor concepts, since typically only first experimental reactors or demonstration reactors have been built so far. For this reason, the "fourth-generation" terminology promoted by the GIF will not be used in the context of the investigation carried out here. Instead we will continue to speak of so-called "novel" reactor concepts (SNRs).²

In this study, relevant SNRs are analyzed and assessed with regard to various criteria. Of particular interest when assessing SNRs are the technical development status of the concepts, questions of nuclear safety, questions of fuel supply and waste disposal, proliferation risks and economic aspects. Future developments of today's light and heavy water reactors are not the subject of this study. Furthermore, developments in the field of Small Modular Reactors (SMRs) are not considered in depth.

Country-specific consideration

There are numerous SNR research and development activities and pilot projects worldwide. They are presented in detail for selected countries. Technology lines referred to today as "novel" were already researched and developed in the initial phase of nuclear technology developments in the 1940s and 1950s, above all the fast reactors, but also high-temperature reactors and molten salt reactors. Globally, the light-water reactor prevailed, while SNRs ended up in the innovation-economic "valley of death", i.e., the inventions were not followed up by subsequent innovations and

² Not to be confused with the acronym for the sodium-cooled fast reactor demonstration project SNR-300 developed in Germany in the 1970s and then discarded.

spread of the technology. The path dependency thus produced for the systemic asset of light-water reactors suggests that in the short and medium term this technology line will remain dominant. SNRs can be pursued in this setting as a niche technology at most.

Motives of countries to develop SNRs include geopolitical and military aspects, decarbonization of the energy system, development of a so-called closed fuel cycle, including with regard to waste management, and innovation competition. In some countries, current SNR efforts represent an opportunity to re-stabilize the nuclear power innovation system after several unsuccessful attempts. This is the case, for example, in the U.S., where SNRs have so far been underdeveloped and even light-water reactor construction has now virtually come to a halt. SNRs are proving to be too demanding for potential entry-level countries, so that the construction of imported light-water reactors is predominant, e.g. in Poland and the United Arab Emirates.

The three nuclear superpowers (USA, Russia, China) have a common innovation dynamic: In their initial phases of nuclear power development, considerable resources were invested in the development of light-water and non-light-water reactors, but only the light-water reactors became commercially successful in further development.

The idea of the plutonium economy and the "closed fuel cycle" using fast reactors unites the innovation strategies in all countries under consideration. The USA abandoned this development in the 1970s due to a lack of diffusion prospects and the proliferation risks, and was able to convince other countries to do so, for example, through bilateral agreements. In China, fast reactors are also being pursued in the SNR field as one prospect among others. Russia today has two fast reactors classified as commercial, but none of them is on the path to series maturity.

In the report the research activities of six selected countries were analyzed in more detail, which can be summarized as follows:

The **U.S.** had been a world leader in reactor technology development since the 1950s through the Manhattan-Projekt. However, diffusion, both in the U.S. and internationally, has occurred only in light water reactors and not, as originally expected, in the other technology lines. With the widespread reduction of orders for light water reactor construction since the 1980s, U.S. nuclear power technology is in decline, which even the Energy Policy Act of 2005 has not been able to halt. The activities observed over the past decade or so to promote SMRs and non light water reactor concepts are an attempt to reestablish a claim to international technology leadership for U.S. nuclear power plant technology. At present, no commercial breakthrough is in sight.

In **Russia**, the focus during the early days of nuclear technology development was on reactors with fast neutron spectrum (SFR, later also LFR) in connection with reprocessing (Mayak pilot plant as well as fuel fabrication plant for uranium-plutonium mixed oxide fuels in Zheleznogorsk). Subsequently, this focus was deepened (BN-600, BN-800). Currently, the Russian innovation system is in a phase where the research infrastructure is aging (BOR-60, in operation since 1969) and projects are postponed (e.g. BN-1200), currently the BREST-OD-300 is prioritized. Russia maintains a long-term strategy of achieving a closed fuel cycle using fast neutron spectrum reactors and, in parallel, advancing the development of light water reactors.

China has advanced its nuclear innovation system through an import strategy since the 1960s. Following military developments in the 1950s, advances have been made in both light water reactors and SNRs. SNRs are being developed in parallel with the expansion of light water reactors. China has built up a wide range of technology lines, especially fast reactors and high-temperature reactors.

Currently, the projects are still in the area of basic research or prototypes, a commercial roll-out is not yet foreseeable.

South Korea is one of the leading industrialized countries and has become one of the few suppliers of reactor technology, originally with the support of the U.S.. South Korea has its own extensive commercial nuclear power program, which was also able to record exports in the 2000s. The country maintains particularly intensive relations with the U.S. with regard to research and development. In the field of SNRs, South Korea is intensifying its participation in foreign, especially U.S. developments. In addition, the country is pushing ahead with its own developments, e.g. of reprocessing technologies in conjunction with fast reactors. Commercial use of SNR is not foreseeable at present.

Belgium, historically one of the first countries with commercial nuclear power plant use in the 1950s, has developed a small national innovation system since this initial phase. Belgium's activities for the development of SNR are focused on the development and internationalization of the MYRRHA research project, a combination of an accelerator-driven system (ADS) and a lead-bismuth-cooled fast reactor (LFR). Initial schedules and cost estimates have been exceeded and there are difficulties in financing the project.

In **Poland**, the entry into commercial nuclear power has been discussed for several decades, so far without success. Research on reactor technology has been conducted on a small scale since the 1950s, most notably at the MARIA research reactor (in operation since 1974). For SNRs, it can be observed that Poland is building knowledge, with Polish scientists participating in European research projects. In particular, there is a focus on the development of high-temperature reactors, including considerations for the construction of a high-temperature gas-cooled research reactor (TeResa).

Overall, the country studies show that a system change from light-water reactors to SNRs ready for series production is not foreseeable. Even the further development prospects for light-water reactors are to be assessed as very low due to the breakthrough of low-cost, renewable energy systems in combination with flexibility options.

Technology-specific consideration

For the purpose of this study, the SNRs being pursued today are classified into seven different technology lines. These are Sodium-cooled Fast Reactors (SFRs), Lead-cooled Fast Reactors (LFRs), Gas-cooled Fast Reactors (GFRs), Very High Temperature Reactors (VHTRs), SuperCritical Water-cooled Reactors (SCWRs), Molten Salt Reactors (MSRs), and Accelerator-Driven Systems (ADS).

The technology lines studied were assessed in terms of the level of technological maturity achieved to date, security aspects, fuel supply and waste disposal aspects, proliferation issues, and costs.

Concepts for **Sodium-cooled Fast Reactors (SFRs)** have been discussed since the beginning of the use of nuclear energy. The main development goal is the production of plutonium from the uranium fuel used and the further use of this plutonium as fissile material for energy production. In addition, its potential for partitioning and transmutation of radioactive waste nuclides (P&T) is often cited today. Therefore, potential use of SFRs is always related to the development of plutonium-containing fuels (MOX) and reprocessing facilities for the spent fuel from both LWRs and SFRs.

As was the case for LWRs, the development of SFRs took place in three phases, from experimental reactors through prototype and demonstration reactors to commercial plants. The operating

experience with SFRs to date ranges from the occurrence of serious incidents and accidents, in some cases with years of downtime, to largely trouble-free operation over decades. In addition to a large number of plants that have already been shut down, three experimental SFRs and three reactors classified by the IAEA as commercial are still in operation. SFRs, along with VHTRs, are the most technically advanced of all SNR technology lines. Research and development efforts are therefore largely focused on optimizing economical and reliable operation and further enhancing safety. Furthermore, developments in the field of reprocessing and fuel fabrication for SFRs are required.

With regard to safety, sodium as a coolant has the advantage that during normal operation it only leads to a small degree of corrosion of structural materials or cladding tubes. On the other hand, sodium is an opaque (non-transparent) coolant, so inspections and maintenance of the reactor are more complex and loading and unloading processes can not be visually checked. Reactivity control is fundamentally more demanding for SFRs than for LWRs. Especially when plutonium fuels are used, fast reactors react very sensitively; this places special demands on the shutdown system to prevent an uncontrollable power increase. Overall, the higher reactivity control requirements for SFRs represent an intrinsic disadvantage compared to today's LWRs. Unlike LWRs, the primary cooling circuit is not under high pressure. Large loss-of-coolant accidents are therefore less likely than in light-water reactors. On the other hand, a safety disadvantage of SFRs compared to LWRs is that the sodium coolant reacts exothermically on contact with water and ignites on contact with oxygen at high temperatures. Sodium fires have occurred repeatedly during operation of fast reactors, leading to operational failures.

MOX fuels would also have to be shipped to a repository after use in the reactor. Alternatively, multi-recycling, as originally envisaged in a plutonium economy or contemplated in P&T scenarios, would have to be developed industrially, but this is not to be expected from today's point of view. With respect to the proportions of fission products in spent fuel, there is no significant difference compared to the spent fuel from LWRs. The use of fast reactors has only marginal influence on the necessary criteria for a geological repository. The need for a geological repository can not be avoided by any variant of a closed fuel cycle or P&T strategy. With regard to proliferation, an aspect particularly relevant to SFRs is that weapons-grade plutonium is produced in uranium breeder blankets of fast reactors. SFRs with breeder blankets are designed to produce additional amounts of fissile material. Together with the envisioned separation of plutonium for reuse in MOX fuel, this makes SFRs much more proliferation sensitive than LWRs with an open fuel cycle. An economic advantage for SFRs was expected in the past if a shortage of uranium resulted in very high prices for fissile materials, making the use of plutonium as an alternative fissile material attractive. However, this would require extremely high uranium prices. From today's perspective, these are not to be expected over the next decades. The investment costs of SFRs are typically estimated to be higher than those of today's LWRs. At the same time, the availability of SFRs achieved so far is lower than that of LWRs. Overall, therefore, SFRs can be assumed to be at an intrinsic disadvantage compared with LWRs in terms of economic efficiency.

Lead-cooled Fast Reactors (LFRs) belong to the class of liquid metal-cooled fast reactors along with SFRs, so the advantages and disadvantages of SFRs can largely be transferred to LFRs. As with SFRs, LFRs are envisioned to operate in a closed fuel cycle, with the desired advantage of using MOX fuels and thus lower natural uranium consumption. Likewise, LFRs are to be used for transmutation of minor actinides. A disadvantage of the LFR compared to the SFR is that much less operating experience is available and no major prototype of an LFR has yet been operated outside

of the Soviet program to use lead-cooled submarine reactors. The technological development of LFRs is far behind that of SFRs.

Compared to SFRs, the use of lead or a lead-bismuth alloy has the advantage that the coolant is chemically non-reactive, has a high boiling point and is thermally inert. The power density in the core is lower. This is offset by the fact that lead has a significantly higher potential for corrosion and erosion, and special attention must be paid to seismic effects due to the high mass of lead. In addition to the main role of LFRs for power generation, the use of process heat is also considered as an application due to the operating temperatures between 400 and 620°C; in the future, higher temperatures are also to be achieved. Cost advantages over SFRs are possible due to a simpler design and no need for an intermediate cooling circuit.

Gas-cooled Fast Reactors (GFRs) differ from liquid-metal-cooled fast reactors (SFR, LFR) essentially in the properties of the coolant, with helium being the main coolant under discussion today. A major potential advantage of a GFR is that particularly high operating temperatures in the range of 800-850°C are possible in principle via gas cooling with helium. To date, however, no helium-cooled fast reactor has been built and operated. In order to be able to realize a first experimental reactor, extensive further developments in the field of fuels and high-temperature materials are still required, in particular in order to realize temperatures in the range beyond 800°C. Furthermore, technological developments in the field of systems and components for helium cooling as well as operational and safety systems are still necessary. Before a larger demonstration reactor could be built and operated, the construction and operation of a smaller experimental reactor is a necessary intermediate step. GFRs are seen within GIF primarily as a longer-term alternative to liquid-metal-cooled fast reactors.

Helium as a coolant has favorable intrinsic properties with regard to safety. It is chemically inert, optically transparent and does not form radioactive activation products. However, these favorable properties are countered by intrinsic disadvantages with regard to other safety functions, which result primarily from the poorer heat dissipation properties of helium. Unlike VHTRs, which are also helium-cooled, GFRs exhibit a high power density in the reactor core with only low thermal conductivity and heat capacity of the core structures. Therefore, due to the low density and thermal conductivity of helium, adequate core cooling in a GFR requires high coolant pressure and high coolant flow rate in the core, which must be maintained during all event sequences. A clear overall assessment of the level of safety that can be achieved in the future is not possible today. However, due to problems regarding the assurance of sufficient core cooling, an overall disadvantage in terms of safety can be assumed. Fuel supply and waste disposal aspects as well as proliferation risks depend decisively on the specific design of the fuel cycle for GFRs, just as they do for liquid-metal-cooled fast reactors. In these terms there are no significant technology-specific differences compared to the latter. The higher efficiency of GFRs compared to LWRs can lead to cost advantages compared to today's LWR technology. However, the extent to which these can be realized depends on the availability of suitable fuels and structural materials, and is largely unclear from today's perspective.

The basic idea of a **Molten Salt Reactor (MSR)** is to dissolve fissile and fertile materials in liquid fluoride or chloride salt so that fissioning and breeding of new fissile material occurs in the liquid fuel salt. In principle, a liquid fuel allows flexible handling of nuclear and chemical processes by continuously changing the fuel composition. A wide variety of MSR reactor designs is conceivable, since different salts, fissile materials, moderator materials, and system configurations can be combined. The first experimental plants were operated in the 1950s and 1960s in the USA, but larger demonstration plants have not yet been built. Further development of MSRs still requires extensive

work in the areas of materials development of fuel salts and structural materials, particularly with respect to corrosion, development of integrated models of reactor behavior for safety analyses, and systems for production, processing, transport, and storage of radioactive salts. Before a larger demonstration reactor could be built and operated, the renewed construction and operation of a smaller experimental reactor must be considered a necessary intermediate step.

The properties of MSR's depend very much on the specific characteristics of a particular reactor concept. MSR's can exhibit favorable intrinsic safety-related properties, such as a strong negative feedback of reactivity with temperature. However, MSR's are in turn confronted with extensive new safety-related issues, for example in connection with the continuous inflow and outflow of reactivity into and out of the reactor core. Aspects of the fuel cycle of MSR's are also still largely open from today's point of view, since extensive questions concerning chemical process control (both with respect to fuel composition and reprocessing technologies) remain unresolved. MSR's will place high demands on fissile material control because the fuel is in free-flowing form. Due to the very early stage of development of this technology line, it is not yet possible to make any reliable statements regarding costs, and the risks for investors are high. Which of the potential advantages or disadvantages will be realized in a specific reactor concept is unclear today. The extent to which this will result in overall advantages or disadvantages compared with today's LWR's therefore can not be answered today.

The basic idea of a **Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR)** is to achieve a higher working temperature compared to today's LWR's and thus increase the efficiency of the reactor system. To achieve this, the coolant in the reactor is to be heated to temperatures beyond the critical point of water, which is located at a temperature of 374°C and a pressure of 22.1 MPa. Otherwise, SCWR's are very similar to today's LWR's and therefore exhibit the least differences to them. Nevertheless, no reactor cooled with supercritical water has been built to date. In order to be able to realize a first experimental reactor, extensive further developments would still be needed, especially in the field of high-temperature materials.

The safety characteristics and the safety concept of SCWR's are largely comparable to today's LWR's; overall, no significant advantage or disadvantage can be assumed. The higher efficiency of SCWR's compared to LWR's can lead to a reduction of the mass of spent fuel being produced by about 25-30%. Potential savings in capital costs, as well as the higher efficiency during operation, may result in cost advantages over today's LWR's.

The basic idea of the **Very High Temperature Reactor (VHTR)** is to achieve correspondingly high efficiencies for electricity production and/or to utilize process heat due to the high temperatures. To withstand the temperatures, graphite is used both as a structural material and to contain the fuel in spheres or rods. High temperature reactors have been under development for more than 60 years. To date, no research and development program has been able to operate a VHTR at high utilization for an extended period of time. Most of the intensive development programs (Germany, USA, South Africa) have so far stopped at the stage of a demonstration reactor, due to disinterest on the part of the operators because of concerns about reliable and economical operation. Active research and development programs are currently taking place mainly in China, the USA and Japan. For reactor concepts with temperatures between 750°C and 950°C in particular, substantial development work still needs to be done, especially with regard to materials and instrumentation. Depending on the reactor concept, the current maximum permissible fuel temperature of 1600°C is also insufficient and further fuel development is necessary.

VHTRs are particularly associated with the term "inherent safety". Due to the low power density in the reactor and due to the inertial temperature behavior, loss-of-coolant accidents are not the main risk. This is an advantage over LWRs. Even in events with a loss of active cooling, the decay heat produced in the reactor can be removed by passive means as long as the reactor power does not exceed a power level of a few hundred Megawatt thermal power. Therefore, the relevant accident scenarios for VHTRs are not core meltdown as in LWRs, but the ingress of water and/or air into the reactor core. Water above a certain amount can trigger a reactivity accident. The graphite of the fuel and of reactor structures such as the reactor wall can oxidize and decompose on contact with water or burn in combination with oxygen. A massive release of radioactivity is therefore by no means excluded in principle (by inherent properties) in VHTRs.

The use of VHTRs would generate graphite to be disposed of, which would result in other requirements in the field of final disposal and the long-term safety verification to be performed. With regard to proliferation, the use of uranium fuel in VHTRs would require the technology of uranium enrichment, as it does in current LWRs. Also closely related to the VHTR is the idea of using thorium fuel. Pebble bed reactors are more vulnerable to fuel diversion than LWRs because of the ongoing replacement of fuel. The major potential advantage of a VHTR is the opportunity for cogeneration and for the production of process heat, which could also be used for hydrogen production, depending on the temperature level.

The basic idea of **Accelerator-Driven Systems (ADSs)** is to operate a fast reactor with a subcritical reactor core. Since such a reactor can not maintain a steady-state (i.e., constant over time) neutron population by itself, it relies on an "external" neutron source. The external neutron source is typically implemented by a proton accelerator whose particle beam impinges on a heavy metal target inside the reactor core and produces high-energy neutrons via a spallation process. The original idea of using large accelerators and neutrons from the spallation process to transmute radionuclides emerged in the 1950s. Since the 1990s, plans to generate energy with ADSs have experienced a resurgence. To date, there is no running prototype ADS plant in the world. Development is currently still in the conceptual and planning stages. In addition to the need to develop a subcritical fast reactor system (lead-cooled systems are planned), there is the need for the development of a reliable spallation neutron source. The accelerator must operate for months without interruption. Accelerators are still expensive and large. In addition, there are technical difficulties with heat removal from the heavy metal target.

ADSs could have significant safety advantages due to the subcritical arrangement. ADSs are also being discussed for transmutation of radioactive waste. They have advantages for transmutation due to the fast neutron spectrum and greater flexibility with respect to fuel composition compared to critical reactors. Since many details of ADS concepts and associated fuel cycles have not been determined today, numerous unanswered questions remain regarding the analysis of the waste inventories that will ultimately be disposed of. There are costs associated with the construction of the accelerator and spallation neutron source and their operation; likewise, a portion of the electricity generated is used to operate the facility. An ADS is therefore more expensive than a comparable LFR.

Conclusions across technologies

For all technology lines considered, extensive **research and development** work has been taking place for several decades, in some cases since the middle of the last century. Depending on the technology line, technical test stands for individual phenomena have been built and operated, and so have smaller experimental reactors (for SFRs, for example, the U.S. EBR-I and II plants or the

Russian BR-10 and Bor-60) and larger demonstration reactors (for SFRs, for example, the French Phoenix and Super-Phoenix plants or the Russian BN-350 or BN-600 plants). Nevertheless, until today no commercially competitive reactor concept exists in the field of SNRs.

The most extensive technical experience is available for the SFR and VHTR technology lines. Their technical feasibility in terms of construction and operation of a demonstration reactor for electricity production has been achieved. However, in order to fully realize the advantages associated with these technology lines compared to today's LWRs or to exclude possible disadvantages as far as possible, extensive further technological developments and, in particular, proof of reliable operation under economic boundary conditions are still required for SFRs and VHTRs. For other technology lines, neither has technical feasibility in the form of a demonstration reactor been demonstrated so far (LFR, MSR), nor are more extensive findings from smaller experimental reactors available (GFR, SCWR, ADS).

To plan, license, construct and operate such experimental and demonstration reactors, a period of at least one to two decades must be assumed for each reactor project, probably substantially more based on historical experience. The knowledge gained with these facilities needs to be evaluated and incorporated into the technical design of an eventual prototype reactor.

Extensive programs are required in particular for the (further) development of fuels and structural materials: basic laboratory and research work, testing of the material properties in suitable test rigs and the use of the materials in research reactors with representative technical boundary conditions (temperatures, pressures, coolants, neutron spectrum, etc.) as well as subsequent post-irradiation examinations. Such developments, even with the use of extensive resources, typically also require a period of many years to several decades. Since the demands placed on materials by corrosion, for example, increase with temperature under simultaneous irradiation, quite a few development programs also provide for several stages of development, with a phase that places fewer demands at lower temperatures and later phases with higher temperatures. Higher temperatures are pivotal to economic appraisals of the efficiency of power generation and the use of process heat.

In some cases, developers of specific reactor concepts are planning to forego the intermediate step of building and operating experimental or demonstration reactors for reasons of time. However, this is associated with high risks, both in terms of licensability and the actual subsequent functionality and reliability of such reactor concepts. It has been shown that developers' schedules are often characterized by overly optimistic assumptions, that developments are delayed by years or even decades, and that in many cases specific approaches are discontinued completely because the underlying technological difficulties could not be overcome.

Thus, the time still required for the development of SNRs is probably in the range of several decades. Against this background, it can not be assumed that such reactor concepts will be used on a relevant scale by the middle of this century. Even the GIF assumes that the introduction of such reactor concepts in addition to today's LWRs can only be expected in the second half of this century.

The majority of SNR technology lines envision reactor designs with fast neutron spectra. In these technology lines, there are fundamentally higher requirements for reactivity control in the area of **safety**, since the reactor core is typically not in its most critical arrangement. Thus, unlike in the case of LWRs, accident sequences up to a promptly supercritical state are also conceivable. It is essential, however, to practically rule out such accident sequences.

For heat removal, various alternative coolants discussed for SNRs offer a number of favorable properties. Helium gas, for example, is chemically and neutronically inert; liquid metals, for their part, have good thermal conductivity and high heat capacity. Furthermore, the primary cooling circuits in systems using liquid-metal-cooling are not under high system pressure, which reduces the risk of large loss-of-coolant events. On the other hand, water is widely used as a coolant and its properties and the necessary technical systems such as pumps and fittings are therefore extremely well known and developed.

The approaches towards confinement of radioactive materials are highly similar in most SNR concepts. Multiple barriers are designed to prevent the release of radioactivity to the environment. Essentially, the systems differ in this respect due to the accident sequences possible in them and the resulting hazards for the barriers designed to contain radioactive substances. While certain event sequences, such as loss-of-coolant accidents, may play only a minor role for the safety of some SNRs compared to LWRs, other event sequences may decisively determine the achievable safety level. The chemical reactivity of the coolant (such as sodium in the case of SFRs) or of the structural materials (such as graphite in the case of VHTRs) can play a role, as can the altered requirements upon reactivity control, especially in fast reactors.

While fundamental safety advantages over today's LWRs are conceivable for individual technology lines, this is not to be expected for other technology lines. Ultimately, many safety-related questions can only be analyzed for a specific reactor concept, since the safety level always depends on the specific detailed technical design of a reactor concept. Therefore, a conclusive safety assessment can only be performed for a completely defined reactor concept.

The technology lines can achieve higher efficiency in power generation compared to today's LWRs due to higher operating temperatures. With regard to **fuel supply and waste disposal** aspects, this could reduce uranium demand for power generation and thus also the arisings of highly radioactive waste in the order of several tens of percent.

Higher utilization of the uranium resource is conceivable by means of the production and further use of plutonium; alternatively, uranium-233 could be obtained as fissile material by using thorium. With reprocessing of spent fuel and utilization of plutonium, and possibly also of minor actinides, the total inventory of actinides that must be shipped to a geological repository could be reduced. However, the reprocessing and fuel fabrication technologies required for this purpose are associated with significant safety and proliferation risks of their own, depending on the specific technical design.

Only in the case of a very long-term use of nuclear energy or its extreme expansion would such a better utilization of known uranium reserves theoretically be necessary. Under current boundary conditions and those that can be expected for the future, such reprocessing and fuel fabrication will lead to higher costs for the fuels required. A reduction in the actinide inventory can not be expected to deliver a significant reduction in the requirements upon a geological repository. In contrast, additional low- and intermediate-level radioactive waste streams would be generated. Some technology lines would also generate novel waste materials (such as salts) for which novel disposal pathways would have to be developed.

In several technology lines, plutonium or a mixture of plutonium and minor actinides from spent fuel reprocessing is to be used as fissile material instead of enriched uranium. This shifts **proliferation risks** from uranium enrichment facilities to reprocessing and fuel fabrication facilities and fresh fuel shipments. As long as the use of enrichment technologies can not be completely eliminated, this creates additional diversion pathways and thus new proliferation risks.

Only for individual reactor concepts, such as the TWR, is it a declared goal to be able to dispense with both the enrichment of uranium and the reprocessing of spent fuel by generating and using the fissile material in situ. This could significantly reduce proliferation risks compared to current LWRs. However, due to the particularly high technological requirements associated with TWRs, especially for the fuels, the TWR is currently seen only as a longer-term development goal, including by the developers themselves.

Today's LWRs are not competitive with today's renewable energy generation technologies in terms of their **levelized cost of electricity (LCOE)**. Moreover, historical cost trends show rising LWR LCOE over time, while the renewable energy sector has seen massively falling costs, especially in the last decade. For the future, there are no apparent reasons why this trend should reverse.

Individual SNR technology lines could achieve certain economic advantages compared to today's LWRs. The reasons for this are possible investment cost savings, higher efficiency of power generation through higher operating temperatures and utilization of process heat. The extent to which cost advantages can actually be realized in specific reactor concepts compared to today's LWRs remains uncertain. Especially for reactor concepts with high working temperatures, new materials still have to be developed and their applicability has to be proven. Cost estimates are also associated with high uncertainties due to the mostly still very early development stage of SNRs. Overall, it can not be assumed that the cost advantages that can be realized with SNRs could compensate for the cost disadvantages of today's LWRs compared to other power generation technologies or even turn them into a cost advantage.

General conclusions

From the discussion it becomes clear that individual technology lines – with rigorous design – may deliver advantages over today's LWRs in individual evaluation criteria (safety, fuel supply and waste disposal, proliferation, costs). At the same time, however, none of the technology lines can be expected to have an advantage over today's LWRs in all areas, and disadvantages compared to today's LWRs are possible in individual areas.

Various criteria also compete with each other; improvements in individual areas can lead to disadvantages in other areas. For example, an increase in the safety of a specific reactor concept is often accompanied by additional costs or the need to develop new, improved materials or technologies and thus increased development effort and time required until feasibility. Advances in the area of fuel supply and waste disposal can lead to new safety risks or an increase in proliferation risks.

Developers of SNRs repeatedly refer to intrinsic properties of technology lines or their specific reactor concepts to argue definite advantages in individual areas compared to today's LWRs. Among the advantages presented are: exclusion of event sequences that are of particular safety relevance for today's LWRs; the possibility of producing new fissile material during reactor operation; higher efficiency of electricity production through high coolant temperatures or through utilization of process heat.

It is true that such intrinsic properties can indeed lead to advantages over today's LWRs. However, the differences between SNRs and today's LWRs that are the source of such intrinsic properties typically lead to new technological challenges or disadvantages in other areas. For example, different but equally relevant event sequences may pose safety risks; the recovered fissile material must be

suitable for reuse, which may lead to proliferation risks; and higher coolant temperatures require new suitable materials that can withstand the increased demands during operation.

Ultimately, only a detailed analysis of a specific reactor concept can provide a conclusive assessment of the extent to which intrinsic properties of the technology line in interaction with the specific design of a reactor concept will lead to overall advantages or disadvantages in the individual evaluation criteria.

The expectation, often expressed in public discourse and by developers themselves, that SNR concepts can make a significant contribution to solving today's problems in nuclear technology can not be considered realistic in view of the current state of development of these systems and the actually proven and expected advantages and disadvantages of the individual technology lines.

1 Einleitung

International und auch national werden sowohl in der Fachwelt als auch in der medialen Debatte eine Vielzahl sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte (SNR) diskutiert. Teilweise werden hierzu auch – zum Teil seit vielen Jahren – konkrete Realisierungsprojekte von Betreibern angekündigt. Einzelne entsprechende Versuchsanlagen oder Prototypen sind in den vergangenen Jahren auch tatsächlich in Betrieb genommen worden.

SNR sollen nach Ansicht ihrer Entwickler gegenüber heutigen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken in Bezug auf Kriterien wie Nachhaltigkeit, Sicherheit und Zuverlässigkeit, Wirtschaftlichkeit sowie nuklearer Nichtverbreitung (Non-Proliferation) im Vorteil sein (GIF 2002). Ebenso wird ein geringerer Bedarf im Bereich der Brennstoffversorgung sowie ein reduzierter Anfall von hochradioaktiven Abfällen von Befürwortern als möglicher Vorteil benannt. Diesen Ankündigungen steht jedoch gegenüber, dass solche SNR, trotz zum Teil jahrzehntelanger Entwicklung, bisher noch keinen entsprechenden Entwicklungsstand erreicht oder sich aus kommerziellen oder sicherheitstechnischen Gründen nicht in der Breite durchgesetzt haben.

Im Fokus der Debatte stehen häufig sechs Technologielinien, die unter dem Begriff „Generation IV“ zusammengefasst und deren Entwicklung von einem internationalen Forschungsverbund, dem „Generation IV International Forum“ (GIF) verfolgt werden. Daneben gibt es aber auch andere Entwicklungslinien, die aktuell erforscht werden und nicht unmittelbar den Entwicklungen des GIF zugeordnet werden können. Hierzu zählen insbesondere sogenannte beschleunigergetriebene Reaktoren. Innerhalb der SNR-Technologielinien wird zum Teil eine größere Anzahl verschiedener konkreter Reaktorkonzepte von unterschiedlichen Staaten oder Firmen verfolgt. Sowohl die verschiedenen Technologielinien untereinander als auch die verschiedenen Reaktorkonzepte innerhalb einer Technologielinie können dabei relevante Unterschiede bezüglich ihrer technischen Ausgestaltung und damit auch der mit ihnen verbundenen möglichen Vor- oder Nachteile aufweisen. Eine Analyse von SNR kann daher nicht nur die Ebene der Technologielinie in den Blick nehmen, sondern muss auch die Ausgestaltung in Form konkreter Reaktorkonzepte mitberücksichtigen.

Im Rahmen dieser Untersuchung wird der Begriff Technologielinie als ein Oberbegriff für eine Anzahl verschiedener Reaktorkonzepte verwendet, die sich in einer zentralen Eigenschaft gleichen, die also beispielsweise das gleiche Kühlmittel verwenden. Innerhalb einer Technologielinie können verschiedene Reaktorkonzepte aufgrund weiterer Eigenschaften wie beispielsweise dem verwendeten Moderator oder dem eingesetzten Brennstoff unterschieden werden. Für ein Reaktorkonzept können wiederum eine oder mehrere konkrete Anlagen existieren, die sich im Detail technologisch nochmals weiter unterscheiden.

Aus der Vergangenheit liegen bereits verschiedene Untersuchungen zu SNR vor, die sich mit solchen Entwicklungen in unterschiedlichem Umfang befasst haben (Öko-Institut e.V. 2021b; UCS 2021; Öko-Institut e.V. 2017; IRSN 2015; GRS 2015; IANUS; Öko-Institut e.V. 1999; Öko-Institut e.V. 1989a; 1989b; 1986). Seither haben sich bei manchen Technologielinien neue Entwicklungen ergeben, gleichzeitig wurden in anderen Bereichen bisherige Entwicklungen eingestellt. Im Rahmen dieser Untersuchung soll daher der aktuelle Entwicklungsstand relevanter SNR analysiert und bewertet werden. Dies soll auch dazu beitragen, relevante Trends in Hinblick auf solche Reaktorkonzepte zu identifizieren und sicherheits- sowie entsorgungstechnische Fragestellungen und Risiken zu analysieren und zu bewerten.

In dieser Untersuchung sollen SNR möglichst abdeckend hinsichtlich ihrer unterschiedlichen charakteristischen Eigenschaften diskutiert werden. Grundsätzlich zählen zu den betrachteten SNR

aktuelle Entwicklungsprojekte oder solche aus jüngster Vergangenheit mit nennenswerten Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten, die jedoch noch kein Konzept für einen Prototyp haben (wie beispielsweise Salzschmelzreaktoren) oder deren Umsetzung in ein Anlagendesign sich aus wirtschaftlichen oder sicherheitstechnischen Gründen verzögert hat (wie beispielsweise natriumgekühlte Schnelle Reaktoren). Weiterentwicklungen heutiger Leicht- und Schwerwasserreaktoren sind dagegen nicht Gegenstand der hier vorgenommenen Untersuchungen. Weiterhin werden Entwicklungen im Bereich sogenannter „Small Modular Reactors“ (SMR), bei denen verschiedene Reaktorkonzepte ebenfalls den SNR zugeordnet werden können, nicht vertieft betrachtet. Zu Entwicklungen im Bereich der SMR wird an dieser Stelle auf (Öko-Institut e.V. 2021b) verwiesen.

Von besonderem Interesse für eine Einschätzung von SNR sind der technische Entwicklungsstand der Konzepte, konkrete Pläne ihrer Realisierung, Fragen zur kerntechnischen Sicherheit und möglichen Risiken, Fragen der Brennstoffver- und -entsorgung, Proliferationsrisiken sowie ökonomische Aspekte.

In Kapitel 2 werden daher zunächst die unter dem Begriff der SNR eingeordneten Technologielinien und Reaktorkonzepte eingeführt und systematisiert. Weiterhin werden hier Grundlagen für die spätere Beschreibung und Bewertung von SNR gelegt.

In Kapitel 3 werden dann internationale Entwicklungen im Bereich der SNR anhand ausgewählter Länderstudien vorgestellt. Dabei wird zunächst ein allgemeiner Überblick über Forschungsaktivitäten gegeben und verschiedene Kategorien von Ländern eingeführt, deren kerntechnische Entwicklung als grob vergleichbar eingestuft werden kann. Aus diesen Kategorien werden dann die Forschungsaktivitäten für exemplarische Länder im Detail dargestellt.

In Kapitel 4 werden die im Rahmen der hier vorgenommenen Untersuchung ausgewählten Technologielinien im Detail dargestellt und bewertet. Für eine vertiefte Analyse werden dann in Kapitel 5 ausgehend von den übergeordneten Erkenntnissen zu den einzelnen Technologielinien ausgewählte Reaktorkonzepte dargestellt und bewertet.

In Kapitel 6 erfolgt ein abschließender übergeordneter Vergleich wesentlicher Vor- und Nachteile und es werden allgemeine Schlussfolgerungen gezogen.

2 Sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte – eine Einführung

Bereits seit Anfang der 2000er Jahre werden Bemühungen zur Entwicklung sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte (SNR) unter dem Begriff „Generation IV“ in Rahmen der „Generation IV Initiative“ (GIF) international koordiniert (GIF 2021a; 2018b; 2014; 2002).

Die GIF verfolgt seither sechs Technologielinien. Die Technologielinien des GIF umfassen:

- natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactors, SFR),
- bleigekühlte Schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactors, LFR),
- gasgekühlte Schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactors, GFR),
- Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactors, MSR),
- mit superkritischem Wasser gekühlte Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactors, SCWR) sowie
- Hochtemperaturreaktoren (Very high Temperature Reactors, VHTR).

Bereits aus dieser Aufzählung wird deutlich, dass es sich bei diesen Technologielinien zum Teil um solche handelt, die sich wie die natriumgekühlten Schnellen Brüter oder die Hochtemperaturreaktoren bereits seit vielen Jahrzehnten in der Entwicklung befinden, bislang jedoch weltweit noch kein kommerziell konkurrenzfähiges Reaktorkonzept an den Markt gebracht haben. Für eine detailliertere Darstellung der Historie der verschiedenen Technologielinien wird an dieser Stelle auf die entsprechenden Unterkapitel in der Darstellung der Technologielinien in Kapitel 4 verwiesen.

Für die weitere Untersuchung wird in Kapitel 2.1 zunächst der für die sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepte häufig verwendete Begriff der „vierten Generation“ historisch und technisch eingeordnet und der Generationenbegriff für die weitere Untersuchung als ungeeignet verworfen.

Daran anschließend werden in Kapitel 2.2 wesentliche Merkmale von Kernkraftwerken, die zur Unterscheidung und Systematisierung von Technologielinien und Reaktorkonzepten herangezogen werden können, eingeführt und erläutert. Auf dieser Basis erfolgt in Kapitel 2.3 eine Gruppierung und Auswahl von Technologielinien und Reaktorkonzepten, die der weiteren Analyse zugrunde gelegt werden.

Um SNR hinsichtlich ihres Entwicklungsstandes und der Möglichkeiten ihrer (zeitnahen) Realisierbarkeit einordnen zu können, ist eine Einschätzung des technologischen Reifegrades erforderlich. Übergeordnete methodische Ansätze hierzu werden in Kapitel 2.4 vorgestellt. Weiterhin hängt eine zukünftige Einführung von SNR auch von ihrer wirtschaftlichen Realisierbarkeit ab. Hierzu werden in Kapitel 2.5 grundlegende Aspekte zur Wirtschaftlichkeit heutiger und zukünftiger Kernkraftwerke diskutiert.

Ziel der hier vorgenommenen Untersuchung ist neben einer systematischen Erfassung und Darstellung heutiger Entwicklungen im Bereich sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte auch eine vergleichende Bewertung solcher Entwicklungen anhand zentraler Bewertungskriterien. In Kapitel 0 wird das hierzu herangezogene Bewertungsschema eingeführt.

2.1 Zeitlicher und technologischer Generationenbegriff

Wie bereits in (Öko-Institut e.V. 2017) diskutiert, unterscheidet das GIF in (GIF 2002) eine erste Generation früher Prototypreaktoren aus dem Zeitraum 1950-1960, eine zweite Generation großer Leistungsreaktoren, die zwischen 1970 und 1990 gebaut wurden und die teilweise heute noch in Betrieb sind, eine dritte Generation fortgeschrittener Leistungsreaktoren, die ab ca. 1990 errichtet wurden bzw. gegenwärtig errichtet werden und eine vierte Generation von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten, die nach 2030 am Markt verfügbar sein könnten.

Damit führt das GIF einen Generationenbegriff ein, der sich rein auf die chronologische Reihenfolge der weltweiten Einführung von Reaktorkonzepten mit bestimmten Merkmalen abstützt. Gleichzeitig unterteilt das GIF selbst die als vierte Generation eingeordneten Reaktorkonzepte anhand von sechs verschiedenen Technologielinien, die sich in wesentlichen Merkmalen von den heute weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken unterscheiden. Bei solchen Merkmalen kann es sich beispielsweise um das verwendete Kühlmittel oder die mittlere Energie der Neutronen im Reaktorkern handeln, vergleiche Kapitel 2.2.2. Die unterschiedlichen Technologielinien sollen in wesentlichen Kriterien Vorteile gegenüber heutigen Kernkraftwerken aufweisen (GIF 2002).

Dies bedeutet allerdings für die Technologieentwicklung, dass solche Reaktorkonzepte in diesen grundlegenden Merkmalen nicht oder nur eingeschränkt auf die Erfahrungen aus der bisherigen Reaktorentwicklung – im Sinne eines technologischen Generationenbegriffs – aufbauen können. Vielmehr müssen zentrale Bausteine der Technologie – Materialien, Komponenten, Systeme, Nachweisverfahren etc. – spezifisch für die jeweilige Technologielinie neu entwickelt bzw. angepasst werden.

So verweist beispielsweise (Stachowski 2021) darauf, dass für gasgekühlte Reaktoren aufgrund der unterschiedlichen Dichte des Kühlmittels eine andere Betriebstemperatur und andere Drücke im primären Kühlmittelkreislauf erforderlich sind als bei wassergekühlten Reaktoren (wie den heutigen Leichtwasserreaktoren). Ebenfalls müssen wichtige Komponenten wie Wärmetauscher oder Armaturen anders ausgelegt sein, auch die Eigenschaften der erforderlichen Sicherheitssysteme weichen bei gasgekühlten Reaktoren von denjenigen wassergekühlter Reaktoren ab. Bei mit Flüssigmetall gekühlten Reaktoren sind demgegenüber beispielsweise andere Methoden für die Inspektion und Instandhaltung des Kühlkreislaufs und für den Brennelementwechsel erforderlich, da das Kühlmittel nicht transparent ist und damit beispielsweise Sichtprüfungen im Reaktor nicht möglich sind.

In Tabelle 2-1 werden exemplarisch für verschiedene heutige und potenzielle zukünftige Technologielinien verschiedene technologische Entwicklungsstufen anhand tatsächlich gebauter Anlagen bzw. aktuell oder zwischenzeitlich in Entwicklung befindlicher Reaktorkonzepte dargestellt. Dabei wird hier unterschieden zwischen

- ersten Experimentalreaktoren (entsprechend einer technologischen „Generation 0“), die die grundsätzliche technische Machbarkeit einer Technologielinie aufzeigen sollen,
- ersten Leistungsreaktoren („Generation I“), bei denen eine Stromproduktion das Ziel ist,
- weiterentwickelten Leistungsreaktorkonzepten („Generation II“), die auf eine breite weltweite Einführung abzielen sowie
- fortgeschrittene Reaktorkonzepte („Generation III“), die gegenüber den weiterentwickelten Leistungsreaktorkonzepten insbesondere in den Bereichen Wirtschaftlichkeit und Sicherheit zusätzliche Vorteile bieten sollen. Die in Teilen der Literatur als „Generation III+“ bezeichneten,

teilweise gegenüber der sogenannten „Generation III“ nochmals aktualisierten Reaktorkonzepte, werden hier nicht weiter von der „Generation III“ unterschieden.

Tabelle 2-1: Technologische Entwicklungsstufen verschiedener Technologielinien

Techno- logielinie	Erste Experimental- reaktoren	Erste Leistungsreaktoren (Gen I)	Weiterentwickelte Leistungsreaktor- konzepte (Gen II)	Fortgeschrittene Reaktorkonzepte (Gen III)
PWR	MTR, S1W, S2W, MZFR	Shippingport, Obninsk, Obrigheim	Konvoi	AP-1000, VVER- 1200, EPR
BWR	BORAX-I bis -V, Kahl	Dresden I, Gundremmingen-A	SWR-72	(KERENA), ABWR
PHWR	ZEEP, NRX, NRU	Rolphton	CANDU 500, CANDU 6	(EC 6, ACR-1000)
GCR	CP-1, Windscale	Calder Hall, Marcoule	AGR	-
VHTR	Dragon, AVR, HTR-10	Peach Bottom, THTR, HTR-PM, (VHTR)	-	-
SFR	Fermi I, Br-10, CEFR, KNK I und II, Rapsodie, TWR	BN-800, Monju, Super-Phoenix	(BN-1200)	-
LFR	(BREST-OD300)	-	-	-
GFR	(GFR)	-	-	-
MSR	ARE, MSRE	(LFTR, MCFR)	-	-
SCWR	HDR	(CSR1000)	-	-
ADS	(MYRRHA)	-	-	-

Quelle: (IAEA 2023c; Greenspan 2021; GIF 2002), geplante, jedoch bislang nicht in Betrieb befindliche Konzepte sind kursiv geschrieben und in Klammern gesetzt

Eine differenzierte Betrachtung des Standes von Forschung und Entwicklung innerhalb einer Technologielinie macht deutlich, dass ein vereinfachter Generationenbegriff wie der im Rahmen von GIF verwendete, der lediglich auf einer historischen Abfolge der Einführung bestimmter Reaktorkonzepte aufbaut, verworfen werden muss. Stattdessen kann durch den Vergleich des tatsächlichen Stands der technologischen Entwicklung innerhalb einer der Technologielinien im Bereich der sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepte ein realistischerer Generationenbegriff aufgezeigt werden. Es wird dabei deutlich, dass für verschiedene SNR bislang höchstens erste Experimentalreaktoren existierten und nur für wenige überhaupt bereits erste Leistungsreaktoren gebaut und betrieben wurden. Daher wäre bei einer Einteilung der Technologielinien des GIF mit einem technologisch orientierten Generationenbegriff nicht von Reaktorkonzepten einer vierten Generation, sondern höchstens von Reaktorkonzepten einer ersten oder zweiten Generation zu sprechen. Aus diesem Grund wird im Rahmen der hier vorgenommenen Untersuchung der Generationenbegriff des GIF nicht weiterverwendet. Zu den Möglichkeiten einer Einstufung des technologischen Reifegrades einer Technologielinie bzw. eines Reaktorkonzepts wird an dieser Stelle auf Kapitel 2.4 verwiesen.

2.2 Systematisierung unterschiedlicher Technologielinien und Reaktorkonzepte

Das Prinzip der Stromerzeugung funktioniert bei Kernkraftwerken grundsätzlich genauso wie bei konventionellen thermischen Kraftwerken: Wärme wird erzeugt, im konventionellen Kraftwerk durch

Verbrennung beispielsweise von Kohle oder Gas, im Kernkraftwerk durch Kernspaltung. Diese Wärme wird über ein Kühlmittel abgeführt und in der Regel wird daraus direkt oder in einem weiteren Kühlkreislauf Dampf erzeugt. Dieser treibt eine Turbine an. Die Turbine wiederum betreibt einen Generator, der elektrischen Strom produziert. Dennoch lassen sich eine Vielzahl unterschiedlicher Technologielinien und Reaktorkonzepte unterscheiden (Küppers und Pistner 2012).

Dabei wird im Rahmen dieser Untersuchung der Begriff **Technologielinie** als ein Oberbegriff für eine Anzahl verschiedener Reaktorkonzepte verwendet, die sich in einer zentralen Eigenschaft gleichen, die also beispielsweise das gleiche Kühlmittel verwenden. Innerhalb einer Technologielinie können verschiedene **Reaktorkonzepte** aufgrund weiterer Eigenschaften wie beispielsweise dem verwendeten Moderator oder dem eingesetzten Brennstoff unterschieden werden. Für ein Reaktorkonzept können eine oder mehrere konkrete **Anlagen** existieren, die sich im Detail technologisch nochmals weiter unterscheiden.

Eine Charakterisierung und Beschreibung wichtiger Reaktorkonzepte findet sich beispielsweise in (Küppers und Pistner 2012). Die folgende Darstellung greift diese Charakterisierung in aktualisierter Form auf und ergänzt sie um weitere Charakteristika sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte. Dazu werden in Kapitel 2.2.1 zunächst die heute in Betrieb befindlichen Reaktorkonzepte von Leistungsreaktoren vorgestellt und darauf aufbauend in Kapitel 2.2.2 die wesentlichen Unterscheidungskriterien für Technologielinien bzw. Reaktorkonzepte erläutert. Kapitel 2.2.3 stellt exemplarische Beispiele für Technologielinien und Reaktorkonzepte zusammen. Darauf aufbauend wird in Kapitel 2.3 die im Rahmen dieser Untersuchung vorgenommene Einteilung in Technologielinien und zugeordnete Reaktorkonzepte vorgestellt.

2.2.1 Heutige Reaktorkonzepte

Bei den mit Stand 30.10.2022 weltweit in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren handelt es sich nach (IAEA 2023c) um:

- 304 leichtwassergekühlte und -moderierte Druckwasserreaktoren (PWR),
- 53 leichtwassergekühlte und -moderierte Siedewasserreaktoren (BWR),
- 47 schwerwassergekühlte und -moderierte Druckwasserreaktoren (PHWR),
- 11 leichtwassergekühlte, graphitmoderierte Reaktoren (LWGR),
- 8 gasgekühlte, graphitmoderierte Reaktoren (GCR),
- 3 Schnelle Brutreaktoren (FBR) sowie
- einen gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTGR).

Wie diese Aufzählung zeigt, unterschieden sich verschiedene Reaktorkonzepte gemäß dieser Systematisierung vor allem durch:

- das im Reaktor vorliegende Neutronenspektrum (schnelle vs. thermische Reaktoren),
- den verwendeten Moderator (leichtes Wasser, schweres Wasser, Graphit oder kein Moderator) und
- das verwendete Kühlmittel (leichtes Wasser, schweres Wasser, Gas, Natrium).

Neben diesen Unterschieden können sich weitere wichtige Unterschiede ergeben, beispielsweise hinsichtlich der Temperatur und des Drucks im primären Kühlkreislauf, so beispielsweise zwischen PWR und BWR.

Daneben können in den verschiedenen Reaktorkonzepten auch unterschiedliche Brennstoffarten eingesetzt werden.

Für eine Kategorisierung von Technologielinien und Reaktorkonzepten können die jeweiligen Unterscheidungsmerkmale grundsätzlich unterschiedlich gewählt werden. So ergibt sich eine extrem große Anzahl von potenziell unterscheidbaren Technologielinien oder Reaktorkonzepten. Nimmt man alle möglichen Kombinationen, so ergibt sich eine Vielzahl von tatsächlich bereits existierenden oder als theoretische Anlagendesigns diskutierten Reaktorkonzepten, vergleiche beispielsweise (Neles und Pistner 2012) sowie (IAEA 2023b; 2020b; 2020a). Es ist für die Definition einer Technologielinie daher sinnvoll, eine geeignete Kategorisierung anhand wesentlicher Merkmale vorzunehmen, die zu einer überschaubaren Anzahl von Technologielinien führt, aber gleichzeitig eine ausreichende Vergleichbarkeit von Reaktorkonzepten innerhalb einer Technologielinie gewährleistet.

2.2.2 Wesentliche Unterscheidungskriterien von Reaktorkonzepten

In diesem Kapitel werden wesentliche Merkmale von Kernreaktoren erläutert, die zu einer Charakterisierung eines konkreten Reaktorkonzepts und zu einer Kategorisierung verschiedener Technologielinien herangezogen werden können. Dabei ist zu beachten, dass diese Unterscheidung nicht eindeutig ist, also unterschiedliche Definitionen von Technologielinien existieren können.

So könnte beispielsweise eine Technologielinie von Schnellen Reaktoren definiert werden, innerhalb der sich verschiedene Reaktorkonzepte aufgrund des verwendeten Kühlmittels unterscheiden. So verweist der von der Internationale Atomenergieorganisation (International Atomic Energy Agency, IAEA) verwendete Begriff des Schnellen Brutreaktors (FBR) lediglich auf die Eigenschaft eines schnellen Neutronenspektrums im Reaktorkern. Ob ein solcher FBR mit Natrium oder einem anderen Kühlmittel wie Blei oder einem Gas gekühlt wird, wäre in einer solchen Definition noch offen.

Die in dieser Untersuchung gewählte Systematik zur Definition der Technologielinien wird in Kapitel 2.3 erläutert.

Die mittlere Energie und damit Geschwindigkeit der Neutronen, die zur Kernspaltung genutzt werden (Neutronenspektrum):

Neutronen aus der Kernspaltung weisen eine hohe Energie und damit Geschwindigkeit auf. Die Verteilung der Energie der Neutronen im Reaktorkern wird auch als Neutronenspektrum bezeichnet. Führen die Neutronen aus einer Kernspaltung im Wesentlichen direkt zu neuen Kernspaltungen spricht man von einem schnellen Neutronenspektrum oder **Schnellen Reaktor**. Aus kernphysikalischen Gründen kann es aber auch vorteilhaft sein, die Neutronen zunächst abzubremsen (moderieren), bevor sie neue Spaltungen auslösen. Dann haben die Neutronen typischerweise eine Energie, die der thermischen Energie des zur Abbremsung verwendeten Materials (welches Moderator genannt wird) entspricht. Solche Neutronen werden thermische Neutronen genannt, Reaktoren, die auf einem solchen Neutronenspektrum aufbauen, werden darum **thermische Reaktoren** genannt. Über 99% der heute in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren sind thermische Reaktoren, vergleiche die Auflistung in Kapitel 2.2.1. Demgegenüber handelt es sich bei den meisten der im Rahmen des GIF verfolgten Technologielinien um Schnelle Reaktoren.

Der Moderator:

In Schnellen Reaktoren sollen die Neutronen nicht abgebremst werden, so dass hier kein Moderator erforderlich ist. In thermischen Reaktoren müssen die Neutronen aus der Kernspaltung dagegen abgebremst werden. Hierfür sind leichte chemische Elemente besonders gut geeignet, da diese ein ähnliches Gewicht wie die Neutronen aufweisen und somit die Neutronen durch wenige Reaktionen mit den Atomen des Moderators abgebremst werden können. Besonders geeignet als Moderator ist Wasserstoff bzw. das Wasserstoffisotop Deuterium, wie sie in leichtem bzw. schwerem Wasser enthalten sind. Entsprechend werden solche Reaktoren auch als **leicht- bzw. schwerwassermoderierte Reaktoren** bezeichnet. Neben Wasser wird auch Kohlenstoff in Form von Graphit als Moderator eingesetzt.

Das (primäre) Kühlmittel:

Im Brennstoff eines Kernkraftwerks entsteht durch die Kernspaltung Wärme, die zur Aufheizung des Brennstoffs führt. Diese Wärme wird durch ein Kühlmittel aus dem Brennstoff ggf. über mehrere Stufen zur Turbine transportiert. Dabei dient das primäre Kühlmittel der unmittelbaren Kühlung des Brennstoffs, in einem Zwischenkühlkreislauf wird ggf. ein sekundärseitiges Kühlmittel verwendet. Verschiedene Reaktorkonzepte können sich hinsichtlich der Wahl des primären Kühlmittels unterscheiden. Bei heutigen Leistungsreaktoren wird dabei vor allem leichtes Wasser verwendet, das dann sowohl zur Kühlung als auch zur Moderation der Neutronen dient, entsprechende Reaktoren werden daher auch **Leichtwasserreaktoren** genannt. Daneben werden aber auch schweres Wasser oder Gase wie Helium oder Kohlendioxid zur Kühlung eingesetzt.

Da Wasser neben seiner Funktion der Kühlung immer auch zur Moderation der Neutronen beiträgt, kann Wasser bei Schnellen Reaktoren nicht zur Kühlung verwendet werden. Für Schnelle Reaktoren wird daher entweder ein Flüssigmetall wie Natrium (**natriumgekühlter Schneller Reaktor**) oder Blei (**bleigekühlter Schneller Reaktor**), oder ein Gas (**gasgekühlter Schneller Reaktor**) eingesetzt.

Schließlich kann auch eine Salzschnmelze als Kühlmittel (**Salzschnmelzereaktor**) verwendet werden, wobei solche Reaktorkonzepte sowohl mit als auch ohne zusätzlichen Moderator konzipiert werden können.

Druck und Temperatur des (primären) Kühlmittels:

Wird Wasser zur Kühlung des Brennstoffs verwendet, so können Reaktorkonzepte danach unterschieden werden, welche Temperatur und welcher Druck im (primären) Kühlsystem vorliegt. Bei dem weltweit am häufigsten eingesetzten Reaktorkonzept steht das Leichtwasser im primären Kühlkreislauf unter hohem Druck von typischerweise ca. 16 MPa (**Druckwasserreaktor**), so dass das Kühlmittel, welches beim Durchgang durch den Reaktorkern auf ca. 330°C aufgeheizt wird, nicht siedet. Die Wärme aus dem primären Kühlkreislauf wird über einen Dampferzeuger an einen sekundären Kühlkreislauf weitergegeben, in dem der Dampf zum Antrieb der Turbine erzeugt wird. Bei dem weltweit am zweithäufigsten eingesetzten Reaktorkonzept ist der Druck im Kühlkreislauf mit ca. 7 MPa geringer, so dass das Leichtwasser während des Durchlaufs durch den Reaktorkern bei Temperaturen von bis zu ca. 290°C siedet (**Siedewasserreaktor**). Der dabei entstehende Dampf wird direkt auf die Turbine geleitet, ein sekundärer Kühlkreislauf ist bei diesem Reaktorkonzept nicht vorhanden.

Bei einer der Technologielinien des GIF soll der primäre Kühlkreislauf unter noch höherem Druck von über 22 MPa liegen. Das zur Kühlung verwendete Wasser kann dann auf Temperaturen von ca. 500°C, also in einen Bereich jenseits des kritischen Punktes von Wasser aufgeheizt werden. Solche

Reaktorkonzepte werden entsprechend als **mit superkritischem Wasser gekühlte Reaktoren** bezeichnet.

Auch bei Verwendung anderer Kühlmittel können im Kühlkreislauf höhere Temperaturen erzielt werden, ohne dass deshalb zwingend ein wesentlich höherer Druck im Kühlsystem erforderlich ist. Bei bestimmten, mit Gas gekühlten Reaktorkonzepten werden Temperaturen im Bereich jenseits von 600°C angestrebt (**Hochtemperaturreaktoren**).

Der Brennstoff und das Spaltmaterial:

Der einzige in der Natur in relevantem Umfang vorkommende Spaltstoff ist das Isotop Uran-235, welches mit ca. 0,72% im natürlich vorkommenden Uran enthalten ist. In solchem Natururan lässt sich eine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen nicht aufrechterhalten. Auch wenn leichtes Wasser zur Moderation der Neutronen verwendet wird, ist mit Natururan keine Kettenreaktion möglich, da das Wasser zu viele Neutronen während des Moderationsprozesses absorbieren würde. Um einen Reaktor mit Natururan betreiben zu können, muss daher entweder schweres Wasser (wie beispielsweise bei schwerwassergekühlten und -moderierten Druckwasserreaktoren) oder Graphit (wie beispielsweise bei gasgekühlten, graphitmoderierten Reaktoren) als Moderator verwendet werden.

Um einen Reaktor mit leichtem Wasser kühlen und moderieren zu können, muss der Anteil des Uran-235 im Brennstoff erhöht werden. Dazu sind sogenannte **Anreicherungsanlagen** erforderlich. Für heutige Leichtwasserreaktoren wird der Brennstoff dazu typischerweise auf einen Anteil des Uran-235 im Bereich von 3-5% angereichert.

Für Schnelle Reaktoren muss der Anteil des Spaltstoffs im Brennstoff noch höher liegen als bei thermischen Reaktoren. Heute werden hierfür typischerweise Anreicherungen des Brennstoffs an der Grenze zwischen niedrig angereichertem Uran (< 20% Uran-235), für welches gegenwärtig auch der Begriff „high assay low enriched uranium“ (HALEU) verwendet wird, und hochangereichertem Uran diskutiert.

Während des Einsatzes im Reaktor entsteht in Uranbrennstoff immer auch **Plutonium**. Sowohl in Schnellen wie in thermischen Reaktoren ist Plutonium spaltbar und dient daher ebenfalls als Spaltstoff. Es wird während des Abbrands des Brennstoffs zunächst aus dem Uran erzeugt und dann in Teilen bereits wieder durch Kernspaltung verbraucht. Je nach Länge des Einsatzes des Brennstoffs im Reaktor trägt Plutonium daher in unterschiedlichem Umfang zur Energieerzeugung bei und es verbleibt eine zunehmend höhere Konzentration von Plutonium im abgebrannten Brennstoff. Neben Plutonium entstehen auch weitere schwere Elemente wie Americium und Curium in geringeren Konzentrationen. Auch diese sogenannten Minoren Aktinide sind spaltbar und sollen in verschiedenen zukünftigen Reaktorkonzepten (auch) als Spaltstoff verwendet werden.

Ein weiteres, in der Natur vorkommendes chemisches Element, das zwar keinen Spaltstoff enthält, aus dem jedoch durch Bestrahlung im Reaktor neuer Spaltstoff erzeugt werden kann, ist Thorium. Wird Thorium im Reaktor eingesetzt entsteht das Isotop Uran-233 welches sowohl in Schnellen wie in thermischen Reaktoren einen guten Spaltstoff darstellt. Da Thorium selbst kein spaltbares Isotop enthält, muss für die Verwendung von Thorium als Brennstoff in Reaktoren dem frischen Brennstoff immer ein anderes Spaltmaterial, entweder angereichertes Uran oder Plutonium, zugesetzt werden. Für eine detailliertere Diskussion von Thorium als Brennstoff für zukünftige Reaktorkonzepte wird an dieser Stelle auf (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 4.1) verwiesen.

Neben dem eingesetzten chemischen Element (Uran, Thorium) beziehungsweise dem wesentlichen Spaltstoff (Uran-233, Uran-235, Plutonium, Minore Aktinide) kann sich auch die chemische Form des Brennstoffs unterscheiden. In heutigen Leichtwasserreaktoren wird der Brennstoff typischerweise als keramischer Brennstoff in Form von Urandioxid eingesetzt. Der Brennstoff kann aber auch in anderen chemischen Formen (Carbid, Nitrid, Metall) oder als flüssiger Brennstoff (in Salzschnmelzen) eingesetzt werden.

Um den im Reaktor entstanden Spaltstoff (Plutonium und Minore Aktinide in Uranbrennstoff, Uran-233 in Thoriumbrennstoff) weiter zur Energieerzeugung einsetzen zu können, muss er aus dem Brennstoff nach Erreichen seines technologisch oder wirtschaftlich bedingten maximalen Abbrands abgetrennt und zu neuem Brennstoff verarbeitet werden. Der Prozess der Abtrennung wird als **Wiederaufarbeitung** bezeichnet. Keramische Brennstoffe, in denen abgetrenntes Spaltmaterial wieder eingesetzt wird werden als sogenannte Mischoxidbrennstoffe (MOX, also beispielsweise Uran-Plutonium-Mischoxid) bezeichnet. Für die Nutzung solcher Spaltstoffe sind daher sowohl Wiederaufarbeitungsanlagen erforderlich und für Reaktoren mit festen Brennstoffen auch Anlagen zur Herstellung von Mischoxidbrennstoffen. Die Art der erforderlichen Anlagen und Technologien hängt dabei von der chemischen Form des Brennstoffs ab. Manche Konzepte Schneller Reaktoren zielen darauf ab, lediglich Natururan als frischen Brennstoff einzusetzen und dann im Verlauf der Bestrahlung im Reaktor den zur Energieerzeugung benötigten Spaltstoff Plutonium erst zu erzeugen und dann direkt wieder zu verbrauchen.

Kritikalität:

In heutigen Kernkraftwerken findet eine kontinuierliche Kettenreaktion statt, bei der ein bei einer Kernspaltung entstehendes Neutron im Mittel wieder zu einer neuen Kernspaltung führt. Ein solcher Reaktor wird als **kritischer Reaktor** bezeichnet. Ändern sich die Eigenschaften des Reaktorkerns, also beispielsweise die Zusammensetzung des Brennstoffs (durch die Kernspaltung) oder die Temperatur des Kühlmittels (durch Änderungen in der Wärmeabfuhr), so ändert sich die mittlere Zahl der pro Neutron hervorgerufenen neuen Kernspaltungen. Nimmt die Zahl der Neutronen über die Zeit kontinuierlich zu, wird der Reaktorkern als überkritisch bezeichnet, nimmt sie ab, wird er als unterkritisch bezeichnet.

Eine eigenständige Kettenreaktion ist in einem unterkritischen System nicht möglich. Vielmehr müssen dann für eine Leistungserzeugung von außen kontinuierlich Neutronen in das System eingespeist werden. Dazu können etwa in einem Beschleuniger Teilchen (typischerweise Protonen) auf hohe Energien beschleunigt und auf ein Target geschossen werden. In diesem Target werden durch sogenannte Spallationsreaktionen eine große Anzahl an Neutronen pro Proton erzeugt, die dann im Reaktorkern zu weiteren Kernspaltungen führen. Ein solcher unterkritischer Reaktor wird daher als **beschleunigergetriebener Reaktor** bezeichnet.

2.2.3 Exemplarische SNR und ihre Eigenschaften

Es werden heute im Rahmen des GIF aber auch unabhängig von GIF eine größere Anzahl von Reaktorkonzepten verfolgt, die den SNR zugeordnet werden können. In Tabelle 2-2 werden einige dieser Reaktorkonzepte exemplarisch aufgeführt und ihre jeweiligen Charakteristika dargestellt (GIF 2021a; IAEA 2023b). Für weitere heute oder in der Vergangenheit diskutierte Reaktorkonzepte wird an dieser Stelle auf die jeweiligen Übersichten zu historischen und aktuellen Entwicklungen in der Darstellung der Technologielinien in Kapitel 4 verwiesen.

Tabelle 2-2: Beispielhafte tabellarische Einordnung verschiedener Technologielinien und Reaktorkonzepte

Technologielinie Reaktorkonzept	Moderator			Kühlmittel					Brennstoff Fest/Flüssig					Spaltstoff				Temp. > 600°C	Druck		Neutronen- Spektrum		Trans- mutation		Art		
	G	W	D	W	N	B	F	C	G	M	K	T	FI	C	U	T	P		M	H	N	S	TH	B	B	T	
SFR					X					X	X				X		X	X		X	X		X	X	X		
BN-1200					X						X				X		X			X	X		X				E
ASTRID					X						X				X		X			X	X		X				D
CFR-600					X						X				X		X			X	X		X				D
TWR-P					X					X					X					X	X						E
VHTR	X								X		X				X	X	X		X	X		X				X	
HTR-PM	X								X		X				X	X			X	X		X					D
Prismatic HTR	X								X		X				X				X	X		X					D
GFR									X		X				X		X	X	X	X	X		X	X	X		
ALLEGRO									X		X				X		X			X	X						E
LFR						X					X				X		X	X		X	X		X	X	X		
BREST-OD-300						X					X				X		X			X	X						D
ALFRED						X					X				X		X			X	X						D
SCWR		X	X	X							X				X		X			X	X	X				X	
CSR1000		X		X							X				X					X		X					E
Canadian SCWR			X	X							X					X			X	X							E
MSR	X					X	X				X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
MCFR							X							X	X	X	X		X	X	X		X	X			D
DualFluid							X							X	X	X	X	X	X	X	X		X	X			E
IMSR	X					X							X		X	X	X		X	X		X	X				D
ADS					X	X					X	X			X		X	X		X	X		X	X	X		
MYRRHA					X						X				X		X			X	X						E

Gr: Graphit, W: Leichtwasser, D: Schwerwasser, N: Natrium, B: Blei, FI: Fluoridsalz, Cl: Chloridsalz, G: Gas, M: Metall, K: Keramik, Tr: TRISO; U: Uran-238/Uran-235, Th: Thorium/Uran-233, Pu: Plutonium, MA: Minore Aktinide, HD: Hoher Druck, ND: niedriger oder atmosphärischer. Druck, S: Schnelles Spektrum, TH: Thermisches Spektrum, BR: Brüter, BU: Brenner, TL: Technologielinie, EX: Experimentell (auch kleiner als 300 MW elektrischer Leistung), DE: Demonstrationsanlage (auch kleiner als 300 MW elektrischer Leistung), EP: Erster Prototyp

2.3 Übersicht der betrachteten Technologielinien und zugeordneten Reaktorkonzepte

Ziel der hier vorgenommen Systematisierung ist es, eine möglichst abdeckende Liste von Technologielinien zu erhalten, innerhalb derer grundsätzlich alle wichtigen heute verfolgten Reaktorkonzepte im Bereich der SNR eingeordnet werden könnten. Gleichzeitig soll die Unterteilung gewährleisten, dass wesentliche, aus der Wahl der jeweiligen Technologielinie resultierende grundsätzliche Vor- und Nachteile solcher Reaktorkonzepte diskutiert werden können, vgl. Kapitel 4.

Die tatsächliche Realisierbarkeit grundsätzlicher Vor- und Nachteile ergibt sich vielfach jedoch erst auf Ebene konkreter Reaktorkonzepte. Daher soll für alle Technologielinien zumindest anhand eines konkret verfolgten Reaktorkonzepts diskutiert werden, inwieweit sich grundsätzliche Vor- und Nachteile auf Ebene der Reaktorkonzepte nach bisherigem Wissensstand realisieren lassen, vergleiche Kapitel 5. Innerhalb der Technologielinien kann es dabei weitere bedeutsame Unterscheidungskriterien zwischen verschiedenen, der Technologielinie zuzuordnenden Reaktorkonzepten geben. Für einige Technologielinien werden daher in Kapitel 5 mehrere Reaktorkonzepte betrachtet.

Für die weitere Untersuchung werden auf Basis der im letzten Kapitel diskutierten Unterscheidungskriterien, gemäß der in Tabelle 2-3 dargestellten Systematisierung, die folgenden Technologielinien unterschieden.

Bei der Auswahl der innerhalb einer Technologielinie genauer zu betrachtenden Reaktorkonzepte, wurden dabei neben den rein technischen Unterscheidungskriterien auch weitere Aspekte wie der Entwicklungsstand der jeweiligen Reaktorkonzepte sowie eine exemplarische Behandlung der Entwicklungen in unterschiedlichen Ländern bzw. von unterschiedlichen Akteuren mitberücksichtigt.

Tabelle 2-3: Systematisierung von Technologielinien und zugehörigen Reaktorkonzepten im Bereich der SNR

Technologielinie	Unterscheidungskriterien				Reaktorkonzept/ Anlage
	Kritikalität	Kühlmittel	Moderation	Weitere Merkmale	
ADS	Nein				MYRRHA
SCWR		Wasser			CSR1000
SFR		Natrium		Mit WA Ohne WA	BN-800 TWR
LFR		Blei			Brest OD-300
GFR	Ja		Nein		GFR
VHTR		Gas	Ja	Kugel-BE Prismatisches BE	HTR-PM Prismatic HTR
MSR		Salz	Nein Ja		MCFR LFTR

Quelle: Eigene Systematik, WA: Wiederaufarbeitung, BE: Brennelement

Die Technologielinie der beschleunigergetriebenen Reaktoren (Accelerator Driven System, ADS) ist charakterisiert durch einen unterkritischen Reaktorkern. Innerhalb der Technologielinie sind gegenwärtig noch viele verschiedene grundsätzliche Unterscheidungen hinsichtlich geplanter Kühlmittel oder der Verwendung von Moderatoren sowie weiterer Besonderheiten möglich, ohne dass sich aktuell klar definierte wesentliche Reaktorkonzepte ergeben. Als exemplarisches Reaktorkonzept für ADS wird die aktuell in Belgien geplante Anlage MYRRHA herangezogen.

Bei allen übrigen Technologielinien handelt es sich um kritische Reaktoren. Als wesentliches Unterscheidungsmerkmal wird entsprechend der Unterteilung des GIF das verwendete Kühlmittel herangezogen. Aus der Verwendung unterschiedlicher Kühlmittel ergeben sich wesentliche technologische Unterschiede, beispielsweise bezüglich der verwendbaren Materialien und Komponenten für den Brennstoff und die Kühlkreisläufe.

Die Technologielinie der mit superkritischem Wasser gekühlten Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactor, SCWR) verwendet Wasser als Kühlmittel. Dabei existieren Konzepte auf Basis von Leichtwasser zur Kühlung und als Moderator, es werden aber auch Konzepte auf Basis von Schwerwasser verfolgt. Als exemplarisches Reaktorkonzept wird die in China verfolgte Variante des chinesischen superkritischen wassergekühlten Reaktors CSR1000 herangezogen.

Verschiedene Länder verfolgen die Einführung von natriumgekühlten Schnellen Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR), entsprechende Anlagen existieren zurzeit vor allem in Russland. Dort werden die entsprechenden Reaktorkonzepte mit dem Ziel verfolgt, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf mit einer Wiederaufarbeitung und anschließenden Nutzung des darin enthaltenen Plutoniums zu realisieren. Als exemplarisches Reaktorkonzept wird dazu das russische Konzept des BN-800 herangezogen. Eine alternative Brennstoffstrategie verfolgt ein Projekt der amerikanischen Firma TerraPower. Bei ihrem Reaktorkonzept eines Laufwellenreaktors (Travelling

Wave Reactor, TWR) soll anders als bei anderen SFR auf eine Wiederaufarbeitung vollständig verzichtet werden.

Für die Technologielinie der bleigekühlten Schnellen Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactor, LFR) befindet sich gegenwärtig in Russland eine Demonstrationsanlage in Bau. Das zugrundeliegende Reaktorkonzept des BREST-OD-300 wird daher als exemplarisches Reaktorkonzept für diese Technologielinie herangezogen.

Im Bereich der gasgekühlten Reaktoren werden zwei Technologielinien unterschieden. Bei den gasgekühlten Schnellen Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactor, GFR) wird mit einem schnellen Neutronenspektrum gearbeitet. Hierfür wird als Reaktorkonzept das GIF-Referenzkonzept, welches ebenfalls mit GFR bezeichnet wird, herangezogen.

Bei der Technologielinie der Hochtemperaturreaktoren (Very High Temperature Reactor, VHTR) wird demgegenüber mit einem thermischen Neutronenspektrum gearbeitet. Als Moderator wird bei dieser Technologielinie Graphit verwendet. Um gleichzeitig eine hohe Arbeitstemperatur des Kühlmittels zu ermöglichen, wird in dieser Technologielinie ein spezieller Brennstoff verwendet, bei dem Uran in kleinen Partikeln mit einem Durchmesser von nur etwa einem Millimeter eingesetzt wird, welche von zwei Schichten pyrolytischen Kohlenstoff und einer Schicht Siliciumcarbid (SiC) überzogen sind. Diese Partikel aus Brennstoff und umhüllenden Schichten werden TRISO-Brennstoff (tristructural-isotropic) genannt und mit einer Hülle aus Graphit umgeben.

Innerhalb dieser Technologielinie lassen sich zwei wesentliche Reaktorkonzepte unterscheiden. Bei sogenannten Kugelhaufenreaktoren werden die TRISO-Partikel in Graphitkugeln eingebettet. Diese Kugeln stellen die Brennelemente eines Kugelhaufenreaktors dar. Als exemplarisches Reaktorkonzept wird hierfür der in China verfolgte HTR-PM herangezogen, von dem 2022 eine Demonstrationsanlage in Betrieb gegangen ist. Alternativ dazu können die TRISO-Partikel auch in Graphitblöcke als Brennelemente eingebettet werden. Als exemplarisches Reaktorkonzept wird hierfür das von General Atomics in den USA entwickelte Reaktorkonzept des Prismatic HTR herangezogen.

Bei der Technologielinie der Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactor, MSR) wird zur Kühlung ein geschmolzenes Salz verwendet. Innerhalb dieser Technologielinie werden gegenwärtig noch eine sehr große Zahl an unterschiedlichen Reaktorkonzepten diskutiert. Ein wichtiges Unterscheidungskriterium stellt die Wahl eines schnellen oder thermischen Neutronenspektrums dar. Entsprechend werden als exemplarische Reaktorkonzepte der MCFR für einen MSR mit schnellem Neutronenspektrum und der LFTR für einen MSR mit thermischen Neutronenspektrum herangezogen, welche beide von Unternehmen in den USA entwickelt werden.

Wichtige Eigenschaften der exemplarischen Reaktorkonzepte sind in Tabelle 2-4 zusammengefasst. Dabei werden neben der Zuordnung zur Technologielinie aufgrund der in Kapitel 2.2.2 geschilderten Merkmale wie dem verwendeten Kühlmittel, dem gewählten Moderator und dem resultierenden Neutronenspektrum weitere charakteristische Eigenschaften wie die geplante Leistung eines einzelnen Reaktors sowie der vorgesehene Brennstoff angegeben. Weiterhin verweist die Tabelle auf das Herkunftsland, in dem die Entwicklung wesentlich vorangetrieben wird, sowie den Entwickler des Konzepts.

Tabelle 2-4: Eigenschaften ausgewählter exemplarischer Reaktorkonzepte

Technologie- linie	Name (Kürzel)	Land	Entwickler	Elek- trische/ thermische Leistung [MWe/ MWth]	Kühl- mittel	Mode- rator	Brenn- stoff	Spek- trum
SFR	BN-800	Russ- land	Rosen- ergoatom	885 MWe	Natri- um	-	MOX	Schnel l
	Travelling Wave Reactor (TWR)	USA	TerraPowe r	1200 MWe	Natri- um	-	U- 10%Z r	Schnel l
LFR	Brest-OD-300	Russ- land	RDIFE	300 MWe	Blei	-	Nitrid e	Schnel l
GFR	GIF Reference Concept (GFR)		GIF	1150 MWe	Heli- um	-	Carbi d	Schnel l
MSR	The Liquid Fluoride Thorium Reactor (LFTR)	USA	Flibe Energy	250 MWe	Flouri dsalz	Graph it	U, Th Salz	Ther- misch
	Molten Chloride Fast Reactor (MCFR)	USA	TerraPowe r	800 MWe	Chlori dsalz	-	U, Pu Salz	Schnel l
SCWR	Chinese Supercritical Water-Cooled Reactor (CSR1000)	China	NPIC	1000 MWe	Leicht wasse r	Leicht wasse r	UO ₂	Ther- misch
VHTR	High- Temperature gas-cooled Reactor Pebble-bed Module (HTR- PM)	China	China Huaneng und China National Nuclear Corp	250 MWth	Heliu m	Graph it	TRIS O	Ther- misch
	Prismatic Modular High Temperature GCR (Prismatic HTR)	USA	General Atomics	150 MWe	Heliu m	Graph it	TRIS O	Ther- misch
ADS	Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech	Belgie n	Belgian Nuclear Research Centre	100 MWth	Blei- Bismu t	-	MOX	Schnel l

Technologie- linie	Name (Kürzel)	Land	Entwickler	Elek- trische/ thermische Leistung [MWe/ MWth]	Kühl- mittel	Mode- rator	Brenn- stoff	Spek- trum
	Applications (MYRRHA)		(SCK.CEN)					

Quelle: Eigene Auswertung, siehe auch die jeweiligen Kapitel zur detaillierten Darstellung dieser Reaktorkonzepte

2.4 Technologischer Reifegrad

Der technologische Reifegrad stellt eine wichtige Kenngröße zur Einschätzung des technologischen Risikos auf dem Weg bis zur fertigen Kommerzialisierung eines Reaktorkonzepts dar. Er dient als Indikator für Risiken im weiteren Forschungs- und Entwicklungsprozess. Reaktorkonzepte, die nur auf dem Papier existieren, haben ein wesentlich höheres Risiko, dass unerwartet Probleme auftreten. Bei solchen, für die großtechnische Versuche oder Prototypen gebaut und erfolgreich betrieben wurden, ist dieses Risiko geringer. Ebenso kann der technologische Reifegrad auch als qualitativer Indikator für die noch aufzuwendenden Kosten für Forschung und Entwicklung (F&E) angesehen werden.

Ziel der folgenden Darstellungen ist es, den Stand der Literatur zur Innovation und dem technologischen Reifegrad darzustellen, um darauf aufbauend eine Einordnung unterschiedlicher Reaktorkonzepte zu ermöglichen. Zunächst werden dazu der Innovationsprozess und die Hintergründe der Bewertung von Innovationstätigkeiten anhand des technologischen Reifegrades, beschrieben durch sogenannte Level (technology readiness level, TRL), erläutert. Danach werden gängige TRL-Skalen zusammengefasst und gegenübergestellt. Anhand von zwei Beispielen werden die Anwendung der TRL-Skalen aufgezeigt und Beispiele für die TRL-Bewertung von Kernenergie-Technologien dargestellt. In Kapitel 2.6.1 wird hierauf aufbauend die im Rahmen dieser Untersuchung verwendete Vorgehensweise zur Bewertung des technologischen Reifegrads beschrieben.

2.4.1 Der strukturierte Innovationsprozess (als Basis für die TRL-Bewertung)

Innovation ist die erfolgreiche Ausnutzung neuer Ideen. An der Schnittstelle von Technik, Gesellschaft und Politik spielen Innovationsprozesse eine wesentliche Rolle für die wirtschaftliche Entwicklung von Unternehmen bzw. Nationalökonomien. Ein besseres Verständnis des Innovationsprozesses hilft dabei, die Dynamik der Entwicklung und Anwendung von Innovationen zu verstehen. Ein früherer Innovations- und Entwicklungstheoretiker, Joseph Schumpeter (Schumpeter 1993) identifizierte unterschiedliche Stufen des Innovationsprozesses von Invention („Erfindung“) über Innovation, bis hin zur Diffusion, d. h. der Verbreitung innerhalb einer Nationalökonomie. Dieser Prozess wird seitdem u. a. in S-Kurven dargestellt. In den meisten Fällen endet eine Technologie jedoch nach der Invention, weil sich die Innovation bzw. die marktliche Diffusion als nicht machbar herausstellt. Bei Schumpeter wurde jedoch noch nicht differenziert nach den Triebkräften der Innovation gefragt.

Im Rahmen einer Analyse von Innovationen sollte die Angebotsseite und die Nachfrageseite unterschieden werden: Die originellste Innovation kann sich als nicht marktfähig erweisen. (Stern 2007) stellte in seinem Review „Economics of Climate Change“ die Stufen der Innovationskette auf der Basis von (Grubb 2004) erweitert dar. Dieser Prozess der Innovation ist in Abbildung 2-1 dargestellt.

Abbildung 2-1: Innovationsprozess zwischen „Technologie-Push“ und „Market-Pull“



Quelle: Eigene Abbildung basierend auf Daten aus (Stern 2007)

Der Text unterscheidet forschungsgetriebene (von links) und nachfragegetriebene (von rechts) Produktentwicklung. Forschungsgetriebene Produktentwicklung kann unterteilt werden in Grundlagenforschung und –entwicklung, angewandte Forschung und Entwicklung sowie Demonstration. Nachfragegetriebene Produktentwicklung (Markt-Sog) kann unterteilt werden in Kommerzialisierung, Marktdurchdringung sowie Marktdiffusion. Durch ein Einwirken der Regierung und durch Investitionen aus der Privatwirtschaft wird die Entwicklung über Technologieschub (von der Forschung) und Markt-Sog (von den Verbrauchern) vorangetrieben. (Stern 2007) hält fest, dass dies eine starke Vereinfachung des Innovationsprozesses ist: Das Innovations-System sei durchaus komplexer. Die Abbildung hilft jedoch dabei, die Stufen des Innovationsprozesses zu verdeutlichen.

2.4.2 Einteilungen des technologischen Reifegrads (technology readiness level, TRL)

Die TRL haben ihren Ursprung in der Raumfahrt. Stan Sadin entwickelte 1974 für die Nationale Aeronautik- und Raumfahrtbehörde (National Aeronautics and Space Administration, NASA) eine TRL-Skala, um Innovationen in der Raumfahrt und Raketenforschung einzuordnen. Die Motivation war die Entwicklung einer Skala, um gezielte Forschungs- und Entwicklungsprogramme zur Verbesserung der Technologie zu unterstützen (Sadin et al. 1989). Der Vorteil der neuen 7-stufigen Skala war die Schaffung einer strukturierten, Kriterien basierten und dokumentierten Bewertung einer Technologie mit konkreten Maßnahmen zur Reduktion von Risiken bei der Entwicklung von großtechnischen Anlagen einer Technologie (Hochskalieren, Scale-Up) und einer Vergleichbarkeit des Entwicklungsstands mit anderen Technologien. Jede der Stufen wurde mit einer kurzen Definition und Erläuterung versehen. Der Betrachtungsrahmen und die Systemgrenzen der Analyse unterscheidet sich je nach TRL-Definition. In der ursprünglichen NASA-Definition werden auch Systeme betrachtet, in der EU-Definition liegt der Fokus auf spezifischen Technologien. Die TRL-Skala wurde schließlich 1995 von sieben auf neun Level erweitert (NASA 1995 (Edited 2004)). Eine umfassende Darstellung der Geschichte befindet sich z. B. in (Mankins 2009). Durch die Erweiterung der Systemgrenze für funktionsfähige Technologien im Weltraum wird überlegt, inwieweit eine

weitere Stufe (TRL 10) sinnvoll ist, die auch andere als ursprünglich vorgesehene Anwendungen umfasst (Straub 2015).

Von der Raumfahrt ausgehend findet die TRL-Skala auch in anderen Bereichen Anwendung, z. B. in der Technologiebewertung in der Industrie (z. B. Energie und Chemie). Eine Gegenüberstellung verschiedener TRL-Skalen und Definitionen von Konzepten befindet sich im Bericht von (EPRI 2017) oder in den ausführlichen Beschreibungen der derzeit genutzten TRL-Skala, ihrer Definition sowie Kriterien in (DOE 2011). Eine Übersicht der TRL von 1 bis 9 und der dazugehörigen Beschreibung der Stufen von Invention, Validierung und Marktexpansion befindet sich auch in (EARTO 2014).

(Olechowski et al. 2015) stellen in einem Bericht die Erfahrungen aus Interviews mit Nutzer:innen von TRL-Skalen zusammen. Diese umfassen neben einer historischen und Fallstudien-basierten Analyse auch eine Zusammenstellung der Herausforderungen der TRL-Skalen. Sie lassen sich in drei Kategorien einteilen: Komplexität des Systems (complexity of the system), Planung und Review (planning and review) und Validität der Untersuchung (validity of assessment).

Die TRL-Skala wird auch für die Einordnung von Energie-Technologien genutzt. Für verschiedene Förderprogramme (z. B. BMWK-Schaufensterprojekte im Bereich Energie) wird eine Einordnung der Technologie mithilfe von TRL genutzt, um Technologien in bestimmten Stufen ihrer Entwicklung zu fördern. Das Forschungszentrum der Europäischen Kommission hat eine Übersicht über die Kriterien und Definitionen der technologiespezifischen TRL und eine Einordnung für verschiedene Technologien im Bereich der erneuerbaren Energien veröffentlicht (Strazza et al. 2017; Rose et al. 2017). Die TRL-Skala der Europäischen Kommission wird nun dazu genutzt, um Projekte mit Energie-Innovationen im Rahmen des „Horizon2020“-Programms bewerten und vergleichen und in Förderprogramme aufzunehmen zu können. Die Guidelines wurden in einem partizipativen Prozess entwickelt, in dem die Kriterien und Prinzipien von Akteuren aus Wissenschaft und Praxis überprüft und diskutiert wurden. Diese TRL-Skala (siehe Tabelle 2-5) basiert auf der von der NASA entwickelten Skala und reicht von der Beobachtung der Grundprinzipien hin zur operativen Funktion der Technologie.

Tabelle 2-5: Definitionen der Technology Readiness Level (TRL) aus dem aktuellen Leitfaden der Europäischen Kommission

TRL	Beschreibung
TRL 1	Grundlegende Prinzipien beobachtet
TRL 2	Technologisches Konzept formuliert
TRL 3	Experimenteller Nachweis erbracht
TRL 4	Technologie im Labormaßstab validiert
TRL 5	Technologie unter relevanten Einsatzbedingungen validiert
TRL 6	Technologie unter relevanten Einsatzbedingungen demonstriert
TRL 7	Prototyp unter realen Betriebsbedingungen demonstriert
TRL 8	System vollständig und qualifiziert
TRL 9	Finales System unter realen Betriebsbedingungen nachgewiesen

Quelle: (Strazza et al. 2017)

2.4.3 Einordnung der TRL-Literatur und alternative Bewertungsansätze

Die Bewertung von Technologien mithilfe der TRL-Skala hat Beschränkungen, die sich in drei Kategorien einteilen lassen: Begrenzte Informationsverfügbarkeit, Linearität sowie Subjektivität der Kriterien.

Die für die Beurteilung einer Technologie notwendigen Informationen sind nicht immer (öffentlich) verfügbar bzw. lassen sich nicht für die Technologiebewertung nutzen. Unterschiedliche Ebenen des TRL haben einen unterschiedlichen Informationsbedarf (siehe dazu auch die umfangreiche Analyse zum Informationsbedarf und Unsicherheit in (EPRI 2017)). Für eine Bewertung können Informationen aus dem Unternehmen sowie öffentlich verfügbare Informationen genutzt werden. Eine Einordnung in TRL-Stufen ist mit Informationen und Daten, die im Unternehmen verfügbar sind, normalerweise einfacher als eine Technologie-Bewertung auf Basis öffentlich verfügbarer Informationen. Zur Vereinfachung werden daher aggregierte Kategorien als Zusammenfassung mehrerer TRL in eine Gruppe genutzt.

Als weitere Beschränkung der TRL-Skala lässt sich anführen, dass die TRL-Skala ähnlich wie der schematische Innovationsprozess eine Linearität im Fortschritt einer Technologie suggeriert. Die Entwicklung ist jedoch von zahlreichen Faktoren abhängig und umfasst Investitionen, Technologieentwicklungsrisiken und Marktbarrieren. Insofern ist ein Fortschritt von TRL 1 zu 2 nicht mit einem Wechsel von TRL 6 zu 7 vergleichbar.

Drittens spielt die Auswahl der Kriterien und Kategorien, die für die Bewertung genutzt werden, eine zentrale Rolle. Die Definitionen und Kriterienkataloge unterschiedlicher TRL-Skalen unterscheiden sich und die Kriterien müssen technologiespezifisch bewertet werden. Eine gute Übersicht über die Komplexität des Bewertungsprozesses sowie verschiedene Bewertungsebenen bietet das Handbuch des (DOE 2011) sowie der Europäischen Kommission (Strazza et al. 2017).

Neben der TRL-Skala gibt es noch verschiedene mehr oder weniger weit verbreitete Reifegrad-Modelle (readiness levels). Manche beziehen sich auf den Markt bzw. die Investitionsumgebung wie z. B. der Innovations-Reifegrad (innovation readiness levels) und der Markt-Reifegrad (market readiness level). Andere Skalen befassen sich mit der Technologie und ihrer Umgebung im

Produktionssystem. Dazu gehören die „Manufacturing Readiness Level“ (Ward et al. 2012), „System Readiness Levels“ (Sauser et al.) und „Scientific Readiness Levels“ (Baron et al. 2019).

Diese Reifegrad-Stufen und Einordnungen basieren normalerweise auf einem umfassenden Kriterienkatalog, der genutzt wird, um die Technologien bzw. den Markt für die Technologien zu bewerten. Bei der Einordnung von Markt-Reifegraden steht am Ende der Innovationskette ein Produkt, das wettbewerbsfähig am Markt ist. Im Gegensatz zu den TRL-Skalen gibt es für Markt-Reifegrade bisher keinen breit genutzten Standard bzw. Kriterienkatalog. Für die Analyse des Marktes muss das gesamte Marktumfeld (z. B. mit Marktumfeld-Analyse-Tools wie Porters Five Forces und Marktpotential-Analysen) untersucht werden. In einer Studie von (Öko-Institut e.V. 2017) werden auch marktseitige Aspekte für neue Reaktoren (z. B. Nutzung für Thorium) untersucht. Dabei zeigt sich das Phänomen fehlender marktlicher Nachfrage nach Kernreaktoren und die damit fehlende Grundlage für privatwirtschaftlich motivierte Innovationsprozesse. Schließlich wird auch ein Scientific Readiness Level verwendet. Mit diesem kann beispielsweise verdeutlicht werden, dass ingenieurtechnische und materialwissenschaftliche Probleme zu einem niedrigerem TRL führen, obwohl eine Technologie wissenschaftlich weitgehend durchdrungen ist (siehe z. B. (Baron et al. 2019)).

2.4.4 TRL-Skalen in der Kernenergie-Forschung bzw. -Anwendung

Im Bereich der technologischen Bewertung von Kernreaktorforschung und –innovationsständen hat sich bis heute kein Standard durchgesetzt. Insbesondere gibt es für Kernenergie-Technologien zur kommerziellen Stromerzeugung derzeit keine einheitliche TRL-Skala, die genutzt wird, um verschiedene Technologien miteinander zu vergleichen. Es gibt hierzu jedoch verschiedene Ansätze. Hierbei stellt sich zunächst die Frage, welche Technologien unter welchen Gesichtspunkten miteinander verglichen werden sollen. Reaktoren wie Druckwasser- und Siedewasserreaktoren sind auf einer solchen Skala bei TRL 9 einzuordnen, da sie im großen Maßstab Strom und Wärme produzieren können. Darüber hinaus sind sie sogar bei der Diffusion von Reaktortechnologien weit fortgeschritten.

Bei der TRL-Bewertung von Kernenergie-Technologien gibt es nach (Carmack et al. 2017) zwei Dimensionen, die berücksichtigt werden: Diese umfassen unter anderem den Reifegrad des Bereitstellungsprozesses und den Reifegrad der Brennstoff-Performanz. Zur Bewertung des Fabrikationsprozesses gehören einerseits die Qualität der verwendeten Materialien, andererseits die Quantität. Ein Ansatz zur Untersuchung und zum Vergleich unterschiedlicher Brennstoffe wurde von (Shepherd et al. 2015) durchgeführt. In dem Konferenzbeitrag stellen die Wissenschaftler:innen vom UK National Nuclear Laboratory unterschiedliche Brennstoffe für unterschiedliche Reaktortypen und Betriebstemperaturen gegenüber und vergleichen sie. Die Bewertung des Brennstoffes an sich ist allerdings nicht zur Bewertung der sicheren und langfristigen Bereitstellung von Strom und Wärme ausreichend. Hierfür muss das System von dem Abbau der Rohstoffe bis hin zur sicheren Lagerung des Brennstoffs berücksichtigt werden. Daraus folgt, dass TRL-Bewertungen stark spezifisch und nur begrenzt zwischen einzelnen Technologielinien übertragbar sind.

Ein erster Versuch zur Bewertung von ausgewählten neuen Reaktorkonzepten und der Sub-Technologien (u. a. Wärmebereitstellung, Wärmetransport, Stromerzeugung) befindet sich im technischen Bericht von (Gougar 2015). Eine Einordnung und Bewertung der aktuellen Forschungsförderung des Energieministerium der Vereinigten Staaten von Amerika (United States Department of Energy, DOE) sowie der Maßnahmenprogramme für Kernenergie-Technologien befindet sich in (Dixon et al. 2018). Ein Beispiel für eine Einordnung von Reaktorkomponenten in

Technology und Market Readiness Level findet sich in einem Vortrag von (Nygaard 2021), für Wiederaufarbeitungsprozesse als Ergebnis eines Workshops der Kernenergieagentur (Nuclear Energy Agency, NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (Organisation for Economic Co-operation and Development, OECD) in (Baron et al. 2019).

Auch das GIF hat zur Entwicklung der von ihm favorisierten Systeme drei Phasen unterschieden, eine Machbarkeitsphase, eine Entwicklungsphase und eine Demonstrationsphase (GIF 2014). Die erste Machbarkeitsphase (GIF - Viability Phase) erforscht die grundsätzliche Machbarkeit des Reaktorkonzepts. In dieser Phase wird ein Grobkonzept entwickelt, Show-Stopper werden identifiziert und es soll gezeigt werden, ob diese überwunden werden können. Es wird Grundlagenforschung durchgeführt. In der zweiten Entwicklungsphase (GIF - Performance Phase) werden die notwendigen Technologien und Systeme entwickelt sowie deren Zusammenwirken untersucht, die Machbarkeit wird nachgewiesen. Typischerweise werden experimentelle Anlagen und Demonstrationsanlagen gebaut. In der daran anschließenden Demonstrationsphase (Demonstration Phase) wird bei erfolgreichem Abschluss der ersten Phase das System lizenziert und ein erster voll entwickelter Prototypreaktor errichtet.

2.4.5 Zwischenfazit: Komplexitätsreduktion und alternative Technologiebewertungsansätze

Angesichts der Komplexität unterschiedlicher Technologielinien und Reaktorkonzepte im Bereich der Kerntechnik ist eine standardisierte Bewertung anhand von TRL höchst komplex. Daher stellt sich für die Bewertung von komplexen Innovationen bei beschränkter Daten- und Informationsverfügbarkeit die Frage, inwieweit die zu bewertenden Technologien mittels anderer Skalen eingeordnet werden sollten. Tabelle 2-6 stellt die neunstufige TRL-Skala unterschiedlichen alternativen Einteilungen gegenüber.

Tabelle 2-6: Vergleich alternativer TRL-Einteilungen

TRL	Einteilung in Phasen	Alternative Einteilungen	Forschung	Feineinteilung
1	„viability Phase“ - Grundlagenforschung und Konzeptentwicklung	Forschungsphase	Grundlagenforschung (basic research)	Funktionsprinzipien beobachtet und beschrieben.
2			Angewandte Forschung (applied research)	Technologisches Konzept beschrieben.
3				Experimenteller Nachweis des Funktionsprinzips.
4	„performance phase“ - Nachweis der Machbarkeit	Prototypentwicklung		Technologie in Laborversuchen bestätigt.
5				Entwicklung (development)
6		Demonstration des Prototyps	Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen demonstriert.	
7	„demonstration phase“ - Nachweis der Leistungsfähigkeit	Technologie unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.	Einsatz (deployment)	Prototyp unter Betriebsbedingungen demonstriert.
8				System komplett und qualifiziert.
9				Nachgewiesener Einsatz unter Betriebsbedingungen (kommerziell).

Quelle: Eigene Weiterentwicklung auf Basis von (Öko-Institut e.V. 2017)

Ein möglicher Ansatz ist die vierstufige Einordnung, die in Abbildung 2-2 dargestellt ist. Diese veranschaulicht die Bereiche Grundlagenforschung, Angewandte Forschung, Entwicklung und Einsatz. Dabei geht die Grundlagenforschung der eigentlichen Technologieentwicklung voraus.

Abbildung 2-2: Gegenüberstellung der 9-stufigen TRL-Skala und einer drei-stufigen Technologieeinordnung

TRL		1	2	3	4	5	6	7	8	9
Innovationsphase	Grundlagen-Forschung (basic research)									
		Angewandte Forschung (applied research)								
					Entwicklung (development)					
								Einsatz (deployment)		

Quelle: Eigene Darstellung

Die Diskussion von Innovationsprozessen in der Reaktortechnik beschränkt sich auf die forschungsorientierte Technologieentwicklung und „endet“ bei (mehreren) Demonstrationsanlagen. Dagegen werden Nachfrage-getriebene Marktprozesse bei der Bereitstellung bisher eher nicht berücksichtigt.

Diese bereits bei konventionellen Leichtwasserreaktoren beobachtete Gesetzmäßigkeit fällt bei den sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten u. U. stärker ins Gewicht. Hier liegt eine Spezifität von Kernenergie vor: Es gibt keine marktgetriebene Nachfrage nach Kernreaktoren, sondern diese beruht vollständig auf öffentlicher Bereitstellungsentscheidung. Dies war bereits in den 1950er Jahren so (Baade 1958) und hat bis heute Gültigkeit (Davis 2012; Rothwell 2000; 2022). Es muss daher auch hinterfragt werden, ob sich am Prinzip fehlender Marktanreize für den Innovationsprozess etwas ändert. Für die zweite Phase, die Marktdurchdringung, wäre ein Vergleich mit anderen Technologien, die dieselben Produkte herstellen wie die Kernreaktoren (Wärme und Strom) sowie mit den damit einhergehenden System-, Umwelt- und Entsorgungskosten notwendig. Eine umfassende Diskussion dieser Aspekte ist jedoch nicht Gegenstand der hier vorgenommenen Untersuchungen.

2.5 Wirtschaftliche Aspekte der Kernenergie

In diesem Kapitel erfolgt eine Einordnung energiewirtschaftlicher Aspekte der Kernenergie. Ausgehend von der Betrachtung etablierter Leichtwasserreaktoren werden dabei unterschiedliche Abschätzungen der zukünftigen Rolle von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten sowie Rahmenbedingungen hierfür diskutiert. Dabei wird u.a. auf ausführlichere Darstellungen in (Zenodo 2021) und (Hirschhausen 2023) Bezug genommen. In Kapitel 2.6.5 wird hierauf aufbauend die im Rahmen dieser Untersuchung verwendete Vorgehensweise zur Bewertung der Kosten von SNR beschrieben.

2.5.1 Historische Kostenentwicklung von Leichtwasserreaktoren

Eine wesentliche Begründung für die Beschäftigung mit sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten ist, dass der Leichtwasserreaktor, der in der Entwicklung der Kernenergie eine zentrale Rolle gespielt hat, in den letzten Jahrzehnten auf den Strommärkten kostenmäßig nicht wettbewerbsfähig geworden ist. Zu Beginn des Atomzeitalters waren kommerzielle Kernkraftwerke

teurer als ihre direkten Wettbewerber, insbesondere Kohlekraftwerke. So waren die Stromgestehungskosten des ersten kommerziellen US-Kernkraftwerks in Shippingport (Pennsylvania) im Jahr 1957 ca. sieben Mal so hoch wie die eines Steinkohlekraftwerks in der Region (Baade 1958).

Der strukturelle Kostennachteil der Atomenergie hat sich seit dieser frühen Zeit gehalten (MIT 2003; University of Chicago 2004) und hält bis heute an (MIT 2018). Lucas Davis von der University of California at Berkeley kommt zu dem Schluss, dass es trotz "eines gewissen Zusammenwirkens von Faktoren, die die Kernkraft theoretisch zu einer tragfähigen wirtschaftlichen Option machen könnten", immer noch keine wirtschaftlichen Argumente für die Kernkraft gibt. Davis verweist auf Wirtschaftlichkeitsanalysen für Kernkraft die Werte im Bereich von über 10 US-cents/kWh gegenüber etwa 5 US-cents/kWh für Strom aus Erdgas bzw. Kohle ergeben haben (Davis 2012).

Privatwirtschaftliche Investitionen in Kernkraftwerke unter wettbewerblichen Bedingungen fanden daher nicht statt (DIW 2018). Nach der Frühphase rein militärischer Entwicklung in den 1940er Jahren konnten zwar in einigen (wenigen) Ländern auch privatwirtschaftliche Unternehmen für die Entwicklung, den Bau und den Betrieb von Kernkraftwerken gewonnen werden, wie z. B. in den USA oder Deutschland. Jedoch waren diese stets mit erheblichen finanziellen Absicherungen bzw. direkten Subventionen versehen (Radkau 1983, 178, 199 ff). In den meisten Ländern blieb die Entwicklung, der Bau und Betrieb von Kernkraft in staatlicher Hand, auch in Großbritannien und Frankreich (Hirschhausen 2023, Kapitel 4).

Entgegen ursprünglichen Erwartungen ist der Bau von Kernkraftwerken über die Jahrzehnte dann nicht günstiger geworden, vielmehr stiegen die Kosten (pro Kilowatt (kW) installierter Leistung) auch inflationsbereinigt kontinuierlich an. Die anfangs für die USA beobachtete Tendenz zur Kostensteigerung (USA 1978; Mooz 1980; Joskow 1982; DOE 1986) wurde später auch für andere Länder bestätigt, u.a. für Frankreich (Grubler 2010, S. 5147–5188; Escobar Rangel und Leveque 2015, S. 103–126). Das französische Atomprogramm, das unter stabilen institutionellen Rahmenbedingungen und mit einer hohen Standardisierung der Reaktortypen ablief, weist auch eine Kosteneskalation auf. Nach 1990 fertiggestellte Blöcke waren pro installierte Leistung 3,5-mal so teuer wie die ersten Reaktoren in den 1970er Jahren (Grubler 2010).

2.5.2 Aktuelle Kosten von Leichtwasserreaktoren

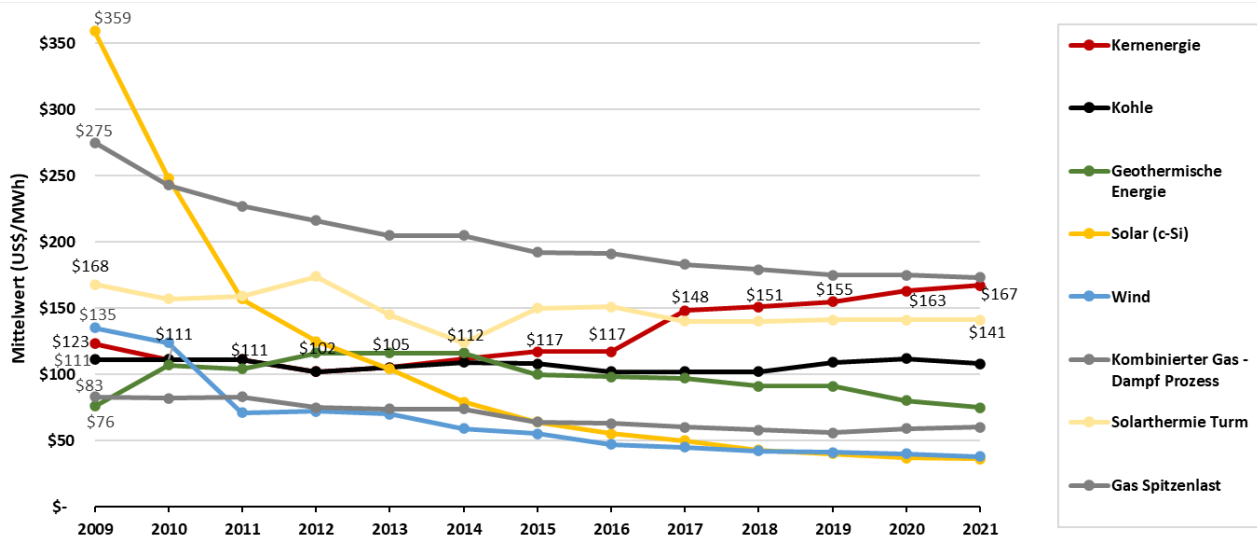
Die Kosten des European Pressurized Reactors (EPR) in Olkiluoto (Finnland, seit 2022 am Netz) bzw. Flamanville (Frankreich, Inbetriebnahme mit Stand Ende 2022 geplant für Mitte der 2020er) liegen noch erheblich über denen der vorigen Generation.³ Zwar sind dies „first-of-a-kind“-Anlagen, d. h. Pilotprojekte in der erstmaligen Umsetzung, andererseits ist nicht abzusehen, dass die Kosten durch einen massiven Roll-Out stark sinken, es gibt derzeit lediglich drei Bestellungen (Hinkley Point C, 2 Reaktoren, sowie Sizewell C mit einem Reaktor, beide Großbritannien), die in den 2030er Jahren ans Netz gehen könnten. Selbiges gilt für die letzten zwei verbleibenden Reaktorbauten in den USA mit dem „neuen“ AP-1000 Modell von Westinghouse (Hirschhausen 2023).

Statt vormals fossiler Energieträger sind heute Erneuerbare, insbesondere Sonne und Wind, kostengünstige Wettbewerber der Atomenergie (ISE 2018; 2021; Wealer et al. 2021). Die

³ So stiegen die Kosten des AKW Olkiluoto-3 in Finnland von ursprünglich geschätzten drei Milliarden EUR (1995) auf über elf Milliarden Euro. Dies entspricht etwa 7200 EUR pro kW (Stand 2018). Für die beiden EPRs, die in China gebaut wurden, liegen geringere Kostenschätzungen vor, die im Rahmen dieser Untersuchung nicht überprüft werden konnten (Mykle Schneider Consulting 2019, S. 66).

Investment-Bank Lazard (Lazard 2022) taxiert die Stromgestehungskosten von Kernkraft auf ca. 16 US-cents₂₀₂₁/kWh, weit oberhalb von Solar- bzw. Windenergie (jeweils ca. 4 US-cents₂₀₂₁/kWh), vergleiche Abbildung 2-3.

Abbildung 2-3: Stromgestehungskosten verschiedener Erzeugungstechnologien (2009-2021)



Quelle: Eigene Abbildung basierend auf Daten aus (Lazard 2022)

2.5.3 Zusammensetzung der Kosten

Die Kosten für die Stromerzeugung in einem neuen Kraftwerk setzen sich aus drei grundlegenden Komponenten zusammen: Den Kapitalkosten, den fixen Betriebskosten und den variablen Betriebskosten, insbesondere die Kosten für den Brennstoff (MIT 2018). Kapitalkosten setzen sich in der aktuellen Literatur aus zwei Komponenten zusammen: Zum einen aus den sogenannten „Overnight Construction Cost“ (OCC), die die technische Ausrüstung, Materialien usw. umfassen, aber unabhängig von der Bauzeit betrachtet werden; zum anderen aus den Zinskosten („cost of interest“), welche entstehen, wenn Finanzmittel für den Bau der Anlage aufgenommen werden (entweder als Darlehen oder als Eigenkapital) (MIT 2018). Die Kapitalkosten machen mit mehr als 80% den größten Anteil der Kosten der Stromproduktion in einem Kernkraftwerk aus, während die Brennstoffkosten einen Anteil von ca. 5% und die restlichen Betriebskosten einen Anteil von ca. 15% ausmachen (MIT 2018). Die Kosten für den Rückbau und die Entsorgung werden in jenen Kostendarstellungen bis heute hingegen nicht berücksichtigt.

Eine Darstellung aktueller Kapitalkostenentwicklungen liefert die jährlich erscheinende Energiekosten-Analyse der US-Investmentbank Lazard. Sie bestätigt, dass Kapitalkosten nicht nur einen bedeutenden Umfang der Gesamtkosten einnehmen, sondern weiterhin im Steigen begriffen sind. Die Kapitalkosten sind in den vergangenen Jahren um etwa 4% jährlich gestiegen, sie liegen heute in einem Bereich von 7.800-12.800 USD/kW installierter Leistung. Weitere Analysen von Kostenstrukturen finden sich bei (Rothwell 2016) sowie in (IAEA 2016e). Trotz Unterschieden im Detail stimmen die Studien überein, dass die Kapitalkosten mit Abstand den größten Teil der Stromgestehungskosten einnehmen und der Anteil der Brennstoffkosten gering ist.

Dagegen setzt sich der Trend zu fallenden Kapitalkosten bei erneuerbaren Energien fort. Im Zeitraum zwischen 2010 und 2021 fielen sie durchschnittlich um ca. 7% jährlich bei Photovoltaik und um 3% jährlich bei Windkraftanlagen (Lazard 2022).

Für zukünftige Kosten für Kernkraftwerke werden in aktuellen Energie- und Klimaszenarien des 6. Sachstandsberichtes des Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimaänderungen (Intergovernmental Panel on Climate Change, IPCC) durchschnittliche Kapitalkosten zwischen 6778 USD/kW und 12.075 USD/kW für die Zeit zwischen 2020 und 2100 angenommen (Zenodo 2022). Demzufolge sei keine Kostendegression zu erwarten. Eine Zuordnung zu Leichtwasser- bzw. sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten erfolgt in dieser Veröffentlichung nicht.

2.5.4 Entwicklungen der Energiewirtschaft

Im Jahr 2021 wurden weltweit ca. 102 Exajoule (EJ) Elektrizität generiert, die zu ca. 62% mit fossilen Energieträgern, zu ca. 28% von erneuerbaren Energieträgern (davon ca. 4% PV, 7% Wind und 15% Wasser - Energie) und zu ca. 10% mit Kernkraftwerken bereitgestellt wurde (BP 2022). Im Jahr 2021 befanden sich 418 Kernkraftwerke in 33 Ländern am Netz mit einem durchschnittlichen Alter von 31 Jahren und einer zum Vorjahr um 1,9% erhöhten Kapazität von 369 GWe (Mycle Schneider Consulting 2021).

Die Einschätzungen der zukünftigen Bedeutung der Kernkraft variieren stark und beruhen vor allem auf unterschiedlichen Annahmen bzgl. der Kostenentwicklungen. Es gibt Szenarien mit steigenden Anteilen von Kernkraft, und andere mit stark rückläufigen Anteilen: Szenarien, in denen die Stromerzeugung aus Kernkraft ansteigt, gehen davon aus, dass die Kapitalkosten sinken. Die OECD/NEA (NEA 2000a) beschreibt in der Studie „Reduction of Capital Costs of Nuclear Power Plants“ bereits im Jahr 2000, dass damit Kernenergie auch im nächsten Jahrhundert eine sinnvolle Option sein könnte, die Kosten für Strom aus Kernkraftwerken gegenüber alternativen Energiequellen aber wettbewerbsfähig sein müssten. Als zu betrachtende Themenfelder für grundlegende Veränderungen werden hier Kapazitätsvergrößerung, Ausnutzung neuer Konstruktionsmethoden, Verkürzung der Bauzeit, Designverbesserungen, Verbesserungen in der Beschaffung, Verbesserungen in der Organisation, Verbesserungen beim Vertragsmanagement, Standardisierung und Serienproduktion und Verbesserungen in der Regulierung und bei politischen Maßnahmen beschrieben (NEA 2000a).

Andererseits ergibt sich bei Berücksichtigung aktueller Kostenentwicklungen der Kernenergie ein rückläufiger Anteil, der dann in Richtung 2050 ausläuft. Modellrechnungen hierzu beinhalteten u.a. eine stündliche Auflösung und eine sehr detailliert abgebildete Sektorenkopplung (Löffler et al. 2017; Teske 2018; Bogdanov et al. 2019). Sie erlauben auch eine Abschätzung der Systemkosten von fluktuierenden Erneuerbaren.⁴

2.5.5 Rahmenbedingungen der Markteinführung von SNR

Aus energie- und systemwirtschaftlicher Sicht müssten SNR nicht nur den zunehmenden Wettbewerbsnachteil von Leichtwasserreaktoren gegenüber erneuerbaren Energien aufholen, sondern auch einen kompletten Systemwechsel in Bezug auf die Vorleistungen und die industrielle

⁴ Dies sind die Kosten, die für die stundenscharfe Bedienung der Nachfrage jenseits der reinen Strom- bzw. Energieerzeugungskosten anfallen, u.a. Elektrolyseure zur Herstellung von Wasserstoff, Stromleitungen und Speicher. Diese liegen i.d.R. bei ca. 50% der direkten Stromerzeugungskosten, maximal jedoch bei 100%.

Infrastruktur vollziehen. Dieser Systemwechsel wäre ebenfalls mit hohen Kosten verbunden. Diesbezüglich beschrieb das Generation IV international Forum (GIF 2002) bereits vor 20 Jahren in seiner Technology Roadmap als notwendige Änderungen, dass das Problem der Entsorgung nuklearer Abfälle kontrollierbar sein müsste, eine höhere Brennstoffausnutzung vorliegen sollte und eine wettbewerbsfähige Wirtschaftlichkeit der Systeme vorliegen müsste. Auch bräuchte es Fortschritte im Bereich der Sicherheit. Im Jahr 2018 stellt das MIT in seiner Studie fest, dass die Nutzung von inhärenten und passiven Sicherheitsmerkmalen bei SNR die Gesamtsicherheit und den Betrieb verbessern könnten, aber auch hier das wirtschaftliche Potential nicht nachgewiesen ist (MIT 2018).

Die NEA benennt in Ihrer Studie „Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders“ im Jahr 2020 als kostenbeeinflussende Faktoren für den Neubau von noch nicht am Markt befindlichen Reaktortechnologien den Reifegrad des Designs, effektives Projektmanagement, Stabilität und Vorhersehbarkeit der Regulierung und die Ausnutzung von Serieneffekten und beschreibt erhebliche Unsicherheiten des Einflusses dieser Faktoren auf SNR (NEA 2020a).

2.5.6 Entwicklungen im Bereich der Uranversorgung

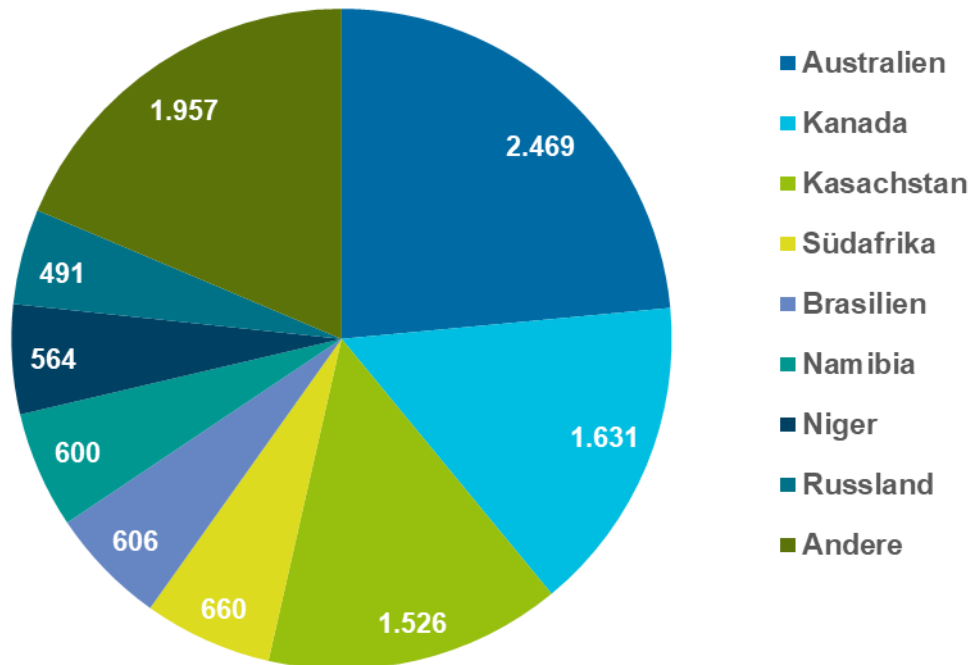
Viele SNR setzen auf eine verbesserte Rohstoffökonomik und die Vermutung, dass Uran eines Tages knapp und sehr teuer werden könnte. In der Frühzeit der Atomwirtschaft war davon ausgegangen worden, dass Uran dauerhaft knapp bleiben würde. Dieses Verständnis prägte sowohl die Einschätzung der zu entwickelnden Reaktortechnologien, insbesondere in Richtung einer Plutoniumwirtschaft, d. h. der Entwicklung Schneller Brüter mit hoher Rohstoffausnutzung, als auch die geopolitische Aufstellung zwischen solchen Ländern, die Zugang zu Uran bzw. Anreicherungstechnologien hatten, und anderen Ländern.

In der Frühphase verfügten lediglich die USA, Kanada sowie die Sowjetunion über Uranreserven, dazu kam Belgien, aus dessen Kolonie, dem Kongo, ein Teil des Urans für das Manhattan-Projekt stammte. (Szilard 1947) fürchtete, die USA könnten nicht mehr als 400 Tonnen Uran importieren, was lediglich zur Versorgung von zwei größeren Kernkraftwerken ausreichen würde. Auch in Deutschland, welches in den 1940er Jahren aufgrund fehlender Urananreicherungstechnologien mit dem Schwerwasserreaktor und Natururan (aus Tschechien) experimentiert hatte, galt in der Nachkriegszeit die Entwicklung der Schnellen Brüter und der Plutoniumwirtschaft als oberstes Gebot.

Spätestens in den 1970er Jahren hatte sich die Situation aber in das Gegenteil gedreht: Zum einen waren auf der Angebotsseite eine Vielzahl von Förderländern und -stätten entwickelt worden, zum anderen war auf der Nachfrageseite der erwartete Boom von Kernkraftwerksbauten ausgeblieben (Holdren 1974). Dieser Trend verstärkte sich seit den 1980er Jahren weiter und führte dazu, dass bis heute ein Uranangebot aus mehreren Ländern (NEA 2020b), einer konstanten und relativ niedrigen Nachfrage gegenübersteht. Dementsprechend sind die Preise für international gehandeltes Uran moderat geblieben. Sie lagen – bis auf einige konjunkturelle Ausreißer – unterhalb von 100 USD/kg. Aufgrund stark gestiegener Kapitalkosten der Kernkraft hat sich auch der Anteil der Ressourcen an den Gesamtkosten stark reduziert und liegt im Bereich von wenigen Prozent (Lazard 2022).

Abbildung 2-4 stellt die Verteilung der Uranreserven nach Ländern dar. Aus heutiger Perspektive gibt es keinen Grund zur Annahme einer Richtungsumkehr zu knappem, und somit sehr teurem Uran (NEA 2020b; DIW 2022).

Abbildung 2-4: Verteilung der Uranreserven nach Ländern in Tausend Tonnen (2019)



Quelle: Eigene Abbildung basierend auf Daten von (NEA 2020b).

So belaufen sich die gewinnbaren Uranvorkommen derzeit auf ca. 8 Millionen Tonnen (NEA 2020b). Bei einer aktuellen Nachfrage von ca. 60.000 t jährlich würde dies für über 130 Jahre ausreichen. Selbst für den (unwahrscheinlichen) Fall einer starken Nachfragesteigerung sind keine Engpässe zu erwarten, sind doch noch weitere ca. 7 Millionen Tonnen von prognostizierten bzw. spekulativen Ressourcen verfügbar. Darüber hinaus ist historisch eine rasche Anpassung von Produktionskapazitäten beobachtbar, d. h. mit steigenden Preisen nehmen die Investitionen in Exploration stark zu und das Angebot wird innerhalb weniger Jahre ausgeweitet.

2.6 Bewertungskriterien

Wesentliche Kriterien für die Bewertung von Kernkraftwerkstechnologien wurden in (Öko-Institut e.V. 2017) eingeführt. Teilweise wurden diese in (Öko-Institut e.V. 2021b) überarbeitet und erweitert. Soweit nicht anders angegeben, wird im Folgenden bei der Darstellung der betrachteten Bewertungskriterien die jeweilige Beschreibung aus (Öko-Institut e.V. 2021b; 2017) übernommen.

Die Referenz für eine Bewertung von SNR im Rahmen der hier vorgenommenen Untersuchung stellen heutige Leichtwasserreaktoren (LWR) dar. Es wird also grundsätzlich gefragt, inwieweit für ein bestimmtes Kriterium gegenüber heutigen LWR relevante Unterschiede zu erwarten sind. Dabei ist zu beachten, dass sich viele der SNR noch immer in einer frühen Phase der Entwicklung befinden. Es existieren nur sehr wenige Prototyp- oder Demonstrationsreaktoren, viele technische Details der

Reaktorkonzepte werden daher erst in der näheren oder fernerer Zukunft festgelegt und damit bewertet werden können. Daher muss eine Bewertung vielfach auf einer qualitativen Ebene verbleiben oder kann zum gegenwärtigen Zeitpunkt gar nicht vorgenommen werden.

Vor diesem Hintergrund erfolgt die jeweilige Bewertung anhand von vier qualitativen Stufen:

- Es ergibt sich gegenüber heutigen LWR ein Vorteil
- Es ergibt sich kein signifikanter Vor- oder Nachteil
- Es ergibt sich gegenüber heutigen LWR ein Nachteil
- Zum gegenwärtigen Zeitpunkt ist eine Bewertung nicht möglich

Dabei können hinsichtlich eines Bewertungskriteriums jeweils unterschiedliche Faktoren eine Rolle spielen. Diese werden in den folgenden Darstellungen der gewählten Bewertungskriterien beschrieben. Darauf aufbauend werden für die Faktoren repräsentative Indikatoren benannt, anhand derer die Bewertung innerhalb eines Kriteriums vorgenommen wird. Sofern sich für unterschiedliche Indikatoren innerhalb eines Kriteriums abweichende Bewertungen ergeben, erfolgt eine Gesamtbewertung auf Basis einer qualitativen Experteneinschätzung.

Hinsichtlich der möglichen Realisierung in einem konkreten Reaktorkonzept stellt sich dabei vielfach die weiterführende Frage, inwieweit entsprechende Bewertungen für die Technologielinie auch auf die Reaktorkonzepte übertragen werden können. Dies gilt dann, wenn sich die Vor- oder Nachteile bereits aufgrund inhärenter Eigenschaften der Technologielinie (also beispielsweise aufgrund von physikalischen oder chemischen Eigenschaften des Kühlmittels) ergeben. In diesen Fällen kann bereits auf Ebene der Technologielinie eine Bewertung erfolgen. Vielfach hängt jedoch die konkrete Realisierbarkeit eines entsprechenden Vor- oder Nachteils vom konkreten Design eines Reaktorkonzepts ab. In solchen Fällen kann auf Ebene der Technologielinie noch keine Bewertung erfolgen, diese ist dann aber ggf. auf Ebene des Reaktorkonzepts möglich.

Zu beachten ist dabei außerdem, dass vielfach die theoretischen Vorteile von postulierten Reaktorkonzepten mit den Nachteilen schon existierender Systeme einer praktisch genutzten anderen Technologielinie (hier also LWR) verglichen werden. In der konkreten Entwicklung zur Marktreife müssen jedoch immer wieder Kompromisse eingegangen werden, z. B. zwischen Sicherheit und Kosten oder einer verbesserten Brennstoffausnutzung und Proliferationsrisiken etc., so dass theoretische Vorteile im optimierten konkreten Anlagendesign oftmals nicht realisiert werden (können).

Insgesamt ist schließlich zu beachten, dass eine vollumfassende Bewertung der Technologien, wie die folgende Beschreibung der Bewertungskriterien verdeutlicht, eine umfassende Berücksichtigung verschiedenster Faktoren erfordern würde. Solche Bewertungen liegen in der Literatur praktisch nicht vor und können im Rahmen dieser Untersuchung auch nicht vorgenommen werden. Die Bewertung im Rahmen dieser Untersuchung fokussiert daher immer auf ausgewählte, als wesentlich für die Bewertung angesehene Eigenschaften der SNR.

2.6.1 Technologischer Reifegrad

Für eine Einschätzung zur Bedeutung sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte insbesondere im Kontext der Energiewende ist die Frage der zeitlichen Realisierbarkeit von hoher Bedeutung. Hierzu

gibt es immer wieder stark divergierende Einschätzungen auch von den Entwicklern entsprechender Technologien selbst.

Mit Gründung der GIF wurde das Ziel formuliert, dass entsprechende Reaktorkonzepte bis zum Jahr 2030 für einen weltweiten Einsatz bereit sein sollen (GIF 2002, S. 5). In (GIF 2018b) wurde dagegen als möglicher Einführungszeitpunkt für erste kommerzielle Systeme das Jahr 2045 angesehen. In ihrem Jahresbericht 2021 erwartet GIF wiederum eine Markteinführung der am weitesten entwickelten Systeme erneut ab dem Jahr 2030, sofern eine ausreichende internationale politische Unterstützung sowie eine ehrgeizige Forschungsförderung gewährleistet wird (GIF 2021a, S. 1).

Vor diesem Hintergrund stellt der technologische Reifegrad ein wichtiges Bewertungskriterium für SNR dar. Abweichend von der allgemeinen Bewertung der übrigen Kriterien (Vor- oder Nachteil, indifferent) erfolgt die Bewertung des technologischen Reifegrads wie in Kapitel 2.4 abgeleitet in jeweils drei Stufen:

- „Angewandte Forschung“
- „Entwicklung“
- „Einsatz“

An diese Stufen würde noch die Stufe der Marktdiffusion anschließen. Eine Einschätzung der jeweiligen Chancen für eine Marktdiffusion kann für SNR angesichts des großen Abstands zu einer technologischen Realisierbarkeit gegenwärtig nicht vorgenommen werden, es können daher höchstens Anmerkungen hinsichtlich relevanter Unterschiede von SNR zu LWR mit Blick auf diese Stufe benannt werden.

Als Indikatoren für eine Einschätzung des technologischen Reifegrads werden die folgenden Technologiebereiche herangezogen, die für die Entwicklung eines funktionsfähigen Kernkraftwerks unabdingbar sind:

- Brennstoffe und Materialien (beispielsweise für Hüllrohre, Strukturmaterialien, Reaktordruckbehälter, Kühlkreisläufe)
- Betriebliche Systemfunktionen (beispielsweise Hauptkühlmittelpumpen, Turbinen, betriebliche Kühlkreisläufe etc.) sowie Inspektion und Alterungsmanagement
- Steuerung und Leittechnik (Betriebliche und Sicherheitsleittechnik)
- Sicherheitsfunktionen (beispielsweise von Reaktivitätskontrolle, Kühlung, Einschluss radioaktiver Stoffe, mit Blick auf notwendige aktive Systeme und Komponenten)
- Nachweisverfahren (insbesondere mit Blick auf Anforderungen in Genehmigungsverfahren)

Die Einstufung des technologischen Reifegrads insgesamt erfolgt dabei jeweils in die niedrigste Stufe, die bei einem der betrachteten Indikatoren vorliegt.

2.6.2 Sicherheit

Übergeordnete sicherheitstechnische Anforderungen an Kernkraftwerke werden im internationalen Rahmen insbesondere von der IAEA im Rahmen der „IAEA Safety Standard Series“ entwickelt, vergleiche beispielsweise (IAEA 2006b; 2016b). Diese unterliegen einer kontinuierlichen

Fortentwicklung und wurden insbesondere nach dem katastrophalen Unfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi überarbeitet. Die Standards der IAEA stellen dabei einen internationalen Konsens im Sinne eines Mindeststandards von Anforderungen an die Sicherheit von Kernkraftwerken dar.

Die EU Richtlinie über nukleare Sicherheit 2009/71/EURATOM, zuletzt geändert durch die Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 (Rat der Europäischen Union 2014) formuliert in Artikel 8a als Ziel der nuklearen Sicherheit für kerntechnische Anlagen, dass

„kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern und Folgendes zu vermeiden:

a) frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;

b) große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.“

Konkretisiert wird dieses Ziel für neue Kernkraftwerke in Europa beispielsweise in der Stellungnahme „Safety of new NPP designs“ der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA), vergleiche (WENRA 2013). Anforderungen an existierende Kernkraftwerke sind demgegenüber in den „WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors“ (WENRA 2021) formuliert.

Zu den in Deutschland geltenden Regelwerken gibt der „Bericht der Bundesregierung für die Achte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im März/April 2020“ (BMU 2019) einen guten Überblick, detaillierte Sicherheitsanforderungen sind in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (BMUB 2015) festgeschrieben.

Für die Sicherheit eines Kernkraftwerks sind die folgenden drei übergeordneten Sicherheitsfunktionen (im englischen Sprachgebrauch „fundamental safety functions“, im deutschen „Schutzziele“) zu erfüllen:

- **Einschluss der radioaktiven Stoffe:** Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe soll durch das Vorhandensein mehrerer gestaffelter Barrieren und der Aufrechterhaltung ihrer Wirksamkeit gewährleistet werden. Hierzu zählen bei heutigen Kernkraftwerken typischerweise das Brennelementhüllrohr, die druckführende Umschließung (Reaktorkühlkreislauf) und ein Sicherheitsbehälter (Containment).
- **Kontrolle der Reaktivität:** Die Leistungsfreisetzung im Reaktor muss zu jedem Zeitpunkt kontrolliert erfolgen und beendet werden können, damit die Integrität der Barrieren nicht gefährdet wird. Hierzu werden typischerweise inhärente Eigenschaften des Reaktors (wie die negative Rückkopplung der Leistung bei einer Erhöhung der Betriebstemperaturen bzw. einer Verringerung der Kühlmitteldichte etc.) aber auch aktive Systeme (wie Steuerstäbe oder Einrichtungen zur Einspeisung von Neutronengiften in das Kühlsystem) verwendet.
- **Kühlung der Brennelemente:** Die Brennelemente müssen zu jedem Zeitpunkt ausreichend gekühlt werden. Auch nach Abschaltung eines Reaktors fallen durch radioaktiven Zerfall große Mengen an Wärme an. Diese muss dauerhaft abgeführt werden, damit es nicht zu einer Aufheizung des Brennstoffs und schließlich einer Kernschmelze kommt. Auch hierfür wird eine Kombination von

aktiven Systemen (wie Not- und Nachkühlsysteme) und weitgehend passiven Phänomenen bzw. Einrichtungen (wie ein passiver Naturumlauf in Kühlsystemen, oder bspw. die weitgehend passive Einspeisung von Kühlmittel aus Druckspeichern) verwendet.

Für die Gewährleistung dieser Sicherheitsfunktionen greifen allgemeine Sicherheitsprinzipien wie (BMUB 2015, 3.1 (2)):

- Bevorzugung von inhärent sicher wirkenden Mechanismen bei der Auslegung
- Verwendung qualifizierter Werkstoffe, Fertigungs- und Prüfverfahren sowie betriebsbewährter oder ausreichend geprüfter Einrichtungen
- Sicherstellung und Erhalt der Qualitätsmerkmale bei Fertigung, Errichtung und Betrieb
- Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in dem sicherheitstechnisch notwendigen Umfang

Neben den sicherheitstechnischen Eigenschaften des Reaktors selbst ist das mögliche Ereignis- bzw. Störfallspektrum zu analysieren. Dabei können interne Ereignisse wie ein Ausfall von Pumpen, der Verlust einer Stromversorgung von Einrichtungen, Leckagen an Rohrleitungen oder auch Einwirkungen von innen, wie interne Brände eine wesentliche Rolle spielen. Daneben sind auch Einwirkungen von außen (EVA) zu berücksichtigen (WENRA 2021; BMUB 2015). Bei EVA sind einerseits naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben (IAEA 2010c), externe Überflutungen oder extreme Wettereinwirkungen (IAEA 2011a) zu berücksichtigen. Weiterhin müssen zivilisatorische Einwirkungen betrachtet werden, wie ein unfallbedingter oder terroristisch motivierter Flugzeugabsturz sowie Cyberattacken oder Sabotage (IAEA 2017), die in Deutschland auch unter dem Begriff der Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) erfasst werden.

Für den Nachweis der Sicherheit eines Kernkraftwerks ist eine umfangreiche Nachweisführung erforderlich, vergleiche beispielsweise (BMUB 2015, Kapitel 5 sowie Anhang 5). Diese basiert u. a. auf Modellbildungen und der Verwendung von Rechenprogrammen. Bei einer Anwendung auf SNR muss die Anwendbarkeit dieser Methoden und die Übertragbarkeit der zugrunde liegenden experimentellen Validierung dieser Modelle und Methoden geprüft werden.

Vor diesem Hintergrund werden im Rahmen der Diskussion der Technologielinien und Reaktorkonzepte die folgenden Indikatoren zur Bewertung der Sicherheit herangezogen:

- Unterschiede im Normalbetrieb
- Gewährleistung der Reaktivitätskontrolle
- Gewährleistung der Kühlung
- Gewährleistung des Einschlusses radioaktiver Stoffe
- Unterschiede im Ereignisspektrum
- Aspekte zur Nachweisführung (insbesondere im Rahmen von Genehmigungsverfahren)

Häufig wird bei SNR auch der Begriff der „inhärenten Sicherheit“ für das gesamte Reaktorkonzept verwendet, statt für einzelne Sicherheitseigenschaften. Es gibt jedoch gute Gründe, den Begriff der inhärenten Sicherheit nicht ohne eine entsprechende Spezifizierung für ein vollständiges Reaktorkonzept zu verwenden. Die IAEA initiierte beispielsweise 1987 eine sorgfältige Überprüfung

der Definition von sicherheitsrelevanten Begriffen im Zusammenhang mit Kernkraftwerken, und ein technisches Komitee traf sich 1988 und kam im Abschlussdokument zu dem Schluss (zitiert nach (Englert et al. 2017)):

“Potential inherent hazards in a nuclear power plant include radioactive fission products and their associated decay heat, excess reactivity and its associated potential for power excursions, and energy releases due to high temperatures, high pressures and energetic chemical reactions. Elimination of all these hazards is required to make a nuclear power plant inherently safe. For practical power reactor sizes this appears to be impossible. Therefore the unqualified use of ‘inherently safe’ should be avoided for an entire nuclear power plant or its reactor. (IAEA 1991; Martensson 1992)

Die IAEA warnt also an dieser Stelle gerade davor, vereinfachend den Begriff der inhärenten Sicherheit auf ein Reaktorkonzept insgesamt anzuwenden, da sich in der Regel die inhärenten Eigenschaften eines Reaktorkonzepts nur auf Teilaspekte der Sicherheit auswirken.

2.6.3 Ver- und Entsorgung

Heutige Kernkraftwerke werden praktisch ausschließlich mit Uran- bzw. Uran-Plutonium-Brennstoffen betrieben. Seit Beginn der Kernenergienutzung wird dabei diskutiert, inwieweit die natürlichen Uranreserven ausreichend sind, um eine langfristige Nutzung der Kernenergie sicherzustellen, vergleiche hierzu auch Kapitel 2.5.6. Vor diesem Hintergrund werden auch seit vielen Jahrzehnten Brennstoffe und Reaktorkonzepte diskutiert, mit welchen zusätzliches spaltbares Material erzeugt werden soll. Ihr Beitrag mit Blick auf eine bessere Ausnutzung vorhandener Uranreserven oder die mögliche Nutzung von Thorium als einer alternativen Ressource stellt daher ein wichtiges Argument in der Diskussion um SNR dar.

Neben der Frage der Ressourcenverfügbarkeit ist dabei aber immer auch die Frage der notwendigen industriellen Infrastruktur mitzubetrachten. Für die heutige Kernenergienutzung muss Uran gefördert, konvertiert, angereichert und zu Uranbrennstoff verarbeitet werden.

Soll in Uranbrennstoff erzeugtes Plutonium weiter genutzt werden, muss der abgebrannte Brennstoff wiederaufgearbeitet und aus dem gewonnenen Plutonium ein Uran-Plutonium Mischoxid-Brennstoff (MOX) hergestellt werden. Für SNR sind demgegenüber ggf. abweichende Verarbeitungsschritte bzw. andere industrielle Fertigungsprozesse zu entwickeln und in entsprechenden großtechnischen Anlagen zur Verfügung zu stellen.

Beim Betrieb eines Kernkraftwerkes entstehen radioaktive Abfälle mit unterschiedlichen Eigenschaften. Maßgeblich für den Umgang ist die Radioaktivität des jeweiligen Abfalls. Die Klassifizierung der Abfälle erfolgt in Deutschland anhand ihrer Wärmeentwicklung, die mit zunehmender Radioaktivität steigt. Abfälle werden als wärmeentwickelnde Abfälle und Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung klassifiziert. In anderen Ländern werden auch andere Klassifizierungen angewendet, da beispielsweise Eigenschaften wie die Langlebigkeit eines radioaktiven Stoffes maßgeblich für deren Entsorgung sind.

Abgebrannte Brennelemente weisen eine hohe Radioaktivität und aufgrund der damit bedingten Nachzerfallsleistung auch eine hohe Wärmeentwicklung auf. Ihr Entsorgungsziel ist ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle. Die Regularien verschiedener Länder legen dafür einen Nachweiszeitraum fest. In Deutschland ist der Bewertungszeitraum nach dem Standortauswahlgesetz von 2013 eine Million Jahre. Derartige Abfälle stellen die höchsten

Anforderungen an die spätere Endlagerung, die bei der Kernenergienutzung anfallenden Mengen stehen daher im Mittelpunkt der Abfallproblematik.

Abschätzungen des potenziellen Risikos infolge der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle basieren heute auf Langzeitsicherheitsanalysen, bei denen – häufig unter der Annahme des Versagens technischer und/oder geologischer Barrieren – diejenigen Prozesse, die die potenziellen radiologischen Konsequenzen eines solchen Szenarios bestimmen, detailliert modelliert werden. Auswirkungen von SNR auf die Führbarkeit und das Ergebnis solcher Langzeitsicherheitsanalysen können daher dazu dienen, einen möglichen Einfluss solcher Konzepte auf die Abfallproblematik zu analysieren.

Andere häufig genannte Kriterien, wie zum Beispiel die Radiotoxizität der Abfälle, stellen demgegenüber kein alleine geeignetes Kriterium zur Bewertung hochradioaktiver Abfälle dar. Der Radiotoxizitätsindex berechnet beispielsweise die bei einer Ingestion der radioaktiven Stoffe verursachte Dosis. Entsprechend werden von diesem Index nur solche Nuklide als relevant ausgewiesen, die entweder eine hohe Aktivität oder einen hohen Dosisfaktor aufweisen, während sämtliche Prozesse, die Freisetzungsraten, Rückhaltung, Mobilität, Umweltverhalten und Aufnahme in die Nahrungsketten bestimmen, unberücksichtigt bleiben (Schmidt et al. 2013). Hierzu wird an dieser Stelle auf die ausführlichere Diskussion in Kapitel 4.2 von (Öko-Institut e.V. 2017) verwiesen.

Neben den Mengen hochradioaktiver Abfälle in Form von abgebrannten Brennelementen können im Kontext sogenannter „neuartiger“ Reaktorkonzepte weitere relevante Abfallströme anfallen, so vor allem Abfälle aus Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe.

Weiterhin stellt sich die Frage, ob bei SNR auch grundsätzlich andersartige Arten von hochradioaktiven Abfällen anfallen würden, wie beispielsweise bei graphithaltigen Brennstoffen oder alternativen Kühlmitteln wie Salzschmelzen oder Flüssigmetallen. Für derartige Abfälle wäre ggf. eine andere Langzeitsicherheitsanalyse zu führen, wobei auch Wechselwirkungen mit anderen, in dasselbe Endlager einzubringenden hochradioaktiven Abfällen zu diskutieren wären. Gegebenenfalls könnte sich für andersartige Abfälle sogar die Notwendigkeit eines zusätzlichen Endlagerstandorts ergeben, wenn beispielsweise die Eigenschaften der andersartigen Abfälle sich nicht mit den Eigenschaften des gewählten Endlagerstandorts vereinbaren lassen.

In einzelnen Fällen ist bei SNR auch zu berücksichtigen, dass toxische Stoffe verwendet werden oder anfallen können. Auch deren langfristige Entsorgung wäre zu berücksichtigen.

Schließlich sind bei Betrachtungen zu den anfallenden Mengen radioaktiver Abfälle auch die Kernkraftwerke selbst zu betrachten. So werden auch beim späteren Rückbau eines abgeschalteten Kernkraftwerks radioaktive Abfälle anfallen. Für SNR ist zu prüfen, inwieweit bereits Rückbaukonzepte für derartige Kernkraftwerke diskutiert werden und inwieweit es hierbei zu speziellen Abfallströmen kommen könnte, die andersartige Anforderungen an eine spätere Endlagerung stellen als die bis heute angefallenen Abfälle.

Vor diesem Hintergrund werden im Rahmen der Diskussion der Technologielinien und Reaktorkonzepte die folgenden Indikatoren zur Bewertung der jeweiligen Ver- und Entsorgungsaspekte herangezogen:

- Der jeweilige Spaltstoffbedarf und der Bedarf von Anlagen für die Brennstoffherstellung oder Wiederaufarbeitung
- Die Qualität der anfallenden Abfallströme

- Quantitative Eigenschaften der Abfallinventare (Wärmeentwicklung, Aktivität, Volumen, Masse)
- Auswirkungen hinsichtlich der Langzeitsicherheit eines Endlagers

2.6.4 Proliferation

Die Weiterverbreitung von Kernwaffen, sowie der notwendigen nuklearen Technologien oder spaltbaren Materialien für ihre Produktion, wird als Proliferation bezeichnet. Viele nukleare Technologien werden im zivilen Bereich der Kernenergieerzeugung eingesetzt und erforscht, können aber auch für militärische Zwecke im Rahmen von Kernwaffenprogrammen genutzt werden. Akteure können daher diese zivil-militärische Ambivalenz (Dual-Use) ausnutzen. Nicht alle Technologien und spaltbaren Materialien sind dabei gleich geeignet für eine militärische Nutzung (Proliferationsresistenz). Entscheidend für die Herstellung von Kernwaffen ist insbesondere der Zugriff auf spaltbare Materialien. Es lassen sich hierfür zwei Möglichkeiten unterscheiden:

1. Der Zugang zu existierenden Beständen an spaltbaren Materialien. Dies sind insbesondere Bestände an separiertem Plutonium oder hochangereichertem Uran. Als Kriterium für die Proliferationsresistenz von spaltbaren Materialien kann der Attractiveness Level nach (Bathke et al. 2008) angesehen werden. Dieser berücksichtigt die Isotopenzusammensetzung und die chemische Form des spaltbaren Materials und ermöglicht eine quantitative Einteilung spaltbaren Materials in drei Kategorien (unattraktiv, attraktiv und präferiert). So kann beispielsweise Plutonium separiert oder in abgebranntem Brennstoff vorliegen oder Uran verschieden hoch angereichert sein.
2. Zugriff auf Produktionstechnologien, die zweckentfremdet werden können. Ein Kriterium für die Proliferationsresistenz von Produktionstechnologien ist die Wahrscheinlichkeit, die Abzweigung von Material oder Produktionsmöglichkeiten innerhalb deklarerer Produktionsanlagen rechtzeitig zu detektieren und zu verhindern. Dies betrifft insbesondere die sensitiven Technologien der Urananreicherung und der Wiederaufarbeitung (Abtrennung von Plutonium aus abgebrannten Brennstoffen). Daneben besteht auch die Möglichkeit, geheime Produktionsanlagen aufzubauen.

Historisch war es häufig der Fall, dass Staaten die Dual-Use Charakteristik nuklearer Technologien ausgeschöpft haben. Der Aufbau eines zivilen Nuklearenergieprogramms etabliert eine nukleare Infrastruktur mit entsprechenden Anlagen, Know-how, Materialien und Fertigungsverfahren. Dieses latente Potential (latente Proliferation) steht fortan zum Miss- oder Gebrauch zur Verfügung, um in einem parallelen oder später zu verfolgenden militärischen Kernwaffenprogramm genutzt zu werden. Daneben gibt es auch die Möglichkeit der Entwendung von spaltbarem Material durch nichtstaatliche Akteure (Feiveson et al. 2014).

So stellte der damalige IAEA Generaldirektor Mohamed ElBaradei bereits in 2004 fest:

„Some estimates indicate that 40 countries or more now have the know-how to produce nuclear weapons, which means that if they have the required fissile material - high enriched uranium or plutonium - we are relying primarily on the continued good intentions of these countries, intentions which are in turn based on their sense of security or insecurity, and could therefore be subject to rapid change. Clearly, the margin of security this affords is thin, and worrisome.“ (ElBaradei 2004)

Proliferation ist daher abhängig von einer Reihe von technischen und nichttechnischen Faktoren, die von der Motivation eines Akteurs abhängen, seinen Zielen und Ressourcen; von den technischen

Möglichkeiten und zur Verfügung stehenden nukleartechnischen Mitteln wie der Wahl der Technologien zur Brennstoffver- und -entsorgung und dem spaltbarem Material. Es spielen aber auch nationale und internationale Überwachungsmaßnahmen eine wichtige Rolle. Jeder Versuch, die Proliferationsresistenz zu erhöhen, muss daher eine Reihe intrinsisch technischer, aber auch extrinsisch institutioneller Maßnahmen enthalten.

Die IAEA führt zur Überwachung der zivilen Kernenergienutzung Überwachungsmaßnahmen (Safeguards) durch, in der europäischen Union übernimmt diese Aufgabe die Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM) in Übereinkunft mit der IAEA. Alle Nichtkernwaffenstaaten des Atomwaffensperrvertrags (Vertrags über die Nichtverbreitung von Kernwaffen, NVV) sind verpflichtet, diese Überwachungsmaßnahmen zu akzeptieren. Sie werden in völkerrechtlich bindenden Verträgen zwischen den Staaten und der IAEA abgeschlossen (IAEA 1972). Die IAEA sorgt dabei für die möglichst lückenlose Überwachung der Nutzung des spaltbaren Materials, von der Brennstofffertigung, bis zur Entsorgung. Ihr stehen dafür eine Reihe von Überwachungstechnologien zur Verfügung, z. B. radiologische Methoden oder die visuelle Überwachung bis hin zur Nutzung von nachrichtendienstlichen Methoden und Fernerkundung. Die IAEA analysiert ebenfalls die Notwendigkeit, mit welcher Frequenz welche Akquisitionspfade überwacht werden müssen, um eine Abzweigung zu detektieren, vergleiche z. B. (IAEA 2012a). Die Safeguards sind ein wesentliches Element der Nichtverbreitung. Safeguards-by-design bezeichnet die Berücksichtigung der Kontrollnotwendigkeiten beim Design einer nukleartechnischen Anlage.

Natururan muss für eine Nutzung in Leichtwasserreaktoren angereichert werden. Hierfür werden industriell heute als Standardtechnologie vor allem Gasultrazentrifugen eingesetzt. Vor allem, wenn Staaten nationale AnreicherungsKapazitäten aufbauen wollen, bestehen Proliferationsrisiken durch diese Anreicherungsanlagen.

Nur hochangereichertes Uran (HEU) mit einem Anteil von $> 90\%$ Uran-235, welches in metallischer Form vorliegt, ist direkt waffentauglich. Einige Forschungsreaktoren verwenden HEU in anderer chemischer Form. LWR sind für niedrige Anreicherung $< 20\%$ Uran-235, typischerweise im Bereich von $3\text{-}5\%$ ausgelegt. Solches niedrig angereichertes Uran (LEU) müsste dann für die Verwendung in einer Kernwaffe erst weiter angereichert werden. Ab einer Anreicherung von ca. $3\text{-}5\%$ ist allerdings zwei Drittel der benötigten Anreicherungsarbeit zum Erreichen einer Hochanreicherung schon aufgewendet, bei $19,75\%$ niedrig angereichertem Uran (auch als HALEU bezeichnet) bereits über 95% der Abtrennarbeit. Dies verkürzt die Zeit und die benötigte Anlagenkapazität für eine Anreicherung auf $> 90\%$ Uran-235 erheblich.

Plutonium entsteht in jedem Reaktor, der Uran im Brennstoff verwendet. Wenn ein Neutron von Uran-238 absorbiert wird, entsteht Plutonium-239. Auch das so entstandene Plutonium-239 kann Neutronen absorbieren. Je länger Uran mit Neutronen bestrahlt wird, also sich etwa ein Uranbrennelement in einem Reaktor befindet, desto sukzessiv höhere Plutoniumisotope entstehen, also Plutonium-240, Plutonium-241 etc. oder durch weitere Neutronenreaktionen auch Plutonium-238. Die geradzahligen Plutoniumisotope (Plutonium-238, -240 und -242) haben für Kernwaffenzwecke eher negative Eigenschaften. Sie erzeugen Neutronen, die während der Zündung einer Kernwaffe zu einem verfrühten Beginn der Kettenreaktion führen können. Zudem zerfallen sie aufgrund ihrer Halbwertszeit schnell und produzieren Wärme und radioaktive Strahlung. Beides sind Eigenschaften, die sich bei der Handhabung z. B. in der Fertigung aber auch Lagerung etc. als negativ erweisen. Je nach Anteil höherer Plutoniumisotope wird häufig unterschieden in Waffenplutonium ($> 90\%$ Plutonium-239), das ideal für militärische Zwecke ist, und

Reaktorplutonium, das weniger gut für Waffenzwecke geeignet ist. Beide können jedoch in Kernwaffen genutzt werden (NPEC 2018; Mark 1993; IANUS 1989).

Zur Stromerzeugung sollen Brennelemente möglichst lange in einem Reaktor genutzt werden. Daher enthalten abgebrannte Brennelemente von Kernkraftwerken typischerweise Reaktorplutonium. Wird ein Brennelement allerdings für eine kürzere Zeit im Reaktor genutzt (z. B. bei einem verkürzten Zyklus, oder bei Inbetriebnahme eines Reaktors) kann mit einem LWR-Brennelement auch Waffenplutonium produziert werden (NPEC 2004).

Das so entstandene Plutonium ist allerdings noch im abgebrannten hoch radioaktiven Brennstoff enthalten. Dies ist eine Barriere gegenüber einer militärischen Nutzung (Strahlenbarriere). Um das Plutonium zu separieren, wäre die mechanische Zerkleinerung und Auflösung des Brennelements nötig, mit anschließender chemischer Extraktion des Plutoniums. Im sogenannten offenen Brennstoffkreislauf wird das Plutonium nicht abgetrennt und ist daher durch die Strahlenbarriere vor einem Zugriff geschützt. Bei geschlossenen Brennstoffkreisläufen wird dagegen die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe und die weitere Nutzung von Plutonium explizit vorgesehen. Alle Reaktorkonzepte, die die Separation von Plutonium vorsehen, sind daher weniger proliferationsresistent.

Die Standing Advisory Group on Safeguards Implementations (SAGSI) der IAEA hat bereits 1977 eine „significant quantity“ als Masse an spaltbarem Material definiert, die ausreichend wäre zum Bau einer einfachen Kernwaffe, und berücksichtigt hierbei auch Materialverluste bei der Herstellung. Als signifikante Mengen werden 8 kg Plutonium, 25 kg hochangereichertes Uran (HEU, ca. 90% Uran-235) oder 8 kg Uran-233 zugrunde gelegt. Fortgeschrittenere Waffendesigns benötigen jedoch weniger spaltbares Material. Schon eine Menge von 4-5 kg Plutonium bzw. Uran-233 oder etwa 12 kg HEU reicht aus, um einen Nuklearsprengkopf zu bauen (NRDC 1995).

Vor diesem Hintergrund werden im Rahmen der Diskussion der Technologielinien und Reaktorkonzepte die folgenden Indikatoren zur Bewertung der Proliferationsresistenz herangezogen:

- Der jeweilige Spaltstoff- bzw. Urananreicherungsbedarf
- Die geplante oder notwendige Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe
- Die anfallenden Mengen an Plutonium oder weiterer Spaltstoffe und deren Qualität (Isotopenvektor)

2.6.5 Kosten

Die Stromgestehungskosten von Kernkraftwerken werden zu ca. 65% von den Investitionskosten, zu ca. 23% durch Betrieb, Wartung, Rückbau etc. und zu ca. 12% durch die Brennstoffkosten bestimmt (Neles und Pistner 2012). Bei neueren Kostenstudien machen Kapitalkosten mehr als 80% der Stromgestehungskosten eines Kernkraftwerks aus; während die Betriebskosten einen Anteil von 15% und die Brennstoffkosten einen Anteil von 5% ausmachen (MIT 2018).

Damit sind die anfänglichen Investitionskosten von zentraler Bedeutung für die Stromgestehungskosten. Einerseits gehen dabei die jeweiligen Finanzierungsbedingungen in die entstehenden Kosten ein, also insbesondere ob ein Investor am Finanzmarkt Kredite zu (hohen) Kosten aufnehmen muss, oder ob er durch staatliche Bürgschaften zu (geringeren) Kosten an Kapital gelangen kann. Kostenangaben aus Ländern mit einem stark staatlich regulierten

Energiemarkt sind vor diesem Hintergrund auch nicht mit solchen aus liberalisierten Strommärkten vergleichbar (University of Chicago 2004).

Im Wesentlichen sind die Investitionskosten abhängig von der Bauart und der Kapazität einer Anlage. Da die Investitionskosten nicht linear mit der Kapazität einer Anlage steigen, haben sich seit Beginn der Kernenergie die Leistungsgrößen neuer Kernkraftwerke kontinuierlich erhöht („Economy of Scale“).

Wesentlich für die Kapitalkosten, die mit den anfänglichen Investitionen verbunden sind, sind darüber hinaus auch die Errichtungszeiten. Je länger die Errichtung eines Reaktors dauert, umso später werfen die anfänglichen Investitionen Gewinne ab. In der Dekade von 2012 bis 2021 wurden in zehn Ländern 62 Reaktoren in Betrieb genommen. Die durchschnittliche Bauzeit dieser Reaktoren lag bei 9,2 Jahren, wobei die kürzeste Bauzeit bei 4,1 Jahren, die längste bei 42,8 Jahren lag (Mykle Schneider Consulting 2022). Die meisten der fertiggestellten Reaktoren lagen damit deutlich über ihrer ursprünglich angestrebten Errichtungsdauer.

Neben der Frage der Investitionskosten werden für SNR auch die Frage der erreichbaren Lebensdauer sowie die im Normalbetrieb erreichbare Verfügbarkeit der Anlage zentral wichtig für die erzielbaren Stromgestehungskosten sein.

Bis 2022 wurden weltweit 204 Kernkraftwerke endgültig stillgelegt. Das durchschnittliche Alter dieser Kernkraftwerke bei Stilllegung lag bei 27,7 Jahren. Allerdings hat das mittlere Alter der Anlagen bei Stilllegung über die Zeit zugenommen. Das Alter der im Zeitraum von 2017 bis 2021 stillgelegten Anlagen lag im Durchschnitt bei 42,2 Jahren (Mykle Schneider Consulting 2022).

Die mittlere weltweite Verfügbarkeit der heutigen Kernreaktoren lag über die letzten 20 Jahre in einem Bereich zwischen 72,2% und 82,6% (IAEA 2022c). Dabei ist auch zu berücksichtigen, dass bislang Kernkraftwerke überwiegend als Grundlastkraftwerke eingesetzt wurden, wodurch sie hohe Verfügbarkeiten – in Deutschland beispielsweise deutlich oberhalb von 90% – erreichen konnten. Mit dem Durchbruch kostengünstiger erneuerbarer Energien in Verbindung mit unterschiedlichen Flexibilitätsoptionen (wie Lastflexibilität, Speicher, Netzinfrastruktur, etc.) verlieren Kernkraftwerke erheblich an Volllaststunden und damit auch an Wirtschaftlichkeit.

Vor diesem Hintergrund werden im Rahmen der Diskussion der Technologielinien und Reaktorkonzepte die folgenden Indikatoren zur Bewertung der Kosten herangezogen:

- Investitionskosten
- Betriebskosten
- Bauzeiten
- Investitionsrisiken
- Geplante Lebensdauer/Auslastung der Anlage

3 Länderstudien

Im Folgenden werden anhand ausgewählter Länderstudien die Entwicklungsaktivitäten bezüglich sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte (SNR) dargestellt. Hierzu folgen zunächst innovationspolitische und -ökonomische Hintergründe, die den Innovationsprozess in der Kernkraftindustrie beschreiben. Es werden die verschiedenen Dimensionen von nationalen Innovationsprozessen beleuchtet, die die Grundlage für die sich anschließenden Länderportraits bilden.

3.1 Innovationspolitische Einordnung

Die Kernkrafttechnologie und -industrie weisen spezifische Merkmale auf, die sich auf den Innovationsprozess auswirken. Die Kernkraft ist eine komplexe Technologie mit besonderen Sicherheitsrisiken, für deren Entwicklung spezifisches Wissen aus unterschiedlichen Disziplinen notwendig ist. Die Entwicklung erfordert außerdem komplexe Anlagen für Tests, Experimente, Fertigung und Stromerzeugung mit speziellen Qualitätsanforderungen in Bezug auf ihre nukleare Sicherheit, Nichtverbreitung von kernwaffenfähigem Material und Strahlenschutz (NEA 2007). Somit kann der Innovationsprozess im Bereich Kernkraft allgemein als komplex, langfristig und ressourcenintensiv charakterisiert werden. Im Folgenden werden innovationsökonomische Theorien kurz beschrieben, mit Hilfe derer die Entwicklung der SNR-Technologie anhand spezifischer Länderstudien analysiert werden kann.

3.1.1 Invention – Innovation – Diffusion

Sämtliche Innovationsprozesse basieren auf dem Zusammenspiel von forschungsgetriebenem „Technologie Push“ und nachfragegetriebenem „Market Pull“ (Abbildung 2-1). Nach der Invention einer Technologie, d. h. der Erfindung, wird die weitere Entwicklung (Innovation) hin zu einem Produkt durch politische (Entwicklungs- und Förderprogramme) und ökonomische Faktoren weiter vorangetrieben. Für den breiteren Einsatz der Technologie muss diese durch eine dafür vorhandene Nachfrage in den Markt gezogen werden, ansonsten bleibt deren Diffusion, d. h. die breite Nutzung der Technologie im Markt, aus. In diesem Falle verbleibt die Innovation im sogenannten „Valley of Death“ (Grubb et al. 2014; Stern 2007). Dies ist bei den meisten Inventionen der Fall.

Das Besondere am Innovationsprozess der Kernenergie sind die technische Komplexität und die erforderlichen Sicherheitsanforderungen, die sich beispielsweise durch komplexe Experimentier- und Forschungsanlagen und aufwändige Genehmigungsverfahren äußern. Ein beabsichtigter, also intendierter Technologie-Push in der Kernkraft ist damit kostenintensiv und langwierig. Zusätzlich ist die Nachfrage ausschließlich durch staatlich angereizte Käufe geprägt; das gilt für die militärische Ausrüstung, für die i. d. R. kein „Markt“ existiert, sowie für die kommerzielle Kraftwerkstechnik, die ebenfalls jenseits marktlichen Wettbewerbs stehen. Im Gegensatz zu marktgängigen Innovationen wie Consumer Electronics gibt es aufgrund der diskutierten fehlenden Wirtschaftlichkeit der Kernkraft keine marktliche Nachfrage, was die Innovationsdynamik stark beeinträchtigt.

Somit ist die Wahrscheinlichkeit hoch, dass die Erfindung, d. h. die Invention neuer Produkte oder Prozesse, z. B. SNR, sich zwar zu Demonstrationsreaktoren (Innovationen) entwickeln könnten, deren industrieweite Durchsetzung, die Diffusion, aber ausbleibt (Abbildung 2-1) und diese Reaktortechnologien im „Valley of Death“ verbleiben. Ein typisches Beispiel hierfür ist der natriumgekühlte Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum in den letzten 70 Jahren (DIW 2022). Zwar war vorgesehen, den Roll-out der kommerziellen Kernkraft mit Schnellen Reaktoren

vorzunehmen und somit in eine Plutoniumwirtschaft überzugehen, jedoch blieb diese Entwicklung bereits in den 1950er Jahren stecken, und ist bis heute randständig geblieben.

Auch die bisherige Technologie der Leichtwasserreaktoren beruht auf direkter staatlicher Nachfrage bzw. gesetzten Rahmenbedingungen nicht-wettbewerblicher Art. Alle heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke wurden auf regulierten Versorgungsmärkten finanziert und gebaut; sowohl die Stromabnahme als auch eine auskömmliche Rendite wurden somit gesichert (DIW 2018). Unter diesen Bedingungen wurden Kostenüberschreitungen und Projektverzögerungen durch höhere Strompreise gedeckt und letztlich von den Kunden bezahlt (IAEA 2008). Darüber hinaus wurde ein Großteil der Finanzierung für diese Anlagen von Regierungen oder mit staatlicher Unterstützung bzw. staatlichen Garantien bereitgestellt (IAEA 2008). Die Leichtwasserreakortekhnologie hat sich auf diesem Wege als Technologie zur Stromerzeugung etabliert.

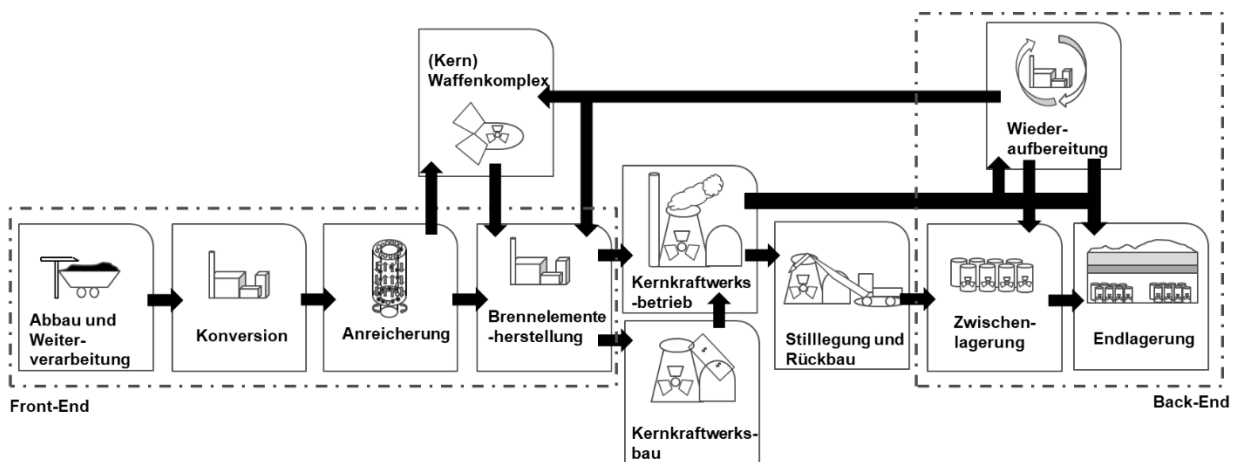
Die Entwicklung von Kernreaktoren, insbesondere der SNR, ist von langen Zeiträumen geprägt (Öko-Institut e.V. 2021b; Piro 2016; IPFM 2010). Solch ein langwieriger Innovationsprozess in einem Land ist dadurch gekennzeichnet, dass sich Rahmenbedingungen für den Entwicklungsprozess ändern. Das umfasst zum Beispiel die Änderung von Gesetzen, Akteuren, Finanzierungszusagen und geopolitischen Entwicklungen.

3.1.2 Darstellungs- und Klassifizierungsschema für nationale Innovationssysteme

3.1.2.1 Systemgut Kernkraft und Organisationsmodelle

Zusätzlich zu langen Entwicklungszeiträumen und multidimensionalen nationalen Innovationsprozessen, ist Kernkraft auch durch den Systemgutcharakter gekennzeichnet. Wie in Abbildung 3-1 dargestellt, umfassen diese Elemente der Wertschöpfungskette, wie die Rohstoffversorgung, Anreicherung, Brennelementherstellung, Bau von Kraftwerken, Wiederaufarbeitung, militärische Nutzungen sowie das Back-End mit Rückbau, Zwischen- und Endlagerung (DIW 2020b). Jedes nationale System hat dabei Besonderheiten, z. B. in Bezug auf Verfügbarkeit spezifischer Rohstoffe (z. B. Uran oder Thorium), die Infrastruktur zur Brennstoffproduktion oder Wiederauarbeitungsanlagen.

Abbildung 3-1: Systemgut Kernenergie



Quelle: Eigene Abbildung basierend auf (DIW 2020b)

Für die potentielle zukünftige Verwendung von sogenannten neuartigen Reaktoren ergeben sich im Vergleich zu LWR potentielle Unterschiede im technischen System, wie die Verwendung eines anderen Brennstoffs, oder andere Produktionsinfrastrukturen (Öko-Institut e.V. 2017). Für die Organisation von Innovationsprozessen bzw. dem zukünftigen potentiellen Einsatz der SNR-Technologie sind zwei Aspekte wesentlich, die im Rahmen von Systemgütern und Organisationsmodellen analysiert werden können (WIP 2012): Die Bereitstellung (inkl. der Finanzierung) sowie die Produktionsstruktur.

Die Bereitstellung bezieht sich auf die Entscheidung bzgl. der zu entwickelnden sogenannten neuartigen Reaktorkonzepte. Dies beinhaltet sowohl „harte“ Technologie als auch „weiche“ Produktionsfaktoren wie geschultes Personal. Angesichts der Schwierigkeit, für SNR marktgetriebene Finanzierung zu bekommen, müssen spezifische Subventionsschemata erstellt werden, um die staatliche Bereitstellungsentscheidung mit staatlich strukturierten Finanzierungsströmen zu unterlegen.

Die Produktionsstruktur des Systemgutes Kernkraftwerk bezieht sich auf das Zusammenspiel von Eigen- und Fremdfertigung („make-or-buy“-Entscheidung) in komplexen Wertschöpfungsketten unter Einbeziehung von öffentlicher und privater Forschung und Entwicklung, z. B. in Großforschungsinstituten und Unternehmen.

3.1.2.2 Entwicklung des nationalen Kernenergiesystems und Motivationslagen

Entwicklung nationaler Systeme

Aufgrund der langen Entwicklungszeiträume von Reaktortechnologien, muss die Entwicklung nationaler Kernenergiesysteme über die Zeit dynamisch betrachtet werden. Sie ist den Veränderungen des sozio-technischen Systems unterworfen, welche Innovationen behindern aber auch fördern können, im Sinne des „window of opportunity“. Darüber hinaus ist auch die Verfügbarkeit der Forschungsinfrastruktur durch die langen Zeiträume betroffen. Dies trifft z. B. auf Experimentieranlagen zu, die vormals errichtet worden und wieder stillgelegt wurden, bzw. aufwendig ersetzt werden müssten. Beispielsweise wurde der Experimental Breeder Reactor II (EBR II) stillgelegt und heute wird über die Entwicklung des Versatile Test Reaktor nachgedacht (USA). Analog dazu erfolgt der Ersatz des BOR-60 durch den MBIR (Russland). Zur Beschreibung des nationalen Innovationssystems Kernkraft sind u. a. folgende Informationen darzustellen: Alter der bestehenden Kraftwerke; bestehendes Know-how und Forschungsinfrastruktur (nationale Labore, Universitäten, Firmen); Export/Import von bisheriger spezifischer konventioneller Kernkrafttechnologie und Know-how; geschichtlicher Hintergrund von früheren Forschungsprogrammen für SNR.

Für die Darstellung der Dynamik bietet sich an die Entwicklung nationaler Innovationspfade in drei Phasen darzustellen:

- Zunächst erfolgt eine Aufbauphase (t_2), in der das Land beginnt sein nationales Innovationssystem mit der dazu benötigten Forschungsinfrastruktur aufzubauen. Der Beginn der technologischen Entwicklung kann geprägt sein durch eigene Entwicklungen oder der Bereitstellung der Technologie durch andere Länder (z. B. durch Kauf von Forschungsreaktoren oder Know-how).
- In der Anpassungsphase (t_1) erfolgt eine Anpassung an die in der Aufbauphase erzielten Entwicklungen bzw. auch eine Veränderung der Strategie.

- Die dritte Phase beschreibt dann den aktuellen Stand (t_0) unter Einbeziehung der jüngeren Entwicklungen (ca. seit dem Jahr 2000).

Der Fokus liegt dabei zwar auf der Entwicklung von SNR, kann aber nicht unabhängig von der Entwicklung von leichtwassergekühlten Reaktoren und anderen Technologien betrachtet werden, da es sich um nationale Innovationssysteme handelt, in denen Forschungsinfrastruktur, Akteure und Institutionen teils technologiespezifisch, aber auch technologieübergreifend wirken.

Diskussion möglicher Motivlagen

SYNERGIE ZWISCHEN KOMMERZIELLEN UND MILITÄRISCHEN NUTZUNGEN

Wie auch bei den leichtwassergekühlten Reaktoren müssen die SNR im Hinblick auf militärische Verflechtungen und geopolitische Erwägungen betrachtet werden. Der Verbundcharakter von militärischer und kommerzieller Nutzung stellt eine wesentliche Motivation für Aktivitäten im Bereich der Kernkraft dar (University of Sussex 2018; Lovins 2022; DOS 1946; Lévêque 2014). Insbesondere in den USA ist die militärische Nutzung, die sich beispielsweise durch die Entwicklung der Atombombe im Manhattan-Projekt oder nuklearen Antrieben für U-Boote (S1W, S2W) äußerte, der kommerziellen Nutzung vorausgegangen (Lévêque 2014; DIW 2017; Reed 2021). Auch China entwickelte erst ein Militärprogramm, welches sich unter anderem mit dem durchgeführten Atombombentest mittels einer Uranbombe im Jahr 1964 äußerte, bevor es den ersten leichtwassergekühlten Reaktor für die kommerzielle Stromerzeugung im Jahr 1994 in Betrieb nahm (Lewis und Xue 1988; CEIP 2018; Zhou 2011).

Bedingt durch die techno-historische Verwurzelung der Kernkraft mit dem Militär ist diese Verknüpfung als Motivlage stets mit zu berücksichtigen. Dies gilt für die SNR insbesondere für den Entwicklungspfad von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum mit der Fähigkeit, Plutonium zu erbrüten, nicht nur als Brennstoff für die Stromerzeugung in Kernkraftwerken, sondern auch potentiell für militärische Zwecke (Aufbau von Kernwaffen) (Öko-Institut e.V. 2017).

Alle drei Atom-Supermächte, d. h. die USA, Russland und China, engagieren sich in zielgerichteter Atom-Diplomatie. Darunter lässt sich die strategische Technologie- und Außenhandelspolitik in den Bereichen Waffen- und kommerzieller Kerntechnik verstehen, die aus der bestehenden Machtposition versucht, andere Länder in die eigene Entwicklung von Technologie einzubeziehen und durch den Export geopolitische Bündnispolitik zu betreiben sowie potenzielle Gegner davon abzuhalten (DIW 2017).

Auch die geopolitische Bedeutung spielt eine Rolle bei Innovationsprozessen der Kernkraft. Die „Kernkraft-Diplomatie“, d. h. die Nutzung von spezifischer kerntechnischer Kompetenz in geopolitischen Strategien, war von Beginn an ein bedeutender Faktor, sowohl seitens der USA mit ihren Partnerländern, als auch in der Sowjetunion bzw. dem heutigen Russland. Sie ist seitdem international, insb. auch in China, zu einem festen Bestandteil der Außen- und Sicherheitspolitik geworden (Bracken 2012; Hirschhausen et al. 2018; Gattie 2018; Gattie und Massey 2020). Der Import von Kerntechnik schafft lange andauernde Abhängigkeiten, das gilt für LWR, und findet auch Anwendung für sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte.⁵

⁵ Für eine Literaturzusammenfassung, siehe Council on Foreign Relations: <https://www.cfr.org/blog/america-risks-missing-out-global-nuclear-power-revival>; auch: How Russia, China Use Nuclear Reactors To Win Global Influence: <https://www.defenseone.com/ideas/2018/07/hina-and-russia-look-dominate-global-nuclear-power/149642/>, zuletzt geprüft 29.01.2021.

DEKARBONISIERUNGSDRUCK DES ENERGIESYSTEMS

Im Jahr 2015 haben sich 197 Nationen im Rahmen des Pariser Abkommens, auch bekannt als Klimarahmenkonvention der Vereinten Nationen (UNFCCC), das Ziel gesetzt, den Anstieg der globalen Durchschnittstemperatur auf deutlich unter 2°C zu begrenzen und die Anstrengungen zur Begrenzung des Temperaturanstiegs auf 1,5°C über dem vorindustriellen Niveau fortzusetzen (UN 2015). Dies erfordert eine drastische Senkung der Emissionen (IPCC 2022). Im Zuge dessen wird der Einsatz von Technologien mit geringen Emissionen vorangetrieben, und die Kernkraft, welche im Betrieb CO₂-ärmer ist als fossile Brennstoffe, erfährt neuen politischen und gesellschaftlichen Zuspruch. Hierbei erwägt z. B. Polen den Einstieg in die Kernkraft und argumentiert mit der Reduktion der emissionsintensiven Kohle. Auch die USA und China wollen Kernkraft als Teil ihres zukünftigen Energiesystems nutzen, wie in den kommenden Länderkapiteln dargestellt wird. Dabei werden LWR, gleichsam wie SNR miteingeschlossen.

Inwieweit Kernkraft einen signifikanten Beitrag zur Bekämpfung der Klimakrise leisten kann, ist stark umstritten (IEA 2019; Zenodo 2021). Insbesondere muss die Rolle der Kernkraft für den potenziellen Einsatz im zukünftigen Energiesystem mit anderen Stromerzeugungstechnologien wie den erneuerbaren Energien verglichen werden (siehe Kapitel 2.5).

ABFALLMANAGEMENT UND GESCHLOSSENER BRENNSTOFFKREISLAUF

Während des Betriebs von Kernkraftwerken entstehen radioaktive Abfälle und Zerfallsprodukte, u. a. Plutonium (Hippel et al. 2019). Zum Teil wird dieses Plutonium gegenwärtig durch Wiederaufarbeitung aus abgebranntem Brennstoff abgetrennt. Ein geringer Teil davon wird zur Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff für LWR oder SNR weiterverwendet, große Teile werden bislang in separierter Form gelagert. Durch die weltweite Nutzung der Kernkraft sind deshalb insgesamt 405 Tonnen abgetrennten Plutoniums im zivilen Bereich angefallen, weitere ca. 140 Tonnen Plutonium liegen in den Atomwaffenprogrammen der Kernwaffenstaaten vor.⁶

In einigen Ländern insbesondere Russland und China wird der geschlossene Brennstoffkreislauf angestrebt, bei dem abgebrannter Brennstoff wiederaufgearbeitet und das Plutonium in Form von MOX-Brennstoffen wiederverwendet werden soll. Teil dieses Brennstoffkreislaufes ist die Wiederaufarbeitung, bei der Plutonium allerdings auch separiert und für militärische Zwecke genutzt werden könnte (Chen et al. 2018; BCSIA 2003; Piro 2016). Es gibt unterschiedliche Verfahren (PUREX, Pyroprocessing), von denen jedoch keines Proliferationsrisiken vollständig ausschließen kann (Öko-Institut e.V. 2017).

Weiterhin gibt es Länder wie Südkorea, aber auch Russland und China, die Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum als Transmutationsreaktoren einsetzen wollen, um den radioaktiven Abfall zu reduzieren (CEIP 2018; Piro 2016; Yoo et al. 2017). Hierdurch wird allerdings nicht die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager entfallen (Öko-Institut e.V. 2017; ISR 2021). Selbst wenn der Einsatz von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zur Veränderung des radioaktiven Inventars beiträgt, geht damit auch ein gewisses Proliferationsrisiko einher (ISR 2021).

INNOVATIONSWETTBEWERB, INDUSTRIE- UND WISSENSCHAFTSPOLITIK

Eine weitere Motivlage für SNR-Aktivitäten kann auch darin bestehen, vorhandene Produktionskapazitäten, Infrastrukturen sowie Humankapital zu sichern (Wright et al. 2015). Forschung und Entwicklung in Kernkraft ist auch Teil der Industrie- und Wissenschaftspolitik. Der

⁶ <https://fissilematerials.org/> (zuletzt geprüft am 13.11.22)

wirtschaftliche Misserfolg von Leichtwasserreaktoren bedroht die Entwicklung der kommerziellen Atomwirtschaft. Vor diesem Hintergrund werden einerseits Narrative von SMR und SNR entwickelt, um eine Langfristperspektive auch jenseits fehlender techno-ökonomischer Perspektiven zu schaffen; andererseits werden Versuche unternommen, bestehendes Humankapital und Infrastruktur zu erhalten und evtl. neu auszurichten (Thomas und Ramana 2022). Dies ist beispielsweise in den USA zu erkennen, die seit den 1980er Jahren kaum einen Zubau an Kapazität zu verzeichnen haben und gleichzeitig über das Civil Credit Program anstreben, die bestehenden Kernkraftwerke möglichst lange am Netz zu halten (Thomas und Ramana 2022; Mycle Schneider Consulting 2022; IAEA 2022e).

Gleichzeitig versuchen die USA, über Entwicklungsprogramme in Milliardenhöhe wie das Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP) SMR und SNR möglichst schnell zu entwickeln (DOE 2020a; Infrastructure Investment and Jobs Act (IIJA) 2021). Im Rahmen eines neuen Gesetzentwurfes „International Nuclear Energy Act of 2022“ argumentiert U.S. Senator Manchin mit der Motivation der USA, wieder die weltweite Führungsrolle im Kernkraftsektor einnehmen zu wollen.⁷ Die Übernahme der Technologie durch andere Länder führt zu zukünftigen Aufträgen und Kooperationen. Dieses Vorgehen schafft auch technologische Abhängigkeiten, wie man zum Beispiel an der Rolle der USA in der Technologieentwicklung in Südkorea sehen kann. Südkorea kann nur unter Zustimmung der USA eine Wiederaufarbeitungstechnologie einsetzen und erhält unter dieser Bedingung Zugang zu US-Reaktortechnik (CRS 2013; 2015).

Die Motivlagen werden in den folgenden Kapiteln im Kontext der spezifischen Länderportraits erneuert aufgegriffen und einige Beispiele auf Basis der öffentlich verfügbaren Informationen diskutiert.

3.2 Überblick der Forschungsaktivitäten

Im Folgenden wird ein Überblick über die weltweiten Forschungsaktivitäten bzgl. der Entwicklung von SNR gegeben. Anschließend werden die Länder in drei Kategorien eingeteilt und ihre Kernaktivitäten im Bereich der SNR-Forschung kurz beschrieben. Darauf aufbauend werden exemplarische Länder für eine tiefergehende Analyse ausgewählt.

3.2.1 Internationale Übersicht

Weltweit gibt es zahlreiche Forschungsaktivitäten und Pilotprojekte sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte (SNR). Das Generation IV International Forum (GIF) wurde im Jahr 2001 gegründet, um die Kooperation zwischen Ländern bei der Entwicklung solcher Reaktorkonzepte zu fördern. In den aktuellen Jahresberichten des GIF (zu finden auf der Website) befinden sich detaillierte Informationen zu aktuellen Ländern, welche als Mitglieder geführt werden, und deren (Forschungs-)Aktivitäten. Derzeit sind folgende Länder im GIF aktiv: USA, China, Russland, Japan, Südkorea, Frankreich, Großbritannien, Kanada, Schweiz, Südafrika, Australien. Darüber hinaus ist auch EURATOM als Mitglied im GIF aufgeführt. Argentinien und Brasilien haben keine konkreten Bestrebungen und werden deshalb als in der GIF als „non-active members“ gelistet (GIF 2020a). Die Aktivitäten in den einzelnen Ländern werden in diesem Kapitel dargestellt. Anschließend werden

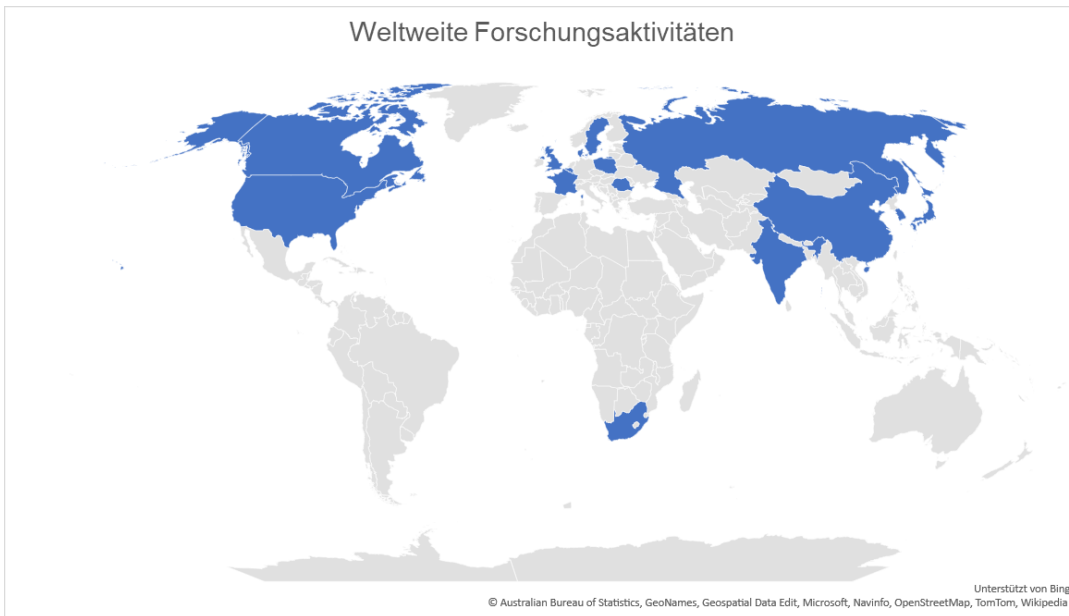
⁷ Insbesondere durch den Ukraine-Krieg sollen eigene Abhängigkeiten (z.B. fossile Brennstoffe) von Russland und China reduziert werden, um geopolitischen Gefahren entgegenzuwirken.

<https://www.energy.senate.gov/2022/4/manchin-risch-introduce-the-international-nuclear-energy-act-of-2022> (zuletzt geprüft am 08.07.22)

näher zu betrachtende Länder ausgewählt. Hierfür wurden u. a. folgende Quellen verwendet: (GRS 2015; 2018; 2020; Thomas und Ramana 2022; IAEA 2022d).

Für das Jahr 2022 gab es über 60 SNR, die sich u. a. wie folgt auf die bedeutendsten Länder verteilen: Die USA mit 22 Projekten, China mit 12 Projekten, Japan und Russland mit jeweils 7 Projekten und Südkorea mit 4 Projekten (Abbildung 3-2).

Abbildung 3-2: Weltweite Aktivitäten bei SNR



Quelle: Eigene Abbildung basierend auf Tabelle 3-2

Im Rahmen dieser Untersuchung wurden Systeme in den bedeutendsten Ländern identifiziert, in denen an SNR gearbeitet wurde, unter anderem: USA, China, Japan, Russland, Südkorea, Indien, Schweden, Großbritannien, Kanada, Frankreich, Belgien, Dänemark, Luxemburg, Polen, Rumänien, Schweiz und Südafrika. Dabei kann diese Zusammenstellung keinen Anspruch auf Vollständigkeit erheben, da kontinuierlich neue Projekte begonnen und bisherige Projekte wieder eingestellt werden.

Die nachfolgende Tabelle 3-1 schlüsselt die Länder und die Anzahl der diesen Ländern zuzuordnenden Reaktorkonzepte (im Rahmen der Technologielinien) auf und ist das Ergebnis einer Literaturrecherche. In den drei letzten Spalten sind Kriterien zusammengefasst, anhand derer diese Länder in vergleichbare Gruppen eingeteilt werden können: Die derzeitige Nutzung von Kernkraftwerken zur Stromproduktion, das Vorhandensein militärischer Kerntechnikprogramme und die Mitgliedschaft im GIF. Die Länder und ihre Forschungsaktivitäten lassen sich darauf aufbauend in drei Kategorien einteilen.

Tabelle 3-1: Kategorien für Länder mit SNR

Land	Anzahl verfolgter Reaktor-konzepte	Technologie-linien	Kommerzielle Kernkraft-werke	Militärisches Kerntechnik-programm	GIF-Mitglied/ ggf. durch EURATOM
Kategorie I: Kerntechnisch aktive Länder mit militärischen Programmen					
USA	22	ADS (1), SFR (3), LFR (2), GFR (1), VHTR (4), MSR (11)	ja	ja	ja
China	12	ADS (3), LFR(2), MSR(2), SCWR(1), SFR(2), VHTR(2)	ja	ja	ja
Russland	7	LFR(2), SFR(5)	ja	ja	ja
UK	2	ADS(1), MSR (1)	ja	ja	ja
Frankreich	2	MSR(1), SFR(1)	ja	ja	ja
Indien	3	ADS(1), SFR(2)	ja	ja	nein
Kategorie II: Länder mit kerntechnischen Aktivitäten aber ohne (bekannte) militärische Programme					
Belgien	1	ADS	ja	nein	ja
Südkorea	4	ADS(1), LFR(2), SFR(1)	ja	nein	ja
Japan	7	GFR(1), MSR(1), SCWR(1), SFR(2), VHTR(2)	ja	nein	ja
Schweden	3	ADS(1), LFR(2)	ja	nein	ja
Kanada	1	MSR	ja	nein	ja
Rumänien	1	LFR	ja	nein	ja
Südafrika	1	VHTR	ja	nein	ja
Kategorie III: Potenzielle Einsteigerländer					
Polen	1	VHTR	nein	nein	ja
Dänemark	1	MSR	nein	nein	ja
Luxemburg	1	LFR	nein	nein	ja

Quelle: Eigene Auswertung

3.2.2 Kategorien von Ländern mit Aktivitäten in der SNR-Entwicklung (Länderübersicht)

Die Kategorien der Länder mit SNR-Aktivitäten sowie die Kriterien für die Länderauswahl werden im folgenden Kapitel beschrieben. Für die weitere Analyse werden aus jeder Kategorie ein oder mehrere Länder ausgewählt.

3.2.2.1 Kategorie I: Kerntechnisch aktive Länder mit militärischen Kerntechnikprogrammen

In der ersten Kategorie sind Länder zusammengefasst, welche bereits einen kommerziellen Kraftwerkspark besitzen und zusätzlich militärische Programme verfolgen.

USA

In den USA gibt es seit den 1950er Jahren Entwicklungsbemühungen von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten (Pioro 2016). Aktuell wird ein breites Portfolio an SNR-Technologielinien verfolgt insbesondere Salzschnmelzereaktoren (MSR), Hochtemperaturreaktoren (VHTR) und natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (SFR). Das Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP) fördert diese drei Technologielinien, welche sich in unterschiedlichen Entwicklungsstadien befinden. Hierzu wurden im Fiskaljahr 2020 zwei Demonstrationsprojekte mit jeweils 80 Mio. USD unterstützt (DOE 2020b): einmal für Terra Power LLC und die Demonstration eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors (Natrium) mit einer elektrischen Leistung von 345 MW und für X-energy mit einem SMR, dem gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (Xe-100) mit einer elektrischen Leistung von 80 MW, der bis auf 320 MW skaliert werden kann.⁸ Des Weiteren wird versucht das Entwicklungsrisiko im Rahmen des ARDP durch weitere finanzielle Unterstützung, die eine Entwicklung bis zur Demonstrationsreife ermöglichen soll, zu senken (z. B. wurden hier das Konzept Hermes Reduced Scale Reactor der Firma Kairos Power gefördert).⁹

CHINA

In China werden seit vielen Jahren SNR entwickelt: Seit den späten 1960ern wird im Bereich SFR Grundlagenforschung betrieben. Im Jahr 2011 wurde der natriumgekühlte Forschungsreaktor, der China Experimental Fast Reaktor (CEFR), offiziell in Betrieb genommen. Die VHTR-Technologielinie wird seit Mitte der 1970ern entwickelt, angefangen mit dem HTR-10 an der Tsinghua University (Pioro 2016). Aktuell gibt es hierzu ein Demonstrationsprojekt, den seit Dezember 2021 in Betrieb genommenen Hochtemperaturreaktor HTR-PM.¹⁰

RUSSLAND

Neben Entwicklungen im Bereich der LWR betreibt Russland seit vielen Jahrzehnten Anstrengungen in der Entwicklung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes mit Hilfe von natrium- und bleigekühlten Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum. Beginnend mit einigen Testreaktoren BR-1, -2, -5 und -10 in den späten 1950ern und dem Forschungsreaktor BOR-60, folgte der Bau des BN-350, welcher 1973 in Betrieb genommen wurde (Pioro 2016). Das Nachfolgemodell, der BN-600 befindet sich seit 1980 im Betrieb, und es folgte im Jahr 2016 der BN-800, um weitere Materialtests und Experimente für den geschlossenen Brennstoffkreislauf durchführen zu können. Basierend auf den gesammelten Erfahrungen soll der BN-1200 gebaut werden.¹¹ Der Bau ist allerdings durch die

⁸ <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-160-million-first-awards-under-advanced-reactor> (zuletzt geprüft am 02.08.22)

⁹ <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-30-million-initial> (zuletzt geprüft am 02.08.22)

¹⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Demonstration-HTR-PM-connected-to-grid> (zuletzt geprüft am 18.03.22)

¹¹ <https://rosatom.ru/en/rosatom-group/engineering-and-construction/modern-reactors-of-russian-design/> (zuletzt geprüft am 21.03.22)

Kürzung der staatlichen Mittel für Rosatom verschoben worden.¹² Als bleigekühltes Projekt wird der BREST-OD-300 aktuell gebaut.¹³ Darüber hinaus wird aktuell der Mehrzweck Forschungsreaktor (MBIR) gebaut, welcher den Forschungsreaktor BOR-60 ersetzen soll und dessen Betriebsstart 2027 erwartet wird.¹⁴

VEREINIGTES KÖNIGREICH

Das Vereinigte Königreich investierte seit den 1950er Jahren in die Entwicklung von SFR-Konzepten mit der Annahme, dass Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum und Wiederauarbeitung schnell kommerziell konkurrenzfähig werden würden. Nach dem Bau eines Experimentalreaktors dem DFR, und eines Prototypreaktors, dem PFR, welcher wegen wiederkehrender technischer Probleme nur kurze Zeit kritisch wurde, wurde die Förderung von SFR-Technologie nach über vier Jahrzehnten Forschung Ende der 1990er Jahre eingestellt (IPFM 2010). Weiterhin besitzt das Vereinigte Königreich langjährige Erfahrung mit gasgekühlten und graphitmoderierten Reaktoren. Ende 2022 werden neun Reaktoren betrieben, bei welchen es sich außer einem Druckwasserreaktor ausschließlich um gasgekühlte und graphitmoderierte Reaktoren (AGRs) handelt (IAEA 2023c). AGR sind auf die früheren Magnox-Reaktoren zurückzuführen, graphitmoderierte und gasgekühlte Reaktoren, die zwischen den 1950ern und Anfang der 1970er Jahren gebaut und als Dual-Use-Reaktoren konstruiert wurden (DIW 2018). Insgesamt gab es 26 Magnox-Reaktoren, von denen mittlerweile alle abgeschaltet sind (IAEA 2023c). Die AGR gingen aus dem Magnox-Design hervor und ermöglichten eine höhere Austrittstemperatur. Die höhere thermische Effizienz und größere Leistungsdichte sollte die Kapitalkosten des Kraftwerks reduzieren (DIW 2018). Insgesamt wurden in den 1970er und 1980er Jahren 16 AGR zugebaut, von denen acht mittlerweile wieder geschlossen sind und die restlichen in den kommenden Jahren heruntergefahren werden.

Aktuell bezieht das VK die Entwicklung von SNR in ihre „Net-Zero Strategy“ ein. Es ist geplant, bis in die frühen 2030er ein Demonstrationsprojekt mit dem Fokus auf VHTR-Konzepte zu realisieren. Hierfür sollen im Rahmen eines £385 Millionen „Advanced Nuclear Fund“ ein Budget von £170 Millionen (ca. 200 Mio. EUR) für das „AMR-Research, Development and Demonstration Program“ aufgewendet werden.¹⁵

FRANKREICH

Frankreich forscht seit den 1950ern an SFR-Konzepten und der Wiederauarbeitung. Diese Bestrebungen äußerten sich insbesondere durch die Projekte Phénix und Superphénix, welche jedoch aufgrund von technischen und ökonomischen Problemen eingestellt wurden (IPFM 2010). Auch der neueste Versuch zur Entwicklung eines SFR, das Projekt Astrid, wurde 2019 aus Kostengründen und wegen geringer Fortschritte abgebrochen.¹⁶ Daneben werden vereinzelt weitere Forschungsaktivitäten zur Material und Sicherheitsforschung gefördert (GIF 2020a).

¹² <https://www.world-nuclear-news.org/NN-Russia-postpones-BN-1200-in-order-to-improve-fuel-design-16041502.html> (zuletzt geprüft am 21.03.22)

¹³ https://rosatom-europe.com/press-centre/news/rosatom-will-manufacture-unique-equipment-for-the-brest-od-300-power-unit/?sphrase_id=8141 (zuletzt geprüft am 21.03.22)

¹⁴ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Completion-of-MBIR-reactor-brought-forward> (zuletzt geprüft am 01.08.22)

¹⁵ <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-nuclear-technologies/advanced-nuclear-technologies> (zuletzt geprüft am 11.03.22)

¹⁶ <https://www.neimagazine.com/news/newsfrance-cancels-astrid-fast-reactor-project-7394432> (zuletzt geprüft am 21.04.22)

INDIEN

Indien ist als einziges der hier betrachteten Länder kein Mitglied des GIF (GIF 2022a, S. 4). Die Forschung an den SFR-Konzepten wird als Teil eines 3-Phasen-Entwicklungsprogramms bereits seit den 1950ern verfolgt, um die Knappheit der Uranressourcen Indiens zu umgehen und die Bestände an Thorium im eigenen Land zu nutzen (IPFM 2010). Diese Entwicklung umfasst den Einsatz von Schwerwasserreaktoren und Natururan gefolgt von einer Wiederauarbeitung und dem Einsatz von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, um Thorium in einem Brennstoffgemisch nutzen zu können. Im Jahr 2004 begann der Bau eines Prototypen, des PFBR, mit einer elektrischen Leistung von 500 MW, gekühlt durch Natrium und mit schnellem Neutronenspektrum, dessen Fertigstellung sich allerdings weiterhin verschiebt (Pioro 2016).¹⁷

3.2.2.2 Kategorie II: Länder mit kerntechnischen Aktivitäten aber ohne militärische Kerntechnikprogramme

In dieser Kategorie werden Länder mit einem kommerziellen Kernenergieprogramm ohne militärisches Kerntechnikprogramm beschrieben.

SÜDKOREA

Südkorea ist seit Jahren in der Forschung und Entwicklung von SNR tätig und dabei sehr aktiv in kollaborativen F&E-Aktivitäten des GIF involviert. Dabei wurden Forschungseinrichtungen gebaut (z. B. Stella-1, Stella-2), verschiedene Experimente für SFR- und VHTR-Technologien durchgeführt und Reaktorkonzepte in mehreren Technologielinien entwickelt (z. B. PGSFR, KALIMER-600, NHDD) (Pioro 2016). Zusätzlich werden weltweit verschiedene Kooperationen mit einzelnen Ländern eingegangen; z. B. gibt es eine aktuelle Vereinbarung zwischen X-Energy aus den USA und Doosan Industries¹⁸ bzw. Vereinbarungen mit TerraPower in den USA oder Seaborg in Dänemark.¹⁹

JAPAN

Die Entwicklung von SFR-Konzepten geht zurück bis in die 1970er mit dem Bau des Forschungsreaktors JOYO, gefolgt von dem Bau des Prototypen Monju in den 1980ern (Pioro 2016; Öko-Institut e.V. 2017). Ziel dieser Aktivitäten ist es, einen Brennstoffkreislauf mit Wiederauarbeitung und Fertigung von Mischoxid-Brennstoffen zu entwickeln. Allerdings wurden die Reaktoren nach einem Störfall 1994 heruntergefahren und 2016 endgültig stillgelegt (Öko-Institut e.V. 2017). Seitdem versucht Japan seine Forschungen zu SFR über Kooperationen wie mit dem (inzwischen eingestellten) französischen Astrid-Projekt oder der Entwicklung der amerikanischen Firma Terra Power für ein SFR-Design weiter voranzutreiben.²⁰

¹⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Minister-foresees-2022-completion-date-for-Indian> zuletzt geprüft am 07.06.22)

¹⁸ <https://www.ajudaily.com/view/20210901125057993> (zuletzt geprüft am 02.06.22)

¹⁹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Seaborg-and-BEES-sign-MOU-relating-to-floating-Com> und <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Korean-conglomerate-to-cooperate-with-TerraPower> (zuletzt geprüft am 02.06.22)

²⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US,-Japanese-firms-agree-to-cooperate-on-fast-reactor> (zuletzt geprüft am 12.04.22) und <https://www.jaea.go.jp/english/news/press/2020/090102/> (zuletzt geprüft am 07.06.22)

BELGIEN

Belgien hat langjährige Erfahrung in der MOX-Brennstoffherstellung und produzierte unter anderem auch den Brennstoff, welcher zum Einsatz im Schnellen Brüter in Kalkar kommen sollte (der nicht in Betrieb gegangen ist) (SCK CEN 2002). Das belgische nukleare Forschungsinstitut SCK CEN entwickelt einen Mehrzweck-Forschungsreaktor (MYRRHA), der sowohl im kritischen als auch im unterkritischen Bereich betrieben soll. Ziel ist es, eine Demonstrationsanlage zu konstruieren um sowohl die ADS-, als auch die LFR-Technologie zu demonstrieren. Damit gilt das Projekt auch als strategisches Projekt für die Forschungsinfrastruktur in Europa.

KANADA

In Kanada gibt es Entwicklungsbestrebungen im Bereich der SMR-Konzepte, wobei auch Reaktorkonzepte untersucht werden, welche den SNR zugeordnet werden können (GIF 2020a). Im Jahr 2020 vergab die kanadische Regierung 15 Mio. USD über einen Innovationsfond an Terrestrial Energy's Integral Molten Salt Reactor (IMSR), um das Pre-licensing der kanadischen Sicherheitskommission (CNSC) zu vervollständigen. Für das Erreichen der Klimaneutralität bis 2050 wird in Kanada erwartet, dass SMR-Konzepte eine gewisse Rolle spielen werden.²¹ 2022 kündigten zwei kanadische Energieversorgungsunternehmen (Bruce Power und Ontario Power) an, für die Entwicklung von SMR-Technologie zusammenzuarbeiten und dabei auf ihre Betriebserfahrung von CANDU-Reaktoren zurückzugreifen.²²

SÜDAFRIKA

Südafrika importierte die in Deutschland entwickelte HTR-Technologie und arbeitete an der Entwicklung des PBMR mit (ISS 2010). Dieser wurde jedoch 2009 durch fehlende öffentliche wie auch private Finanzierung auf unbestimmte Zeit verschoben.²³ Die große Helium-Testanlage des PBMR-Projektes ist noch in Betrieb und das Brennstoffentwicklungslabor ist immer noch voll ausgestattet. Eine Wiederbelebung des Projektes kann daher nicht gänzlich ausgeschlossen werden.²⁴

SCHWEDEN

In Schweden wird aktuell das Reaktorkonzept SEALER entwickelt. Das Reaktorkonzept SEALER ist ein bleigekühlter Mikroreaktor mit der elektrischen Leistung zwischen 3 und 10 MW, der 10-30 Jahre ohne Brennstoffwechsel auskommen soll.²⁵ Dieses Design wird durch die schwedische LeadCold, eine Ausgliederung der königlichen technischen Hochschule (KTH), in Stockholm entwickelt, wo seit 1996 an bleigekühlten Reaktorsystemen geforscht wird.²⁶ Im Jahr 2021 schlossen sich Uniper Sweden, LeadCold und das Royal Institute of Technology (KTH) zusammen, um den Bau eines

²¹ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-government-invests-in-SMR-technology> (zuletzt geprüft am 12.04.22)

²² <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-companies-collaborate-to-advance-nuclear> (zuletzt geprüft am 12.04.22)

²³ https://www.world-nuclear-news.org/NN-PBMR_postponed-1109092.html (zuletzt geprüft am 07.06.22)

²⁴ <https://www.neimagazine.com/news/newssouth-africa-seeks-to-revive-pbmr-project-7765057> (zuletzt geprüft am 07.06.22)

²⁵ <https://www.leadcold.com/sealer.html> (zuletzt geprüft am 11.08.22)

²⁶ <https://www.leadcold.com/about-us.html> (zuletzt geprüft am 11.08.22)

Demonstrationsreaktors bis 2030 zu verfolgen. In einer ersten Stufe erhielten sie dafür 125 Mio. SEK (ca. 12 Mio. EUR) als Unterstützung von der Swedish Energy Agency.²⁷

RUMÄNIEN

Im Bereich der Entwicklung sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte beteiligt sich Rumänien an der Entwicklung des ALFRED-Projekts (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator), einem bleigekühlten Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum. Zur Entwicklung des Projektes bildete sich im Jahr 2013 ein Konsortium (FALCON) bestehend aus der italienischen staatlichen Agentur für neue Technologien, Energie und nachhaltiger wirtschaftlicher Entwicklung (ENEA), dem italienischen Unternehmen Ansaldo Nuclear und dem rumänischen nuklearen Forschungsinstitut Institutul de Cercetari Nucleare (ICN).²⁸ Für den Aufbau notwendiger Forschungsinfrastruktur bildete sich im Jahr 2021 ein weiteres Konsortium aus dem italienischen Ansaldo Nucleare und dem rumänischen Reivent Energy, es erhielt im Jahr 2021 einen Vertrag in der Höhe von 20 Mio. EUR für das Design, die Bereitstellung, Installation und den Bau einer Forschungseinrichtung ATHENA zur maßstabgetreuen Erprobung von Komponenten für bleigekühlte Reaktoren.²⁹

3.2.2.3 Kategorie III: Potenzielle Einsteigerländer

In dieser dritten Kategorie werden Länder aufgelistet, welche bislang nicht über Kernkraftwerke verfügen, und dennoch vereinzelte Projekte in der SNR-Entwicklung aufweisen.

POLEN

Der Einstieg in die Kernkraft mit dem Bau eines LWR ist bereits seit 1956 versucht worden. Allerdings blieben diese Versuche bis heute erfolglos und Projekte wurden wieder eingestellt.³⁰ Aktuell wird über den Bezug von konventioneller Kernreakorttechnologie aus Frankreich, USA und Südkorea diskutiert.³¹ In Bezug auf die Entwicklung von SNR gibt es Pläne, einen Hochtemperaturreaktor zu entwickeln, um industrielle Prozesswärme bereitstellen zu können. Hierbei existiert ein aktueller Wissensaustausch mit der Japan Atomic Energy Agency.³²

DÄNEMARK

Als eine der Pionierpersönlichkeiten für Kernkraftforschung gründete Niels Bohr, welcher in den 1920er und 30er Jahren zur Kernspaltung geforscht hat, ein Forschungszentrum in Risø. Allerdings wurde bis heute kein einziges Kernkraftwerk in Dänemark gebaut. Gründe hierfür werden in der durch die Ölkrise ausgelösten Debatte um die Energiepolitik sowie fehlendem politischen Willen gesehen (University of Copenhagen 2019). Noch vor dem Unfall in Tschernobyl wurde 1985 per

²⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Funding-for-demonstration-Swedish-SMR> (zuletzt geprüft am 21.04.22)

²⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Consortium-established-to-build-Alfred> (zuletzt geprüft am 22.08.22)

²⁹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Contract-for-Romanian-lead-cooled-reactor-research> (zuletzt geprüft am 22.08.22)

³⁰ <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/cnpp2018/countryprofiles/Poland/Poland.htm> (zuletzt geprüft am 08.06.22)

³¹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Korea-offers-six-reactors-to-Poland> (zuletzt geprüft am 08.06.22)

³² <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Poland-plans-next-stage-of-HTGR-development> (zuletzt geprüft am 08.06.22)

Gesetz verboten, Energie aus Kernkraft zu produzieren.³³ Derzeit wird lediglich an einem MSR-Konzept durch Seaborg Technologies gearbeitet. Seaborg Technologies wurde im Jahr 2014 durch den Zusammenschluss dreier Physiker gegründet.³⁴

LUXEMBURG

Luxemburg betreibt derzeit keine Kernkraftwerke oder andere kernkrafttechnischen Anlagen.³⁵ Hydromine Nuclear Energy entwickelte einen bleigekühlten Reaktor LFR-AS-200.³⁶ Das Unternehmen wurde 2021 von Newcleo, einem Unternehmen aus Großbritannien, übernommen.³⁷

3.2.3 Auswahl der Länderstudien

Auf Basis der Vorüberlegungen zu den Ländern und der Forschungsaktivitäten in den Ländern wurde in den Kategorien I bis III eine Auswahl getroffen. Für jede Kategorie wurden dabei ein bis drei Länder ausgewählt, die in den Länderstudien ausführlicher untersucht werden sollen.

3.2.3.1 Kategorie I: USA, Russland, China

Die Länder in der Kategorie I sind zentral, da sie bereits jahrzehntelange Aktivitäten in dem Bereich der SNR-Entwicklung vorweisen können. Aus der Kategorie I werden die Länder USA, Russland und China aufgrund ihrer aktiven Forschungs- und Entwicklungsbestrebungen ausgewählt. Alle drei Länder sind bestrebt, eine oder mehrere Technologielinien im Bereich der SNR weiterzuentwickeln. Darüber hinaus verfügt Russland über eine langjährige Erfahrung mit den natriumgekühlten Schnellen Reaktoren über die Serie der BN-600, BN-800 und dem geplanten BN-1200. China verfügt über staatliche Entwicklungsbestrebungen von Kernenergietechnologien und über ein breites Portfolio unterschiedlicher Technologielinien. Die USA weist mit dem ARDP ein milliardenschweres Förderungsprogramm auf, bei dem auch verschiedene Technologielinien vorangetrieben werden.

VK, Frankreich und Indien aus der Kategorie I werden demgegenüber aufgrund der fehlenden Vielfalt von Technologielinien und der geringeren Entwicklungsaktivität im Vergleich zu USA, Russland und China nicht weiter vertieft betrachtet. Das Vereinigte Königreich ist hauptsächlich mit Bestrebungen in Richtung von Reaktoren mit geringer Leistung (sogenannten SMR-Konzepten) aktiv. Frankreich hat nach der Beendigung des Astrid-Projekts nur noch geringfügige Aktivitäten aufzuweisen. Indien ist zwar seit vielen Jahrzehnten an der Entwicklung von Reaktorkonzepten aktiv, ist aber im Vergleich zu USA, Russland und China weniger fortgeschritten und hat bislang keinen Anschluss an die internationalen Forschungsaktivitäten gefunden.

3.2.3.2 Kategorie II: Südkorea, Belgien

Aus der Kategorie II werden Südkorea und Belgien ausgewählt. Belgien entwickelt ein im europäischen Kontext als wichtig erachtetes Pilotprojekt, das sowohl dem Bereich der beschleunigergetriebenen als auch der bleigekühlten Schnellen Reaktoren zugeordnet werden kann

³³ <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/denmark.aspx> (zuletzt geprüft am 03.06.22)

³⁴ <https://www.seaborg.com/copy-of-about-us> (zuletzt geprüft am 03.06.22)

³⁵ <https://www.ensreg.eu/country-profile/Luxembourg> (zuletzt geprüft am 03.06.22)

³⁶ <https://www.hydroinc.com/> (zuletzt geprüft am 03.06.22)

³⁷ <https://www.neimagazine.com/news/newsnuclear-technology-company-newcleo-acquires-hydroinc-9051655> (zuletzt geprüft am 03.06.22)

(MYRRHA) (ESFRI 2016). Hierbei ist es von besonderem Interesse, sich die langjährige Entwicklungsgeschichte des Projektes und dessen finanziellen Rahmenbedingungen anzuschauen.

Südkorea ist ein Land, welches in den letzten Jahren aktiv in der Forschung und Entwicklung von SNR tätig ist und hierzu internationale Kooperationen aufbaut. Zum Beispiel gibt es aktuelle Vereinbarungen mit X-Energy aus den USA und Doosan Heavy Industries³⁸ und mehrere „Memoranda of Understanding“ (MoU) beispielweise mit TerraPower in den USA oder mit Seaborg Technologies in Dänemark.³⁹ Dabei verfolgt Südkorea Technologielinien ohne Wiederauarbeitung, die seit 1974 untersagt ist (Korea-US Atomic Energy Agreement).⁴⁰ Damit ist Südkorea wie die USA an einer Entwicklung ohne Wiederauarbeitung orientiert und bildet ein interessanteres Gegenstück zu Russland und China.

In der Kategorie II verfügt Japan auch über ein breites Technologiespektrum. Dieses ist ähnlich wie bei Frankreich, Russland und China durch eine langjährige SFR-Entwicklung und eine Wiederauarbeitung gekennzeichnet. Durch die Auswahl der Länder Russland und China wird dieser Fokus bereits inhaltlich im ausreichenden Maße abgedeckt. Darüber hinaus ist Japan vor allem mit der Wiederbelebung des nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima stillgelegten Kraftwerkspark beschäftigt. Die SNR-Forschung spielt eine untergeordnete Rolle und ist von Misserfolgen gekennzeichnet (z. B. Monju und die Beteiligung am Projekt Astrid in Frankreich).

Die anderen Länder der Kategorie II (Südafrika, Kanada, Schweden und Rumänien) sind weniger relevant. Südafrika arbeitete über ein Jahrzehnt an einem Hochtemperaturreaktor, allerdings ist durch fehlende öffentliche wie auch private Finanzierung die Weiterführung des Projektes auf unbestimmte Zeit verschoben und eine zukünftige Wiederbelebung des Projektes unklar. In Kanada wird der Fokus auf die Entwicklung der SMR gelegt und daher hier nicht näher betrachtet. Schweden und Rumänien sind genauso wie Belgien an der Entwicklung von LFR-Konzepten beteiligt. Jedoch ist das MYRRHA-Projekt von Belgien als zentrales Forschungsinfrastrukturprojekt eingestuft worden, so dass die Entwicklungsaktivitäten im Land Belgien im Vergleich zu Schweden als relevanter eingestuft werden. Auch für das Projekt ALFRED wird MYRRHA als notwendiger Zwischenschritt gesehen (Alemberti et al. 2015). Eventuelle Entwicklungsverzögerungen im Projekt MYRRHA können sich somit auch auf die Entwicklungen in Rumänien auswirken und werden deshalb hier betrachtet.

3.2.3.3 Kategorie III: Polen

Aus der Kategorie III wurde Polen ausgewählt. Keines der Länder in dieser Kategorie betreibt Kernkraftwerke oder hat ein bekanntes militärisches Programm bzw. umfangreiche Forschungsprogramme für SNR. Allerdings plant Polen seit Jahrzehnten, in die Kernkraft einzusteigen, und möchte dies im Zuge des Kohleausstiegs realisieren. Außerdem sind derzeit sowohl der Import von konventionellen Reaktoren mit Herstellern aus den USA, Frankreich und Südkorea in der Diskussion, als auch eigene Forschungsaktivitäten zur Entwicklung eines Hochtemperaturreaktors zu beobachten. Es wird daher als „Einsteigerland“ angesehen. Im Gegensatz dazu weisen Dänemark und Luxemburg zwar auch vereinzelte Projekte zur SNR-

³⁸ <https://www.ajudaily.com/view/20210901125057993> (zuletzt geprüft am 02.06.22)

³⁹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Seaborg-and-BEES-sign-MOU-relating-to-floating-Com> und <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Korean-conglomerate-to-cooperate-with-TerraPower> (zuletzt geprüft am 02.06.22)

⁴⁰ <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx> (zuletzt geprüft am 11.08.22)

Forschung auf, allerdings gibt es keine konkreten Bestrebungen, in die Kernkraft einzusteigen. Diese beiden Länder beteiligten sich auch an einem Schreiben an die europäische Kommission, um sich gegen die EU-Taxonomie und die Subventionierung von Kernkraftwerksneubauprojekten auszusprechen.⁴¹

3.3 Spezifische Länderstudien

Im Folgenden werden anhand ausgewählter Länderstudien die Entwicklungsaktivitäten für SNR dargestellt. Ziel der folgenden Länderportraits ist es, einen Überblick über die Innovationssysteme der Länder zu geben. Zunächst wird dabei auf die Strommärkte, den Stand der Kernkraftprogramme und danach auf die Dynamik des jeweiligen nationalen Innovationsprozesses eingegangen. Dies beinhaltet u. a. Forschungsinfrastrukturen, Akteurskonstellationen, öffentliche und private Budgets und aktuelle Entwicklungen. Eingangs werden die allgemeine Methode und die Phasen der innovationsökonomischen Entwicklung dargestellt.

3.3.1 Überblick: Nationale Innovationspfade Reaktortechnik (mit Schwerpunkt auf SNR)

Im Rahmen dieses Berichts werden die nationalen Innovationspfade im Zeitablauf betrachtet. Die kerntechnische Entwicklung wird in Phasen unterteilt, um die Dynamik aufzuzeigen. Der jeweilige Beginn und das Ende einer Phase sind von Land zu Land unterschiedlich ausgeprägt. Es werden drei zentrale Phasen für Länder mit existierenden Kernkraftwerken unterschieden: Aufbauphase („t₂“), Anpassungsphase („t₁“) und aktueller Stand („t₀“).

Aufbauphase (t₂): In der ersten Phase, der Aufbauphase, beginnt das Land die Entwicklung von SNR im Rahmen der allgemeinen Entwicklung eines Atom-Innovationssystems sowie mit dem Aufbau der dazu benötigten Forschungsinfrastruktur. Der Beginn der technologischen Entwicklung kann geprägt sein durch eigene Entwicklungen oder der Bereitstellung der Technologie durch andere Länder (z. B. durch Kauf von Forschungsreaktoren oder Know-how).

Anpassungsphase (t₁): In der zweiten Phase des Innovationsprozesses, der Anpassungsphase, erfolgt eine Anpassung an die in der Aufbauphase erzielten Entwicklungen bzw. auch eine Umorientierung der Strategie. Teilweise wird versucht, Reaktoren mit höherer Leistung zu bauen (Hochskalierung) bzw. das anfänglich diverse Technologieportfolio zu fokussieren.

Aktueller Stand und Entwicklungen (t₀): Diese Phase beschreibt den aktuellen Stand, manchmal unter Einbeziehung der jüngeren Entwicklungen. In einigen Ländern werden in dieser dritten Phase Versuche unternommen die Entwicklungen von SNR zu reaktivieren, veraltete Forschungsinfrastrukturen zu modernisieren bzw. die Entwicklung zu beschleunigen und Reaktorkapazitäten zu erweitern. Tabelle 3-2 fasst die wesentlichen Elemente der jeweils drei Phasen für die betrachteten Länder zusammen und stellt einen Überblick der nationalen Innovationspfade dar.

⁴¹ https://gouvernement.lu/en/actualites/toutes_actualites/communiqués/2021/11-novembre/11-nuclear-free-taxonomy.html (zuletzt geprüft am 11.08.22)

Tabelle 3-2: Überblick der nationalen Innovationspfade ausgewählter Länder: USA, Russland, Belgien (Stand 2022)

Land	Aufbauphase (t ₂)	Anpassungsphase (t ₁)	Aktueller Stand (t ₀)
USA	<p>1940er – 1970er: Diversifizierung mit Bau von Prototypen</p> <p>~ 1950er: Fokus auf Schnelle Reaktoren: zunächst mit metallischen Brennstoffen (EBR-I, EBR-II, Fermi-1, Wiederauarbeitungsanlage FCF)</p> <p>~ 1960er: SFR mit MOX Brennstoffen: Plan für den Bau eines Clinch River Demonstration Reaktors; Molten Chloride Experiment</p>	<p>1970er – 2000er: Projekt Abbrüche und Stilllegungen und Diffusion der LWR</p> <p>~ Einstellen von Schnellen Reaktor Projekten (z. B. Clinch River), Stilllegung Schneller Reaktoren (z. B. EBR-II, Fermi)</p>	<p>Seit 2000: Reaktivierung SNR-Entwicklung und Diversifizierung mit Planung neuer Demonstrationsprojekte</p> <p>~ Entwicklungsschub mit diversem Entwicklungsportfolio: SFR; VHTR; MSR</p> <p>~ Versuch des Aufbaus von fehlender Forschungsinfrastruktur (VTR)</p> <p>~ 2020: Fokus auf zwei Demonstrationsprojekte (Natrium von TerraPower, Xe-100)</p>
Russland	<p>1940er – 1970er: Erste experimentelle Reaktoren mit Fokus auf SFR und dem Ziel des geschlossenen Brennstoffkreislaufes</p> <p>~ Entwicklung erster schneller Testreaktoren (BR-10, später BOR-60)</p> <p>~ kein Schwerpunkt auf andere Technologielinien erkennbar</p>	<p>1970er – 2000er: Versuch des Hochskalierens von SFR</p> <p>~ Versuch des Hochskalierens Schneller Reaktoren (BN-350, BN-600, mit Zeitverzögerung BN-800)</p> <p>~ Bau Wiederauarbeitungsanlage RT-1</p>	<p>Seit 2000: Verzögerungen und Aufschiebungen</p> <p>~ Fortsetzung der SNR Entwicklung mit Fokus Schnelle Reaktoren (SFR, LFR): Inbetriebnahme BN-800 (2016)</p> <p>~ aber: „kommerzielles“ Reaktorkonzept BN-1200 verzögert</p> <p>~Entwicklung und Bau des Reaktors Brest-OD-300 (LFR)</p>
China	<p>1950er – 1970er: Aufbau erster Elemente eines importierten Kernenergie-Innovationssystems</p> <p>~ Vollständig importiert aus der Sowjetunion</p> <p>~ 1960er Erster Plutoniumreaktor</p> <p>~ Fokus auf Atombombe, -raketen sowie Wasserstoffbombe</p> <p>~ späte 1960er: SFR-Forschungsaktivitäten begannen mit Grundlagenforschung und Testanlagen</p> <p>~ Noch keine kommerziellen Entwicklungen</p>	<p>1980er - 2000: Diversifikation bei Leichtwasserreaktor-Importen und erste Versuche mit SNR</p> <p>~ umfangreiche Importe von LWRs (USA, Russland, Frankreich, Südkorea)</p> <p>~ Entwicklung von einheimischen Anpassungskapazitäten</p> <p>~ Ziel war die Entwicklung eines (oder mehrerer) nationaler LWR (auch für Exporte)</p> <p>~ Erste Forschungsarbeiten an SNR:</p>	<p>Seit 2000: Konsolidierung LWR und Diversifizierung SNR</p> <p>~ Konsolidierung des einheimischen LWRs (Hualong 1000) und zunehmende Exportversuche (Pakistan, UK)</p> <p>~ Diversifizierung bei SNR:</p> <p>~ 2021: Inbetriebnahme des Demonstrationsprojektes: HTR-PM</p> <p>~ 2020: Baubeginn des Demonstrationsprojektes CFR-600</p> <p>~2021: Fertigstellung des Prototypen TMSR-LF1</p>

Land	Aufbauphase (t ₂)	Anpassungsphase (t ₁)	Aktueller Stand (t ₀)
		~ 2000: in Inbetriebnahme HTR-10 ~ 2010: CEFR erstmals kritisch ~ 2011: Beginn der MSR Entwicklung (TMSR-LF1)	
Südkorea	1960er – 1990er: Aufbau einer importierten Infrastruktur ~ Import von US-amerikanischer Leichtwasserreaktoren ~ Geheimes Kernwaffenprogramm (1970er), nach US-Intervention abgebrochen Konzeptstudien für Schnelle Reaktoren (SFR (Kalimer-150), LFR (Pacer))	1990er – 2010: Anbieter kommerzieller Reaktortechnik und Aufbau von Forschungsinfrastruktur bzgl. SNR ~ Aufbau von Testanlagen ~ SFR (Stella-1) ~ LFR (Helios)	Status quo: Planung von SNR-Prototypen, Problematik Proliferation ~ Planung Prototypen (PGSFR, NHDD) ~ aktive Beteiligung an internationalen Entwicklungstätigkeiten ~ Problematik von Pyroprocessing von abgelagerten Brennstäben (Kontrolle durch die USA) ~ Diskussion über eigenes Kernwaffenprogramm (Bedrohung durch Nordkorea), derzeit „nuklearer Schirm“ durch die USA
Belgien	1940er-1990er: Aufbau von Forschungs- und Industriestrukturen mit Fokus auf Leichtwasserreaktoren, ~ z. B. BR-1, BR-2, BR-3, VENUS am Forschungsinstitut SCK CEN ~ außerdem Betrieb einer MOX-Produktionsanlage von Belgonucléaire	Ab 1998: Beginn der Design- und Entwicklungsarbeiten MYRRHA ~ Aufbau von SNR spezifischer Forschungsinfrastruktur (ab 1998, Projekt MYRRHA) ~ 2006: Stilllegung der MOX-Anlage	Ab 2018: Vorbereitungen für den Bau von MYRRHA ~ Forschung, Design & Genehmigungsprozesse von MYRRHA (nationales Projekt in Kooperation mit EU) ~ Verzögerung durch Finanzierungsprobleme
Polen	1950er – 1970er: Aufbau einer grundlegenden kerntechnischen Infrastruktur ~ Forschungsinfrastruktur für LWR durch Forschungsreaktoren ~ EWA (1958-1995) ~ MARIA (1974-heute)	1970er – 2010er: Ansätze zu Entwicklung eines Kernkraftwerks ~ bis 1980er: Import aus Sowjetunion geplant (VVER) ~ seit 1990er: Import aus westlichen Ländern geplant	Seit 2010: Fortsetzung der Versuche zum Bau eines LWR-Importreaktors und Planung eines SNR-Demoprojekts ~ Pläne zum Einstieg in die Kernkraft mit LWR-Technologie ~ Gespräche mit Westinghouse (AP1000), Framatome (EPR) und KEPCO (APR 1400) ~ Entwicklung von erstem Projekt HTR (TERESA seit 2017, GCR) mit Planung zum Aufbau der Infrastruktur ~ Gospostrateg HTR project

3.3.2 USA

Die USA waren seit den 1940er Jahren die weltweit technologieführende Nation in der Reaktortechnik durch die Entwicklung der ersten Kernreaktoren (ORNL 2010). Die USA haben heute die weltweite größte Anzahl an Kernkraftwerken am Netz, aber inzwischen auch die ältesten Kernkraftwerke. Die Entwicklung der SNR vollzog sich parallel zu den Leichtwasserreaktoren und ist geprägt von technischen Problemen, Projektabbrüchen und Stilllegungen. Seit dem Jahr 2000 hat hierbei das staatliche Interesse an SNR wieder zugenommen, insb. durch das U.S. Department of Energy (DOE). Ziel ist es, eine Technologieführerschaft zu etablieren (Chu 2010; Moniz 2011). Im Jahr 2005 wurde dazu der Energy Policy Act eingeführt, welcher allerdings zu keiner nennenswerten Veränderung führte. Westinghouse arbeitet noch immer gegen den Konkurs und die Kerntechniksparte von General Electrics ist mittlerweile nach Japan verkauft worden.

3.3.2.1 Aktueller Stand des Kraftwerkparks

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in den USA zu ca. 61% aus fossilen Energieträgern, zu 19% aus Kernenergie⁴² und zu 20% aus erneuerbaren Technologien (BP 2022). Ende 2021 beträgt das Alter der existierenden Kernkraftwerke durchschnittlich 42 Jahre, ohne nennenswerten Zubau von neuen Kapazitäten, so dass ein weiterer Rückgang des Anteils im Energiemix in den nächsten Jahren voraussichtlich zu erwarten ist (Mytle Schneider Consulting 2022, S. 147).⁴³

In den USA befinden sich mit Stand 31.12.2021 93 Reaktoren mit einer elektrischen Kapazität von ca. 95 GW in Betrieb, darunter 31 Siedewasserreaktoren (BWR) und 61 Druckwasserreaktoren (PWR). Es ist das Land mit der weltweit größten Anzahl an aktiven Kernkraftwerken (IAEA 2023c, 7-8; Mytle Schneider Consulting 2022, S. 147). Der älteste Reaktor zur Produktion von Elektrizität wurde am 29.10.1957 in Vallecitos, etwa 30 Meilen östlich von San Francisco, in Betrieb genommen und der jüngste Reaktor am 03.06.2016, in Tennessee zwischen Chattanooga und Knoxville (IAEA 2023c).⁴⁴

Nach einem Höchststand von Neubauten in den 1970ern reduzierte sich der Zubau von neuen Kernkraftwerken seit den 1980ern drastisch (Thomas und Ramana 2022; IAEA 2022d, S. 8). Im Jahr 2016 ging mit WAATS BAR-2, ein Reaktor ans Netz, dessen Baustart im Jahr 1973 erfolgte und dessen Bau 1985 unterbrochen worden war (43 Jahren Bauzeit) (IAEA 2022d).⁴⁵ Im Jahre 2017 kam es dann zum Abbruch der Neubauprojekte am Standort V.C. Summer in South Carolina, welche 2013 begonnen wurden. Aktuell befinden sich lediglich zwei Reaktoren im Bau, die Anlagen Vogtle-3 und Vogtle-4 in Georgia. Ihre Fertigstellung ist bereits erheblich im Verzug und auch ihre Kostenkalkulation wurde überschritten (Wealer et al. 2021; Eash-Gates et al. 2020). Aktuell haben 85% der in Betrieb befindlichen Anlagen mindestens schon einen Antrag auf Verlängerung der Betriebsgenehmigung bei der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) gestellt.⁴⁶ Gleichzeitig stellt das Office of Nuclear Energy des U.S. Department of Energy (DOE) fest, dass es aufgrund von

⁴² Dies entspricht etwa 819,1 TWh erzeugtem Strom, ausgegangen von einer Gesamtmenge von 4406,4 TWh (BP 2022).

⁴³ <https://www.eia.gov/todayinenergy/detail.php?id=53459> (zuletzt geprüft am 03.09.22)

⁴⁴ Als erster Kernreaktor wird der Forschungsreaktor X-10 in Oak Ridge, Tennessee beschrieben in (Elhegazy und Kamal 2022, S. 11).

⁴⁵ Weitere Information zu finden unter <https://www.latimes.com/business/hiltzik/la-fi-hiltzik-nuclear-shutdown-20170508-story.html> (zuletzt geprüft am 02.11.2022)

⁴⁶ Die aktuelle Liste kann unter <https://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html> (zuletzt geprüft am 02.11.2022) eingesehen werden.

wirtschaftlichen Gründen bereits zu vorzeitigen Schließungen von 13 kommerziellen Kernkraftwerken in den USA kam und weitere Anlagen aufgrund fehlender Wirtschaftlichkeit in den kommenden Jahren stillgelegt werden könnten.⁴⁷

Mithilfe des „Bipartisan Infrastructure Law“ und dem daraus resultierenden Kreditprogramm für zivile Kernenergie (engl. „Civil Nuclear Credit Program“) mit einem Bereitstellungsvolumen von sechs Milliarden USD, können Eigentümer und Betreiber kommerzieller US-Reaktoren auf Kredite bieten, die ihren weiteren Betrieb für vier Jahre unterstützen (117th U.S. Congress 2021, S. 945).⁴⁸ Hierfür müssen sie sich zunächst beim DOE zertifizieren lassen, wobei Faktoren wie die Kosten für den Betrieb des Reaktors, die vermiedene Luftverschmutzung und die Uranquelle des Reaktors berücksichtigt werden. Anschließend werden versiegelte Angebote auf der Basis erwarteter Stromgestehungskosten pro Megawattstunde eingereicht, um für das Kreditprogramm berücksichtigt zu werden (117th U.S. Congress 2021, S. 945).⁴⁹

Seit den 1990er Jahren haben US-Unternehmen wie Westinghouse und General Electric (GE) keine großen Aufträge mehr im Exportgeschäft erhalten. Im deregulierten Elektrizitätsmarkt ist Kernkraft nicht wettbewerbsfähig und die wenigen Bauprojekte sind mit erheblichen Verzögerungen ausgeführt worden (Rothwell 2022). Im Kontext der Kernkraftexport-Diplomatie fallen die USA hinter China zurück, und beide mit erheblichem Abstand hinter Russland, welches inzwischen zum dominanten Exporteur für (von russischen Staatsunternehmen subventionierte) Kernkraftwerke geworden ist (Minin und Vlček 2018). Mit der Entwicklung von SMR-Konzepten und sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten wollen die USA einen technologischen Sprung machen, u. a. um die Kernkraftindustrie am Leben zu halten (116th U.S. Congress 2019; U.S. Senate Committee on Energy and Natural Resources 2019).

3.3.2.2 Entwicklung des nationalen Innovationssystems

Im folgenden Kapitel werden für die USA die drei Phasen Aufbauphase (1940er bis 1970), Anpassungsphase (1970 bis 2000) und aktueller Stand (seit 2000) dargestellt.

Aufbauphase (t₂): 1940er bis 1970: Vom militärischen zum militärisch-kommerziellen Innovationssystem und Diversifizierung

Die Ursprünge des nationalen Innovationssystems sind mit dem Manhattan Projekt und der militärischen Nutzung verbunden. Am Metallurgischen Labor der Universität Chicago, später das Argonne National Laboratory, wurde unter der Leitung von Enrico Fermi am 2. Dezember 1942 die erste experimentelle nukleare Kettenreaktion am sogenannten Chicago-Pile 1 (CP-1) erzeugt (IPFM 2010, S. 89). Darauf folgend wurde ein Pilotprojekt X-10 zum Zwecke der Plutoniumseparation initiiert. Der luftgekühlte, graphitmoderierte und mit einer thermischen Leistung von 1000 kW ausgestattete Experimentalreaktor X-10 wurde am 4. November 1943 zum ersten Mal kritisch (Reed 2021; ORNL 2010).

Mit dem Atomic Energy Law von 1946 wurde gesetzlich festgelegt, dass die vorangegangene rein militärische Nutzung der Kernkraft um die kommerzielle Nutzungen erweitert wird. Hierzu wurde die Atomic Energy Commission (AEC) gegründet, woraus später das Department of Energy (DOE) hervorging. Der AEC wurde die Aufsicht und Kontrolle über jene Anlagen, Ausrüstungen und

⁴⁷ <https://www.energy.gov/ne/civil-nuclear-credit-program> (zuletzt geprüft am 17.03.22)

⁴⁸ <https://www.energy.gov/ne/civil-nuclear-credit-program> (zuletzt geprüft am 17.03.22).

⁴⁹ <https://www.energy.gov/ne/civil-nuclear-credit-program> (zuletzt geprüft am 17.03.22).

Forschungseinrichtungen übertragen, die bei der Entwicklung der Atombombe beteiligt waren (Di Nucci 2019).

Innerhalb weniger Jahre wurde eine interdisziplinäre Struktur für Grundlagen- und angewandte Forschung, einschließlich Forschungs- und Produktionsanlagen geschaffen, die die Grundlage des heutigen Systems nationaler Laboratorien bilden. Beispiele sind die Plutoniumproduktion in Hanford (Washington) und die Entwicklung der ersten Atombomben im Los Alamos Scientific Laboratory (New Mexico) (DOE 2017a; Taylor und Freer 2002). Hierfür wurde mit staatlicher Finanzierung ein Produktionsapparat aufgebaut, in dem unter der Führung des Militärs privatwirtschaftliche Industrieunternehmen (z. B. DuPont, Combustion Engineering, Babcock & Wilcox, General Electric) sowie universitäre und öffentliche Forschungs- und Entwicklungs-Einrichtungen zusammenarbeiteten. Die Rekrutierung und Ausbildung des Personals erfolgte überwiegend ebenfalls unter direkter Beteiligung der Armee bzw. deren Unterstützung (Groves 1983). Im Zuge dessen wurden nationale Forschungsinstitute mit SNR-Entwicklungen betraut, u. a. das Los Alamos National Laboratory (LANL), das Argonne National Laboratory (ANL, bei Chicago), das Oak Ridge National Laboratory (ORNL) und die Hanford Engineer Works (HEW) (DOE 2017a).

Zu Beginn der Entwicklung der Kernkraft wurden die weltweiten Uranvorkommen als knapp angesehen. Es war unklar, ob diese für die militärische Anwendungen ausreichen würden, und insbesondere auch darüber hinaus für den Betrieb von Kernkraftwerken.

Im August 1946 begann der Bau des Experimentalreaktors Clementine, ein quecksilbergeklärter Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum und 25 kW thermischer Leistung am Omega Site Standort, der Reaktor wurde Ende des Jahres 1946 kritisch (IPFM 2010, S. 91). Im Jahr 1952 wurde dieser stillgelegt, nachdem ein gebrochener Brennstab dazu führte, dass Plutonium ins Kühlmittel eintrat.

Am 19. November 1947 wurden am ANL die Entwicklung und der Bau eines ersten Natrium-Kaliumgekühlten Experimentalreaktors EBR-I (elektrische Leistung 0,2 MW) mit schnellem Neutronenspektrum begonnen, mit dem Ziel Plutonium zu erbrüten und Strom zu erzeugen. Der EBR-I erreichte im Jahr 1951 erstmals Kritikalität und wurde 1963 stillgelegt (IPFM 2010, S. 91).

Es folgte der natriumgekühlte EBR-II (elektrische Leistung 20 MW, kritisch 1963) und der natriumgekühlte Fermi 1 (elektrische Leistung 66 MW, kritisch 1963) am ANL. Der EBR II wurde außerdem mit einer Wiederauarbeitungsanlage (Fuel Cycle Facility, FCF) ausgestattet, welche den abgebrannten Brennstoff des EBR II von 1965-1969 aufbereitete (IPFM 2010). Zwar lag der Fokus der Entwicklung auf natriumgekühlten Schnellen Reaktoren (SFR), jedoch wurden parallel auch an anderen Konzepten wie Salzschnmelzereaktoren (MSR) geforscht, z. B. im Rahmen des Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) am Oak Ridge National Laboratory; der Reaktor hatte eine thermische Leistung von 8 MW und war von 1965-1969 in Betrieb (IPFM 2010).

In den 1960ern begann außerdem die Entwicklung alternativer Brennstoffe. Während alle Konzepte Schneller Reaktoren (EBR-I, EBR-II, Fermi 1) auf metallischen Brennstoffen basierten, begann später die Entwicklung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen (MOX) (z. B. Inbetriebnahme Experimentalreaktor SEFOR 1969) (IPFM 2010).

Während der Entwicklung der SFR-Technologielinie, setzte sich allerdings die Leichtwasserreakorttechnologie durch (Cowan 1990). Dies ist vor allem auf die frühe Einführung und die intensive Entwicklung von Leichtwasserreaktoren für den Antrieb von U-Booten durch die U.S. Navy zurückzuführen. Als der Staat den Einsatz kommerzieller Kernkraftwerke massiv ausbaute,

hatte die Leichtwasserreakorttechnologie einen großen Erfahrungsvorsprung (Cowan 1990). Die Übergabe der entsprechenden Technologie erfolgte durch die US Nuclear Navy, die den ersten kommerziellen Reaktor in Shippingport (Pennsylvania) bereitstellte (SW2, „Nautilus“). Die als überlegen eingeschätzten Schnellen Reaktorkonzepte setzten sich nicht gegen den energetisch weniger ergiebigen Leichtwasserreaktor durch (Cowan 1990; Di Nucci 2019).

Anpassungsphase (t₁): 1970er bis 2000: Stilllegung und Projektabbrüche von SNR)

In den späten 1960ern begannen Planungen, die SFR-Technologielinie mit MOX-Brennstoff zu bauen, und die Kapazität dieser Reaktoren zu erhöhen, da sie für die langfristige Nutzung der Kernkraft im Großmaßstab und den damals als knapp verfügbar angesehenen Rohstoff Uran, notwendig wären (IPFM 2010, 95ff). Bis Mitte der 1980er Jahre sollte ein kommerzieller Reaktor gebaut werden. Hierzu wurden vom Kongress im Juli 1967 87,5 Mio. USD für den Bau eines natriumgekühlten und mit MOX-Brennstoff betriebenen Reaktors mit einer thermischen Leistung von 400 MW (engl. Fast Flux Test Facility, FFTF) genehmigt (IPFM 2010, S. 98). Mit dieser Anlage sollten speziell Bestrahlungstests von Kernreaktorbrennstoffen durchgeführt und Materialien für Flüssigmetallreaktoren mit schnellem Neutronenspektrum getestet werden (HEDL 1980). Der Bau der Anlage wurde 1978 abgeschlossen (geplant 1974) und der erste „kritische“ Zustand wurde 1980 erreicht (IPFM 2010, S. 98).

Parallel wurde 1969 das Clinch River Demonstration Project gestartet, welches aufbauend auf dem FFTF ebenfalls ein natriumgekühlter Schneller Reaktor mit MOX-Brennstoff mit einer elektrischen Leistung von 350 MW sein sollte (IPFM 2010). Allerdings war das Projekt Anfang der 1970er Jahre vermehrt öffentlicher Kritik ausgesetzt. Grund dafür waren ökonomische Bedenken sowie Proliferations- und Sicherheitsbedenken (IPFM 2010). Die Atombombentest durch Indien 1974 unter Nutzung des mit amerikanischer Hilfe separierten Plutoniums löste dann die Entscheidung aus, 1977 die kommerzielle Wiederauarbeitung, einschließlich der Wiederauarbeitung von Plutonium, auf unbestimmte Zeit aufzuschieben. Dazu wurde das Genehmigungsverfahren für die Betriebslizenz für das Clinch River Projekt ausgesetzt. Das Clinch River Programm war außerdem durch den Anstieg der Kapitalkosten gekennzeichnet. Von einer ursprünglichen Kostenschätzung in Höhe von 699 Mio. Dollar im Jahr 1972, stiegen die geschätzten Kosten des Projektes auf über vier Milliarden Dollar im Jahr 1983. In diesem Jahr strich der U.S. Kongress die Mittel für das Projekt und das Genehmigungsverfahren wurde eingestellt und markierte damit das Ende der Entwicklung von SNR in den USA in dieser Phase (IPFM 2010).

Nach Beendigung des Clinch River Projektes 1983 wurden der EBR-II und die Wiederauarbeitungsanlage in Forschungseinrichtungen für das Integral Fast Reactor Program am Argonne National Laboratory umgewandelt. Im Jahr 1994 stellte U.S.-Regierung das Projekt ein, der Kongress strich die finanziellen Mittel. Der EBR-II wurde nach 30 Jahren Betrieb im gleichen Jahr stillgelegt. Die Wiederauarbeitungsanlage wurde umgestaltet zur Konditionierung von radioaktiven Abfällen (IPFM 2010, 103ff). Trotz erheblicher Anstrengungen blieb der nächste Innovationsschritt bei den SFR aus.

Der Plan zum Bau eines Demonstrationsreaktors für das Molten Salt Breeder Experiment wurde 1972 zwar vom Oak Ridge National Laboratory vorgeschlagen, aber durch die Atomic Energy Commission abgelehnt, da sie die Anzahl an Konzepten bzgl. Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum reduzieren wollte und sie im Vergleich zu den SFR geringere Brutraten vorhersagte. Der Versuch des ORNL, das Projekt weiter zu betreiben, blieb erfolglos und wurde final aus Kostengründen im Jahr 1976 eingestellt (IPFM 2010, S. 99).

Aktueller Stand (t₀): Seit 2000: Versuche zur Entwicklung von SMR-Leichtwasserreaktoren und SNR

Mit Beginn des Jahres 2000 erfolgten Versuche, den Rückgang von US-Kernkraftwerkstechnik durch umfangreiche Programme in verschiedenen Technologielinien aufzuhalten. Im Jahr 2005 wurde durch den Energy Policy Act (EPACT) eine erhebliche finanzielle Unterstützung zum Bau neuer Leichtwasserreaktoren bereitgestellt. Als Konsequenz erfolgten Prüfanträge für die Förderung von 20 Kernkraftwerksblöcken⁵⁰, von denen sich lediglich zwei Reaktoren (Vogtle, Georgia) mit hohen Kostensteigerungen im Bau befinden (Bade 2017; Amy 2022). Parallel dazu finden sich einige in Betrieb befindliche Kernkraftwerke mit Schwierigkeiten, den wirtschaftlichen Betrieb zu gewährleisten, so dass sie vorzeitig vom Netz genommen oder mit neuen spezifischen Subventionen abgesichert werden (Lovins 2022; Rothwell 2022). Um die bestehenden Problemen der LWR, vor allem lange Bauzeiten und hohe Kosten, zu adressieren, wurden Programme zur Entwicklung von Kernkraftwerken mit geringerer Leistung (sogenannte SMR-Konzepte) angestoßen (Chu 2010; Boarin et al. 2021).

In dem Zeitraum wurde versucht, die Weiterentwicklung von SNR mit höherer Kapazität wieder anzustoßen.⁵¹ Im Zeitraum von 2005 bis 2011 versuchten die USA, den Bau eines „Next Generation Nuclear Plant Project (NGNP)“ in Form eines Hochtemperaturreaktors (VHTR) voranzutreiben, welcher im Rahmen des Energy Policy Act von 2005 gefordert wurde (109th U.S. Congress 2005). Diese Demonstrationsprojekte sowie kommerzielle Anwendungsprojekte sollten als Partnerschaft mit geteilten Kosten zwischen Staat und privater Kernkraftindustrie durchgeführt werden (109th U.S. Congress 2005). Dieser Ansatz führte im Falle des „Next Generation Nuclear Plant Projects“ nicht zum Erfolg. Aufgrund von begrenzten staatlichen Mitteln und Unstimmigkeiten wurde das Projekt seit 2011 nicht weiter verfolgt (INL 2011).

Im Jahr 2019 initiierte das DOE das Versatile Test Reactor (VTR) Programm mit dem Ziel, bis Ende 2025 eine national nutzbare Testeinrichtung für Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zu bauen.⁵² Allerdings werden notwendige staatliche Mittel nicht in der geforderten Höhe bewilligt und erschweren den Fortgang des Projektes. Eine finale Entscheidung über den Bau des Projektes steht noch aus und muss vom Kongress autorisiert werden.⁵³ Das Design soll auf dem EBR-II basieren.⁵⁴

Im Jahr 2020 initiierte das DOE das „Advanced Reactor Demonstration Program“ (ARDP) mit dem Ziel, zwei Demonstrationsprojekte mit einem Betriebsbeginn ab 2035 zu realisieren. Das Programm fokussiert dabei nicht auf eine spezielle Technologielinie, sondern diese stehen untereinander im Wettbewerb. Der Zuschlag hängt dabei vom technologischen Reifegrad des vorgeschlagenen Reaktorkonzeptes und den finanziellen Kapazitäten der Unternehmen ab (DOE 2020b). Im Zuge dessen bildeten sich neue Unternehmen, die sich der Entwicklung von SNR-Designs widmeten (z. B. X-Energy und TerraPower). Tabelle 3-3 fasst ausgewählte Projekte von sogenannten „neuartigen“

⁵⁰ <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/usa-nuclear-power-policy.aspx> (zuletzt geprüft: 03.06.2022).

⁵¹ Die Gründung des GIF-IV Forums geht ebenfalls in diese Zeit zurück.

⁵² <https://www.energy.gov/articles/secretary-perry-launches-versatile-test-reactor-project-modernize-nuclear-research-and> (zuletzt geprüft am 22.06.22)

⁵³ <https://www.powermag.com/does-decision-to-build-versatile-test-reactor-coming-soon/> und <https://www.neimagazine.com/news/newsdoe-selects-sodium-cooled-fast-reactor-design-for-versatile-test-reactor-9884005> (zuletzt geprüft am 18.11.22)

⁵⁴ <https://neutronbytes.com/2022/07/30/doe-decides-to-build-the-versatile-test-reactor-at-inl/> (zuletzt geprüft am 18.11.22)

Reaktorkonzepten (SNR) in den USA mit Förderung des aktuellen Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP) zusammen.

Tabelle 3-3: Ausgewählte Projekte von SNR in den USA mit Förderung des aktuellen Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP)⁵⁵

Technologie- linie	Reaktor- konzept [Reaktor- kürzel]	Entwickler (Company)	Elektri- sche Leistung [MW]	Kühl- mittel	Neutronen- spektrum	Förderprogramm
SFR	Natrium	TerraPower (Bellevue, Washington) und GE Hitachi	345 MW (~550 MW über 5,5 h aus Speicher)	Natrium	schnell	ARDP-Kategorie 1 Demonstrationsprojekt, pre-Lizenzierungsphase
VHTR	Xe-100	X-Energy (Rockville, Maryland)	80 MW	Helium	thermisch	ARDP-Kategorie 1 Demonstrationsprojekt, pre-Lizenzierungsphase
VHTR	Hermes Reduced- Scale Test Reactor	Kairos Power, LLC (Alameda, CA)	-	Fluorid- salz	thermisch	Kategorie 2 im ARDP: Risk reduction for future demonstrations
VHTR	eVinci	Westing- house Electric Company, LLC (Cranberry Township, PA)	7-12 MW	Natrium- Wärme- rohre	thermisch	Kategorie 2 im ARDP: Risk reduction for future demonstrations
MSR	Molten Chloride Reactor Experiment	Southern Company Services Inc., Birming- ham, AL and TerraPower	-	Salz- schmelze	schnell	Kategorie 2 im ARDP: Risk reduction for future demonstrations, Designphase
VHTR	BWXT Advanced Nuclear Reactor	BWXT Advanced Technolo- gies, LLC (Lynchburg, VA)	17 MW	Helium	thermisch	Kategorie 2 im ARDP: Risk reduction for future demonstrations
SFR	Inherently Safe Advanced SMR for American Nuclear Leadership	Advanced Reactor Concepts LLC	100 MW	Natrium	schnell	Kategorie 3: Advanced reactor concepts 2020, konzeptionelles Design
GFR	Fast Modular Reactor	General Atomics	50 MW	Helium	schnell	Kategorie 3: Advanced reactor concepts 2020, konzeptionelles Design

⁵⁵ Stand der Daten ist der Juni 2022.

Technologie- linie	Reaktor- konzept [Reaktor- kürzel]	Entwickler (Company)	Elektri- sche Leistung [MW]	Kühl- mittel	Neutronen- spektrum	Förderprogramm
	Conceptual Design					
VHTR	Modular Integrated Gas-Cooled High Tempera- ture Reactor	Massachus- etts Institute of Technology	-	-	-	Kategorie 3: Advanced reactor concepts 2020, konzeptionelles Design

Quelle: Eigene Zusammenstellung basierend auf (IAEA 2020; Pistner und Englert 2017)⁵⁶

3.3.2.3 Zwischenfazit

Die USA waren seit den 1950er Jahren durch das Manhattan-Projekt weltweit führend in der Entwicklung von Reaktortechnologie. Sie verfolgten Pläne, mehrere sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte, insb. Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, von der Invention zur Innovation und Diffusion zu führen. Jedoch erfolgte die Diffusion, sowohl in den USA als auch international, lediglich bei Leichtwasserreaktoren und nicht, wie ursprünglich erwartet, auch in den anderen Technologielinien. Mit der weitgehenden Einstellung von Aufträgen für den Bau von Leichtwasserreaktoren seit den 1980er Jahren befindet sich die US-Kernkraftwerkstechnik im Rückgang, den auch das Energiegesetz von 2005 bisher nicht aufgehoben hat. Die seit ca. zehn Jahren beobachteten Aktivitäten zur Förderung sowohl von Leichtwasserreaktoren mit geringen Leistungen (SMR-Konzepte) als auch von SNR, sind ein Versuch, für die US-Kernkraftwerkstechnik wieder einen Anspruch auf internationale Technologieführerschaft zu entwickeln. Hierbei sind auch neue Unternehmen aus dem privaten Sektor aktiv. Derzeit ist kein kommerzieller Durchbruch abzusehen.

3.3.3 Russland

Russland besitzt eine große Anzahl von Reaktoren, betreibt eine aktive Exportpolitik und hat umfangreiche Forschungsprogramme im Bereich SNR am Laufen. In den vergangenen Jahrzehnten gab es immer wieder Phasen aktiver Forschungsförderung. Nach dem katastrophalen Unfall in Tschernobyl (1986) stagnierte der Zubau von Leichtwasserreaktoren. Durch Exportprojekte (u. a. Iran, China und Indien) wuchs in den vergangenen Jahrzehnten die Bedeutung der Kernkraftindustrie in Russland. Die folgenden Kapitel geben einen Überblick über die aktuellen Kernkraftwerke, die Entwicklung des nationalen Innovationssystems und den aktuellen Stand von SNR (u. a. BN-600, BN-800 und BN-1200).

⁵⁶ <https://www.terrapower.com/our-work/natriumpower/> und <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-30-million-initial> und <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-160-million-first-awards-under-advanced-reactor> und <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-departments-advanced-reactor-demonstration-program-awards-20-million-advanced> (zuletzt geprüft am 18.11.22)

3.3.3.1 Aktueller Stand des Kraftwerksparks

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in Russland zu ca. 62% aus fossilen Energieträgern, zu 19% aus Kernenergie⁵⁷ und zu 19% aus erneuerbaren Technologien (BP 2022). In Russland befanden sich mit Stand 31.12.2021 37 Reaktoren mit einer elektrischen Leistung von ca. 28 GW in Betrieb; das durchschnittliche Alter betrug 28 Jahre, wobei elf Reaktoren bereits über 41 Jahre alt und 13 Reaktoren zwischen 31 und 40 Jahren alt sind. Damit steht auch Russland vor der Herausforderung eines alternden Kraftwerksparks. Aktuell besitzt Russland 25 leichtwassergekühlte und -moderierte Reaktoren (PWR, VVER-Design), zehn leichtwassergekühlte, graphitmoderierte Reaktoren (LWGR, RBMK-Design) und zwei natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (BN-600 und BN-800) (IAEA 2023c).⁵⁸ Weiterhin befinden sich drei Reaktoren, darunter zwei VVER-Leichtwasserreaktoren mit einer elektrischen Referenzleistung von insgesamt 3,4 GW und ein bleigekühlter Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum (BREST-OD-300) mit einer elektrischen Referenzleistung von 300 MW, im Bau (IAEA 2023c).⁵⁹ Außerdem wird der natriumgekühlte Forschungsreaktor MBIR mit schnellem Neutronenspektrum und einer elektrischen Leistung bis zu 60 MW gebaut, um den seit 1969 im Betrieb befindlichen Forschungsreaktor BOR-60, ebenfalls ein SFR, zu ersetzen.⁶⁰

Nach dem Unfall in Tschernobyl im Jahr 1986 stagnierte der Zubau von Stromerzeugungskapazität. Der Zerfall der Sowjetunion führte zu einem Mangel an staatlichen Mitteln für die Entwicklung und den Ausbau der Kernkraft.⁶¹ Durch Exportprojekte nach Iran, China und Indien am Ende der 1990er erfuhr die russische Kernkraftindustrie erneuten wirtschaftlichen Aufschwung. Dies resultierte in neuen Ausbauplänen ab dem Jahr 2000.⁶² Derzeit verfolgt Russland eine aktive Exportpolitik mit zahlreichen Projekten (laut Rosatom 34 Projekte) in unterschiedlichen Ländern wie Bangladesch, Weißrussland, Finnland, China, Türkei und Ägypten (Thomas 2018).⁶³ Im Rahmen der Nukleardiplomatie zielt Russland darauf ab, Einfluss an Infrastrukturprojekten weltweit aufzubauen, es wird jedoch in der Literatur mit Problemen bei der Auftragserfüllung gerechnet (Thomas 2018).

Im Jahre 2000 publizierte die russische Regierung ihre Langzeitstrategie („Strategy for developing nuclear energy in Russia for the XXI century“) und beschrieb darin ihre Pläne für die Kernenergie bis zum Jahr 2050. Die Strategie sieht einen Ausbau und eine weitere Nutzung der wassergekühlten Reaktoren für die nächsten 20-30 Jahre zur Stromerzeugung vor, verbunden mit einer schrittweisen Aufstockung von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zur Plutoniumproduktion und Abfallentsorgung (Pioro 2016; Gagarinskiy et al. 2022). Offensichtlich wird die Umsetzung des geschlossenen Brennstoffkreislaufes bis 2050 als möglich erachtet. In manchen Studien, wie z. B. (Gagarinskiy et al. 2022) wird sogar von einem „Konsens“ in der wissenschaftlichen Gemeinschaft

⁵⁷ Dies entspricht etwa 222,4 TWh erzeugtem Strom, ausgegangen von einer Gesamtmenge von 1157,1 TWh (BP 2022).

⁵⁸ Der natriumgekühlte Forschungsreaktor mit schnellem Neutronenspektrum BOR-60 wird hier nicht mitgezählt.

⁵⁹ Laut (IAEA 2023c) befindet sich BALTIC-1 seit 2012 im Bau, es wird jedoch berichtet, dass dieser seit 2013 unterbrochen ist, siehe <https://www.osw.waw.pl/en/publikacje/analyses/2013-06-12/russia-freezes-construction-nuclear-power-plant-kaliningrad> (zuletzt geprüft am 17.11.2022). Deshalb wird dieser nicht mit dazu gezählt.

⁶⁰ Vgl. <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Completion-of-MBIR-reactor-brought-forward> (zuletzt geprüft am 17.11.22)

⁶¹ <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx> (zuletzt geprüft am 17.11.22)

⁶² <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx> (zuletzt geprüft am 22.03.22)

⁶³ <https://rosatom.ru/en/investors/projects/> (zuletzt geprüft am 01.09.2022)

und der Industrie gesprochen, bis Mitte des 21. Jahrhunderts ein Zweikomponenten-Kernenergiesystem aufzubauen. Diese soll demnach aus den bereits entwickelten VVER-Anlagen und aus Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum bestehen (Gagarinskiy et al. 2022).

3.3.3.2 Entwicklung des nationalen Innovationsystems

Im folgenden Kapitel werden für Russland die drei Phasen Aufbauphase (1940er-1970), Anpassungsphase (1970er bis 2000) und aktueller Stand (seit 2000) dargestellt.

Aufbauphase (t₂): 1940er bis 1970

1948 ging der erste leichtwassergekühlte, graphitmoderierte Reaktor (LWGR) mit einer thermischen Leistung von 100 MW zum Zweck der Plutoniumproduktion am Standort Mayak in Betrieb. Dieser Reaktortyp diente dabei neben der Produktion von Plutonium auch zur Stromerzeugung. Im Jahr 1954 ging ein LWGR APS-1 (elektrische Leistung 5 MW) in Obninsk in Betrieb und wurde ans Stromnetz angeschlossen.⁶⁴ Es folgten weitere Reaktoren an drei Standorten: In der Mayak Production Association im Ural (gleicher Standort wie die Wiederaufarbeitungsanlage), im Sibirischen Chemiekombinat in Sewersk in der Nähe von Tomsk und im Bergbau- und Chemiekombinat in der Nähe von Krasnojarsk (Diakov 2011). Es sind jene Standorte, die auch im Bezug der Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum und der Wiederaufarbeitung teilweise eine Rolle spielen (Wiederaufarbeitungsanlage Mayak, BREST-OD-300) (siehe unten).

Parallel dazu begann im Jahr 1949 am Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) in Obninsk die Entwicklung der Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum auf Initiative von Alexander Leypunsky. Vor dem Hintergrund, dass mit dem schnellen Ausbau dieser Technik Uranressourcen effizienter genutzt werden könnten, initiierte die russische Regierung Ende 1949 ein Entwicklungsprogramm für Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum mit dem Ziel, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf zu entwickeln (IPFM 2010, S. 63). Von 1949 bis 1959 entwickelte das Institut mehrere Experimentalreaktoren: 1955 ging der BR-1 (Bystry Reactor-1), eine mit Plutonium betriebene kritische Anordnung ohne Kühlmittel in Betrieb. Der kompakte Plutoniumkern und der Uranmantel erreichten einen Brutkoeffizienten von 1,8. Ein Jahr später ging der BR-2 in Betrieb. Als erstes Kühlmittel wurde Quecksilber verwendet. Dies führte jedoch selbst bei niedrigeren Temperaturen dazu, dass kein stabiler Betrieb möglich war (IPFM 2010, S. 63). Außerdem traten Quecksilber-Leckagen an den Rohrverbindungen auf und korrodierten die Stahlverkleidung. Im Jahr 1959 ging der natriumgekühlte BR-5 (thermische Leistung 5 MW) in Betrieb. Seine thermische Leistung wurde schrittweise auf 10 MW angehoben. Er war bis 2004 in Betrieb. Neben Forschungszwecken wurde er auch zur Produktion medizinischer Isotope genutzt (IPFM 2010, S. 64).

Für die Entwicklung von SFR vom BN-Design wurde der Forschungsreaktor BOR-60 am Institut SSC-RIAR in Dimitrowgrad gebaut, welcher im Jahr 1969 mit einer ursprünglich geplanten Laufzeit von 20 Jahren in Betrieb ging. Ziel war es, Bestrahlungseffekte mit einem schnellen Neutronenspektrum auf Strukturmaterialien, Brennstoffe und Absorptionsmaterialien zu testen

⁶⁴ <https://www.energy.gov/ne/articles/9-notable-facts-about-worlds-first-nuclear-power-plant-ebri> und <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=447> (zuletzt geprüft am 18.11.22)

(Center for Arms Control, Energy and Environmental Studies 2013). Dieser Reaktor erhielt immer wieder Laufzeitverlängerungen, ist bis heute im Betrieb und wird international genutzt.⁶⁵

Anpassungsphase (t₋₁): 1970er bis 2000: Versuch der Skalierung

Ab den 1970er Jahren wurden Anstrengungen unternommen, Reaktoren mit einem schnellem Neutronenspektrum der russischen BN-Reihe weiterzuentwickeln und ihre Kapazität zu steigern, um Skalierungseffekte zu erreichen. Im Jahr 1972 ging der Demonstrationsreaktor BN-350 mit einer elektrischen Leistung von 350 MW in Betrieb. Er wurde mit Uranoxid betrieben, aber auch erste Tests mit MOX-Versuchsbrennstäben wurden durchgeführt (IPFM 2010, S. 64). Der Reaktor wurde auf der Halbinsel Mangyschlak am Kaspischen Meer gebaut, mit dem Ziel Wasser zu entsalzen und Strom zu erzeugen. Er hatte genauso wie die bisherigen Forschungsreaktoren ebenfalls mit Natriumbränden zu kämpfen und wurde 1999 stillgelegt (IPFM 2010, S. 64–65).

Noch bevor der BN-350 im Jahr 1972 in Betrieb ging, entschied die Regierung, den nächsten SFR mit einer elektrischen Leistung von 600 MW zu entwickeln. Es wurde der BN-600 mit ersten Erfahrungen des BN-350 entwickelt. Der BN-600 erreichte am 26. Februar 1980 die erste Kritikalität im Kraftwerk Beloyarsk. (IPFM 2010, S. 64). Die Dampferzeuger waren dabei in verschiedenen Teilen der Anlage untergebracht, damit im Falle eines Brandes der Reaktor weiterlaufen konnte. Tatsächlich kam es auch während des Betriebs des BN-600 zu verschiedenen Natriumbränden. Der BN-600 wurde im Jahr 2010 überholt und erhielt eine Laufzeitverlängerung bis in das Jahr 2025 (IPFM 2010, S. 65).⁶⁶

Im Zeitraum zwischen 1970 und 1980 stellte das IPPE dann bereits zwei weitere Designs mit dem BN-800 (elektrischen Leistung 800 MW) und dem BN-1600 (elektrischen Leistung 1600 MW) vor, mit dem Ziel, den BN-1600 als serienreifen kommerziellen Reaktor zu entwickeln (IPFM 2010, S. 65).

Die russische Regierung plante den Ausbau der Kapazität von SFR der BN-Reihe mit fünf BN-800 Reaktoren in der Ural-Region. Diese Pläne wurden nach dem Unfall in Tschernobyl 1986 verworfen und das Entwicklungsprogramm gekürzt (IPFM 2010; Piro 2016).

Der Bau des BN-800 startete zwar 1984 als Block 4 des Kraftwerks Beloyarsk, wurde jedoch nach dem Unfall in Tschernobyl unterbrochen. Mit der Stilllegung des BN-350 im Jahr 1999 und dem sich noch im Bau befindlichen BN-800 blieben am Ende der 1990er Jahre noch der BN-600 und der BOR-60 als Forschungs- bzw. Entwicklungsreaktoren für SNR in Russland.

Die ursprünglich erwartete Uranknappheit wurde durch die Entdeckung großer Uranvorräte in Kasachstan in den 1960ern und 1970ern nicht bestätigt und damit auch das Argument der potentiellen ökonomischen Wettbewerbsfähigkeit von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum bei sehr hohen Uranpreisen entkräftigt (Piro 2016).

Aktueller Stand (t₀): Seit 2000: Verzögerungen und Aufschiebungen

Seit dem Jahr 2000 werden erneut Ausbaupläne für die Kernkraft und die Entwicklung sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte verfolgt. Im Jahr 2010 verkündete Präsident Putin, dass neben dem Bau neuer Leichtwasserreaktoren auf die Entwicklung von Reaktoren mit schnellem

⁶⁵ <https://www.neimagazine.com/news/newsrosatom-seeks-foreign-partners-for-mbir-reactor-7986750> (zuletzt geprüft 02.09.22)

⁶⁶ <https://world-nuclear-news.org/Articles/BN-600-licensed-to-operate-until-2025> (zuletzt geprüft am 24.08.2022)

Neutronenspektrum fokussiert werden soll. Hierzu sollte das Entwicklungsprogramm der BN-Reihe weitergeführt werden, ein Blei-Bismut-gekühlter Reaktor (SVBR-100) mit einer elektrischen Leistung von 100 MW bis 2015 und zusätzlich ein bleigekühlter Reaktor (BREST-OD-300) mit einer elektrischen Leistung von 300 MW und ein Mehrzweck-Forschungsreaktor (MBIR) gebaut werden. Das Gesamtbudget betrug für 2020 rund 60 Milliarden RUB (2 Milliarden USD).⁶⁷

Im Jahr 2012 wurde die Strategie zur Entwicklung von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum durch das föderale Programm für fortgeschrittene Nukleartechnologien weitergeführt. Hierfür wurde der Bau von drei Reaktoren (damals noch bis 2020 vorgesehen) festgelegt: der BREST-OD-300, der SVBR-100 und der BN-1200 (Mykle Schneider Consulting 2021). Der aktuelle Energiestrategieplan bis 2035 sieht vor, dass lediglich der BREST-OD-300 erreicht werden soll. Der Bau des BN-1200 wurde weiter nach hinten verschoben.⁶⁸

Im Jahr 2016 wurde nach 30-jähriger Bauzeit der BN-800 in Betrieb genommen mit dem Ziel den vollständigen Betrieb eines SFR mit MOX-Brennstoff in Russland zu demonstrieren (Pioro 2016). Hiermit wurde im Jahr 2020 begonnen und man erreichte im darauffolgenden Jahr bereits einen Anteil von 30% MOX-Brennelemente im Reaktorkern (Rosatom 2019).⁶⁹ Zu Beginn des Jahres 2022 wurde ein Anteil von 60% erreicht⁷⁰ bevor im Juni 2022 dann die vollständige Beladung mit MOX-Brennstoff stattgefunden hat.⁷¹

Der nächste Prototyp in der Entwicklungsreihe war der BN-1200, ein Konzept mit einer elektrischen Leistung von 1220 MW (Shepelev 2013; Pakhomov 2018). Das Projekt wurde jedoch aufgrund von Budgetkürzungen und weiterem Entwicklungsbedarfs des Brennstoffes bis in die Mitte der 2030er Jahre verschoben und andere Neubauprojekte vorgezogen.⁷²

Rosatom bekundet, dass eine Herausforderung russischer Forschungsinfrastruktur darin besteht, dass ein Großteil dieser Infrastruktur vor über 35 Jahren in Betrieb genommen worden ist und dies zu fehlenden Forschungskapazitäten führt. Die BN-Reaktoren seien jedoch zum gewissen Grad in der Lage, für Forschungsarbeiten eingesetzt zu werden. Es mangelte an Ersatz von groß angelegten Forschungsprogrammen.⁷³ Aktuelle Forschungsarbeiten werden zumeist mit dem Forschungsreaktor mit schnellem Neutronenspektrum BOR-60 durchgeführt, welcher seit 1969 in Betrieb ist und immer wieder Laufzeitverlängerungen erhält. Er wird durch internationale Forschungsprojekte anderer Länder weiterhin aktiv genutzt und soll durch das aktuelle Projekt MBIR (engl. multi-purpose fast neutron research reactor) ersetzt werden.⁷⁴

Der MBIR ist ein natriumgekühlter Schneller Reaktor (elektrischen Leistung von 55 MW) und soll eine geplante Lebensdauer von 60 Jahren haben. Er stellt ein zentrales Projekt zum Erhalt der

⁶⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-spreads-nuclear-funds-around> (zuletzt geprüft am 24.08.22)

⁶⁸ <https://www.neimagazine.com/news/newsrussia-defers-bn-1200-until-after-2035-7581968> (zuletzt geprüft am 02.09.22)

⁶⁹ <https://world-nuclear-news.org/Articles/BN-800-fast-reactor-fully-loaded-with-MOX-fuel> (zuletzt geprüft am 07.09.22)

⁷⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/BN-800-running-on-60-MOX> (zuletzt geprüft am 07.09.22)

⁷¹ <https://www.neimagazine.com/news/newsbn800-fast-reactor-fully-loaded-with-mox-fuel-9795904> (zuletzt geprüft am 07.09.22) bzw. <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Beloyarsk-BN-800-fast-reactor-running-on-MOX> (zuletzt geprüft am 18.11.22)

⁷² <https://world-nuclear-news.org/Articles/Rosatom-postpones-fast-reactor-project-report-say> (zuletzt geprüft am 19.09.2022)

⁷³ <http://mbir-rosatom.ru/en/about/> (zuletzt geprüft am 19.09.22)

⁷⁴ <https://www.neimagazine.com/news/newsrosatom-seeks-foreign-partners-for-mbir-reactor-7986750> (zuletzt geprüft 02.09.22)

Forschungsinfrastruktur in Russland dar und wurde deshalb im Jahre 2010 in die Nationale Strategie „Nuclear Energy technologies of new generation 2010-2015 and till 2020“ aufgenommen.⁷⁵ Seit 2015 befindet sich der MBIR auf dem Gelände des Forschungsinstitutes RIAR in Dimitrowgrad im Bau und soll im Jahr 2027, ein Jahr früher als ursprünglich geplant, fertiggestellt werden.⁷⁶ Für den Bau des Forschungsreaktors wurde AEM Technology, ein Tochterunternehmen der Atomenergomasch (wiederum ein Tochterunternehmen von Rosatom)⁷⁷ als Lieferant für Großkomponenten ausgewählt, mit dem Ziel, diese bis 2016 zu liefern.⁷⁸ Im April 2022 berichtete Rosatom, dass der Reaktorbehälter geliefert wurde.⁷⁹ Tabelle 3-4 präsentiert einen Überblick der aktuellen SNR-Projekte in Russland.

Tabelle 3-4: Auswahl von SNR-Projekten in Russland

Reaktorkonzept	Technologielinie	Stand des Projektes
BOR-60	SFR	In Betrieb seit 1969
BN-600	SFR	In Betrieb seit 1980
BN-800	SFR	In Betrieb seit 2016
BN-1200	SFR	Bau aufgeschoben; Inbetriebnahme für 2036 geplant
BREST-OD-300	LFR	Seit 2021 in Bau
SVBR-100	LFR	Designphase
MOSART	MSR	Designphase

Quelle: Eigene Zusammenstellung basierend auf (Piroo 2016; Center for Arms Control, Energy and Environmental Studies 2013; IPFM 2010)

3.3.3.3 Zwischenfazit

Im Bereich der SNR lag in Russland während der Aufbauphase der Schwerpunkt bei Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum (SFR, später auch LFR) in Verbindung mit Wiederaufarbeitung (Mayak, Pilotanlage sowie MOX-Brennelementefabrik in Zheleznogorsk). In der Anpassungsphase wurde dieser Schwerpunkt vertieft (BN-600, BN-800). Aktuell befindet sich das russische Innovationssystem bzgl. SNR in einer Phase, in der die Forschungsinfrastruktur älter wird (BOR-60, seit 1969 in Betrieb) und Projekte aufgeschoben werden (z. B. BN-1200), derzeit wird der BREST-OD-300 priorisiert. Mit dem derzeit betriebenen BN-800 wird ein Betrieb mit 100% MOX-Brennstoffen realisiert. Russland hält an der Langzeitstrategie fest, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Hilfe von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zu erreichen und parallel die Entwicklung von Leichtwasserreaktoren voranzutreiben.

3.3.4 China

China ist ein Land mit einem hohen Energiebedarf, dass neben dem Ausbau von fossilen und erneuerbaren Energien den gegenwärtig mit Abstand stärksten Zubau an Kernkraft verzeichnet. Im

⁷⁵ <http://www.niiar.ru/eng/node/4508> (zuletzt geprüft am 24.08.22)

⁷⁶ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Completion-of-MBIR-reactor-brought-forward> (zuletzt geprüft am 24.08.22)

⁷⁷ Auch wiederum ein Tochterunternehmen von Rosatom

⁷⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/MBIR-reactor-supplier-selected> (zuletzt geprüft am 24.08.22)

⁷⁹ <http://mbir-rosatom.ru/en/news/fast-neutron-reactor-vessel-delivered-to-dimitrovgrad/> (zuletzt geprüft am 25.08.22)

Rahmen der Dekarbonisierung zielt das Land darauf, sich von der Nutzung von fossilen Energieträgern im Energiesystem zu lösen und alternative Möglichkeiten zu nutzen. Hierfür stehen aktuellen Studien zufolge ausreichend Potential an Erneuerbaren Energien zur Stromerzeugung zur Verfügung (Burandt et al. 2019). Der Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung ist bislang sehr gering (ca. 5%).

3.3.4.1 Aktueller Stand des Kraftwerkparks

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in China zu ca. 66% aus fossilen Energieträgern, zu 5% aus Kernenergie⁸⁰ und zu 29% aus erneuerbaren Technologien (BP 2022). In China befinden sich mit Stand 31.12.2021 53 Reaktoren mit einer elektrischen Referenzleistung von insgesamt 52 GW in Betrieb, mit einem durchschnittlichen Alter von 9 Jahren (Mycle Schneider Consulting 2022). Diese Reaktoren setzen sich zusammen aus 51 wassergekühlten Reaktoren, einem heliumgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTR-PM) mit einer elektrischen Referenzleistung von 210 MW und einem natriumgekühlten Experimentalreaktor mit schnellem Neutronenspektrum, dem Chinese Experimental Fast Reaktor (CEFR), mit einer elektrischen Referenzkapazität von 20 MW (Pioro 2016; Öko-Institut e.V. 2021b; IAEA 2023c).⁸¹ China besitzt hinter den USA und Frankreich die weltweit drittgrößte Anzahl an Kernreaktoren (IAEA 2020b; 2022e; BP 2022).

Aktuell baut China seine Kapazitäten an Kernkraft weiter aus. Hierzu wurden im Jahr 2022 zwei weitere Reaktoren in Betrieb genommen. Mit Stand vom 31.12.2021 befinden sich 20 Reaktoren in Bau, mit 18 leichtwassergekühlten und zwei natriumgekühlten Schnellen Reaktoren (XIAPU-1 und XIAPU-2). Damit baut China weltweit mit Abstand die höchsten Kapazitäten zu (IAEA 2022e; Mycle Schneider Consulting 2022).

Als Einparteiensystem steht in China die Ausrichtung der Kernenergiepolitik unter der Kontrolle der Zentralregierung und der Kommunistischen Partei. Fünfjahrespläne sind ein zentrales Steuerungsinstrument (CEIP 2018). Längerfristige Entwicklungen, wie z. B. in der Kerntechnik, können über mehrere, konsekutive Fünfjahrespläne abgedeckt werden. Der 13. Fünfjahresplan für 2016-2020 sah vor, bis 2020 eine Reaktorkapazität von 58 GW in Betrieb und 30 GW im Bau zu erreichen (NDRC 2016). Bis einschließlich 2020 wurden 50 Reaktoren mit einer elektrischen Referenzleistung von ca. 47 GW in Betrieb genommen (IAEA 2021c) und China liegt damit hinter seinem Fünfjahresplan zurück.

Die Stromproduktion von erneuerbaren Energien jenseits der Wasserkraft (d. h. Solar, Wind, Geothermie und Biomasse) ist von 863,2 TWh im Jahr 2020 auf 1152 TWh im Jahr 2021 angestiegen und machte rund 14% der gesamten Stromerzeugung aus (BP 2022). Der größte Anteil an Strom wird in China aber noch immer mit Kohle produziert (62%) (BP 2022). Die intensive Nutzung fossiler Brennstoffe führt dazu, dass China die weltweit höchsten Emissionswerte für Kohlendioxid (CO₂), Schwefeldioxid (SO₂) und Stickoxide (NO_x) aufweist, die zu Problemen der Luftverschmutzung führen (Jin et al. 2016). Präsident Xi Jinping erklärte im Jahr 2020, dass China eine Kohlenstoffneutralität bis 2060 anstrebe.⁸² Dies hätte zur Folge, dass Chinas massive

⁸⁰ Dies entspricht etwa 407,5 TWh erzeugtem Strom, ausgegangen von einer Gesamtmenge von 8534,3 TWh (BP 2022).

⁸¹ https://www.world-nuclear-news.org/NN-Chinese_fast_reactor_starts_supplying_electricity-2107114.html (zuletzt geprüft am 25.10.22) und <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Demonstration-HTR-PM-grid-connected> (zuletzt geprüft am 07.10.22)

⁸² <https://www.energypartnership.cn/home/events/china-energy-transition-policies-2020/> (zuletzt geprüft am 30.09.22)

Stromerzeugung durch Kohle mit Hilfe von emissionsärmeren Technologien ersetzt werden müsste, welches auch einen weiteren Zubau an Kernkraft einschließen dürfte.⁸³ Der im Jahr 2021 verabschiedete 14. Fünfjahresplan (2021-2025) enthält im Gegensatz zum 13. Fünfjahresplan kein spezifisches Ziel für die Kernkraft, aber visiert an, die elektrische Kapazität auf 70 GW weiter zu erhöhen. Nach dem Unfall in Fukushima im Jahr 2011 wurden Genehmigungen für neue Kernkraftprojekte in China zunächst gestoppt, Sicherheitsüberprüfungen an bestehenden Kernkraftwerken durchgeführt und der Bau einer Reihe von bereits genehmigten Kernkraftwerken ausgesetzt. Anschließend sollte der weitere Ausbau schrittweise fortgesetzt werden (CEIP 2018).

Bezüglich der Innovationstätigkeiten des Landes, beschreibt der Strategieplan „Energy Technology Revolution and Innovation Action Plan (2016-2030)“, dass es neben dem Ausbau von wassergekühlten Reaktoren auch weitere Entwicklungen von SNR und SMR-Technologie (insb. Hochtemperaturreaktoren) geben soll (Zhan et al. 2021). Es bestehen seit dem Jahr 2013 im Rahmen der Initiative „Belt and Road“ (Neue Seidenstraße) Kooperationsvereinbarungen mit einer Vielzahl an Ländern wie zum Beispiel Algerien, Argentinien, Bulgarien, Ägypten, Pakistan und weiteren (Lin et al. 2020). Im Vergleich zu Russland, Frankreich oder den USA ist die chinesische Nuklearindustrie noch relativ jung und ihre Fähigkeit, eigene Reaktor sicher und verlässlich zu betreiben noch nicht bewiesen (Thomas 2017).

3.3.4.2 Entwicklung des nationalen Innovationssystems

Im folgenden Kapitel werden für China die drei Phasen Aufbauphase (1950er bis 1980er), Anpassungsphase (1980er bis 2000) und aktueller Stand (seit 2000) dargestellt.

Aufbauphase (t₂): 1950er – 1980er: Aufbau erster Elemente eines importierten Kernenergie-Innovationssystems

In China begann die Entwicklung der Kernenergie in den 1950ern auf Grundlage der bilateralen Kooperationen mit der Sowjetunion. Im Zuge dessen wurde nach russischem Vorbild die Chinese Academy of Science (CAS) mit einem Institut für Kernphysik gegründet, welches sowohl militärische als auch zivile Zwecke verfolgte. Neben den Absichten zur friedlichen Nutzung der Kernkraft zusammen mit der Sowjetunion verfolgte China auch das Ziel, Kernwaffen zu entwickeln, und baute zwischen 1960 und 1967 seinen ersten Reaktor, um Plutonium zu produzieren. Dieser war unzuverlässig und wird auf eine thermische Kapazität zwischen 200 und 600 MW in den Anfängen geschätzt mit ähnlichen Spezifikationen wie die US-amerikanische Anlage in Hanford (Wright und Gronlund 2003). Im Jahr 1964 erfolgte der erste Atombombentest mit Uran-235, 1966 die Zündung der ersten atomar bestückten Rakete, 1967 die Zündung der ersten Wasserstoffbombe und 1970 die Inbetriebnahme eines ersten mit Kernkraft betriebenen U-Bootes (Lewis und Xue 1988; CEIP 2018; Zhou 2011). Kurz danach prägte die von Mao Zedong initiierte Kulturrevolution (1966-1976) das Land. Der Aufbau einer Atomindustrie zur Stromerzeugung wurde nicht priorisiert, so dass der Aufbau eines kommerziellen Atomprogramms in den 1970er Jahren ausblieb (CEIP 2018; Zhou 2011).

Im November 1969 wurde von der Parteiführung entschieden, an der Tsinghua University einen Thorium-Salzschnmelze-Reaktor mit einer elektrischen Kapazität von 50 MW zu errichten (IPFM 2017). Es sollten 100.000 Yuan investiert werden, um den Reaktor in eine Höhle zu bauen und ab dem 1. Juli 1970 den Tian'anmen-Platz in Peking mit Strom zu versorgen (IPFM 2017, S. 33). Das

⁸³ <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-power.aspx> (zuletzt geprüft am 26.08.22)

Reaktorkonzept galt auch als potenzieller Kandidat für einen fortschrittlichen Leistungsreaktor für die Marine. Nach erheblichen Anstrengungen wurde das Projekt jedoch 1979 aufgegeben (IPFM 2017, S. 33). Weitere Bestrebungen für die Entwicklung sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte erfolgten im Jahr 1970 durch das vom Shanghai Institute of Applied Physics gestartete Projekt "Project 728" und die Erforschung verschiedener Reaktortechnologien (IPFM 2017). Das ursprüngliche Ziel war hierbei der Bau eines Reaktors mit einer elektrischen Kapazität von 25 MW und verflüssigtem Thoriumsalz als Brennstoff, was aber im Jahr 1971 auf Grund des damaligen Standes der Technik in einen Salzschnmelze–Nullleistungsreaktor geändert wurde.⁸⁴

Im Jahr 1985 wurde in China der erste Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Kapazität 300 MW (Qinshan-1) gebaut, der seit 1991 in Betrieb ist (Du et al. 2022, S. 3).

Bezüglich der SNR mit schnellem Neutronenspektrum begannen mit einer ersten Phase einerseits die Grundlagenforschungen im Bereich der Reaktorphysik und der Thermodynamik und andererseits der Aufbau von Testanlagen für den Natriumkühlkreislauf sowie erste Modellversuche in den Jahren 1965 bis 1987 (Cacuci 2010, S. 2348). Eine erste Phase der Grundlagenforschung für Hochtemperaturreaktoren startete an der Tsinghua University in den 1970iger Jahren (Pioro 2016).

Anpassungsphase (t₁): 1980er - 2000: Diversifikation bei Leichtwasserreaktor-Importen und erste Versuche mit SNR

Ab den 1980er Jahren erfolgte in China der Einstieg in die kommerzielle Kernkraft mit dem Bau der Leichtwasserreaktortechnologie (Ramana und Saikawa 2011). China strebte den Anschluss an die internationalen Entwicklungen an, um seine Nutzung von fossilen Energieträgern im Energiesystem, besonders der Kohle, zu reduzieren und dem steigenden Energiebedarf in Gebieten mit einer hohen Bevölkerungsdichte besonders in den Großstädten an der Küste zu begegnen (CEIP 2018). Damit begann China den Systemwechsel von einer rein militärischen hin zu einer Zweizwecknutzung (der kommerzielle und militärischen Nutzung). Hierzu wurde im Jahr 1982 durch das Zweite Ministerium für Maschinenbau (MMB) das Ministerium für Nuklearindustrie (MNI) gegründet und mit dem zivilen und militärischen Bereich betraut. Dieses wurde anschließend im Jahr 1989 in China National Nuclear Corporation (CNNC) umbenannt (Zhou 2011).

Im Punkte der Technologieauswahl für den ersten kommerziellen Reaktor kam es zu Unstimmigkeiten, welche Technologielinie gebaut werden sollte und ob es eine Eigenentwicklung oder ein Import werden sollte (Zhou 2011). Beispielsweise hatte das Ministerium für Nuklearindustrie sich dafür ausgesprochen, Technologie zu importieren, während das Ministerium für Maschinenbau die Entwicklung eigener Designs auf Basis der selbst entwickelten nuklearen U-Boote vorantreiben wollte (Zhou 2011). Ergebnis dieser fehlenden Einigkeit war, dass sowohl ein eigenes Design angestrebt als auch parallele Verhandlungen über den Import von Reaktoren geführt wurden (Ramana und Saikawa 2011).

Im Jahr 1985 begann der Bau eines eigenen Designs eines Leichtwasserreaktor (CNP-300), entwickelt durch das Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute (SNERDI). Hierbei wurden die wichtigsten Komponenten zum großen Teil durch die japanische Mitsubishi Corporation geliefert. Dieser Reaktor, bezeichnet mit Qinshan-1, erreichte am 31.10.1991 seine erste Kritikalität und nahm im Jahr 1994 zusammen mit den beiden importierten

⁸⁴ Übersetzt aus der englischen Kurzeinführung auf der SINEP Homepage, zu finden unter http://english.sinap.cas.cn/about_sinap/brief_introduction/ (zuletzt geprüft am 07.10.22).

Leichtwasserreaktoren (Daya Bay-1 und Daya Bay-2) von Framatome (franz. Design M310) seinen kommerziellen Betrieb auf. Diese Importreaktoren haben eine elektrische Leistung von jeweils 950 MW und erreichten ihre erste Kritikalität am 28. July 1993 (Daya Bay-1) und am 21. Januar 1994 (Daya Bay-2). Es folgte der Import von Technologien aus Kanada (CANDU-600) und Russland (VVER-1000) Ende der 1990er Jahre (Thomas 2017; Ramana und Saikawa 2011; Zhou 2011). Die Projekte waren jedoch nicht an einen politischen Langzeitentwicklungsplan oder eine Strategie geknüpft, sondern wurden diskontinuierlich und uneinheitlich vorangetrieben, so dass China sowohl ein eigenes Design entwickelte als auch Technologien aus anderen Ländern einkaufte. Die Finanzierung von Kernkraftprojekten in China basierte ausschließlich auf staatlichen Mitteln (Zhou 2011).

Seit den 1980er Jahren wurden eine Reihe von Entwicklungsprogrammen eingeführt, um die Wettbewerbsfähigkeit Chinas in Wissenschaft und Technologie im 21. Jahrhundert zu verbessern. Drei Programme waren dabei wesentlich: das „Key Technologies R&D Program“, implementiert im Jahr 1982, das „863 Program“ im Jahr 1986 und das „973 Program“ im Jahr 1998.⁸⁵ Diese Programme enthielten Strategien und Ziele zur Entwicklung von sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten im Rahmen der kerntechnischen Entwicklung neben anderen Bereichen wie Biotechnologie, Raumfahrt und Automatisierung. Beispielsweise wurde in das 863 Programm die Entwicklung von natriumgekühlten Schnellen Reaktoren und Hochtemperaturreaktoren aufgenommen: Hierzu wurde der Bau des HTR-10, welcher im Jahr 1992 entschieden worden ist, als Ziel gesetzt. In der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren sah China eine Möglichkeit, das Spektrum von Leichtwasserreaktoren zu ergänzen. Durch passive Sicherheitseigenschaften sollte die Akzeptanz der Öffentlichkeit erhöht werden (Xu und Zuo 2002).

Die technischen Entwicklungen in der Frühphase für Hochtemperaturreaktoren waren geprägt von intensiven Kooperationen zwischen China und Deutschland (Öko-Institut e.V. 2017). Deutschlands Erfahrungen bei den Hochtemperaturreaktoren AVR und THTR-300 haben somit zur Designentwicklung des HTR-10 beigetragen. Der Bau des HTR-10 mit einer elektrischen Leistung von 10 MW wurde 1994 begonnen und die Inbetriebnahme erfolgte im Jahr 2003 (Piro 2016). Es wurde hierbei das Ziel gesetzt, Wissen für die Planung, den Bau und den Betrieb von Hochtemperaturreaktoren zu sammeln, inhärente Sicherheitsmerkmale der modularen Bauweise zu testen und die Möglichkeit für Bestrahlungs- und Versuchsdurchführung für Brennelemente und Werkstoffe zu schaffen (Zhang et al. 2009).

Als eine weitere Technologielinie wurden außerdem die natriumgekühlten Schnellen Reaktoren mit in das 863 Programm aufgenommen. Ein Beispiel dafür ist der Bau des China Experimental Fast Reactors (CEFR), einem Forschungsreaktor mit einer elektrischen Referenzleistung von 20 MW (Piro 2016; Öko-Institut e.V. 2021b).

Mit der Entwicklung von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum verfolgt China das Ziel, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf zu entwickeln. Dieses Ziel wurde in den 1980er Jahren erstmals als politisches Ziel festgelegt, um einer Verknappung der Uranressourcen bei weiterer Steigerung der Kapazität entgegenwirken zu können (Chen et al. 2018; Zhou 2011). Die China National Nuclear Corporation (CNNC) schlug deshalb vor, eine Wiederaufarbeitungsanlage und Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum zu bauen, damit der abgebrannte Brennstoff der Leichtwasserreaktoren wiederaufgearbeitet und anschließend für den Betrieb von Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum und/oder Leichtwasserreaktoren wieder eingesetzt werden kann

⁸⁵ <http://www.china.org.cn/english/features/China2004/107131.htm> (zuletzt geprüft am 14.09.22)

(CEIP 2018). Darüber hinaus werden sich dadurch Vorteile im Abfallmanagement erhofft, da die Radiotoxizität der Abfälle im Vergleich zum Betrieb ohne Wiederaufarbeitung geringer sei (CEIP 2018).

Andere SNR-Technologielinien werden im Rahmen vereinzelter Pilotprojekte verfolgt. Beispielsweise werden überkritische wassergekühlte Reaktoren (SCWR) im Rahmen des National Key Basic Research Program of China (Projekt 973) vom chinesischen Wissenschaftsministerium unterstützt und Salzschmelzreaktoren (MSR) und bleigekühlte Schnelle Reaktoren (LFR) im Rahmen von Pilotprojekten der Chinesischen Akademie der Wissenschaften (CAS) entwickelt (Pioro 2016).

Aktueller Stand (t₀): Seit 2000: Konsolidierung LWR und Diversifizierung SNR

Die Arbeiten am Forschungsreaktor CEFR begann im Jahr 2000 unter bilateralen Kooperationen mit Russland bezüglich des Designs und Baus des Reaktors (BCSIA 2016; CEIP 2018). Seit 2007 ist China für den Kauf einer kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlage in Verhandlungen mit AREVA (Frankreich). Außerdem wurde seit 2008 mit Russland über den potenziellen Kauf von zwei BN-800 Reaktoren verhandelt.

Die Expansionsstrategie umfasste sowohl Leichtwasserreaktoren als auch die sogenannten neuartigen Reaktorkonzepte. China steckte sich hohe Ziele in einem kernkraftspezifischen strategischen Plan („Medium-long term plan for nuclear power 2005-2020“): Es wurde anvisiert, die elektrischen Bereitstellungskapazitäten der Kernkraftwerke von 7 GW (2005) auf 70 GW (2020) auszubauen (CEIP 2018). Für den beschleunigten Ausbau sollte auf eine Technologie zugegriffen werden, die etabliert und auf dem damaligen neuesten Stand der Technik war, um einige Reaktoren zu importieren und die Technologie dann schrittweise zu transferieren, damit sie durch chinesische Unternehmen produziert werden kann. Zur Auswahl standen der EPR von AREVA und der AP-1000 von Westinghouse. China entschied sich, Technologie aus den USA zu importieren und das Design von Westinghouse (AP-1000) zu verwenden, um diese mittels eines neu gegründeten Unternehmens (State Nuclear Power Technology Company, SNPTC) zu einem eigenen Design zu entwickeln (CAP-1400) (Thomas 2017).

Parallel wurde das französische importierte Reaktordesign M-310 vom Projekt Daya Bay auch selbst weiterentwickelt (CPR-1000). Diese Entwicklungen führten zu einer anwachsenden Zahl an zugebauten Reaktordesigns (Ramana und Saikawa 2011).

Der Unfall in Fukushima im Jahr 2011 hat weltweit den Ausbau der Kernkraft beeinträchtigt und viele Länder, darunter auch China, dazu veranlasst, ihre Energiepolitik in Bezug auf die Nutzung der nuklearen Technologie anzupassen (Ming et al. 2016). Zum Beispiel ist die Ausbaugeschwindigkeit von Leichtwasserreaktoren in China reduziert worden und eine Priorisierung von Sicherheitsvorkehrungen wurde getroffen. Das führte auch zum Abbruch einiger Projekte und sorgte fortan dafür, dass der Ausbau nur noch schrittweise erfolgte (CEIP 2018). Die zuvor hochgesteckten Ziele von 70 GW bis zum Jahr 2020 wurden im Rahmen der Energiestrategie des Staatsrates („Energy Development Strategy Action Plan 2014-2020“) im Jahr 2012 auf 58 GW reduziert (BCSIA 2016). Im Ergebnis war die strategische Importstrategie erfolgreich: Das „ACP-1000“-Design des CNNC und das ACPR-Design der China General Nuclear Power Group (CGN) wurden zu einem LWR-Design einer elektrischen Leistung von 1000 MW (Hualong-One, HPR-1000) zusammen geführt (Ramana und Saikawa 2011; Thomas 2017; CEIP 2018). Beide Akteure bauen seit den 1990ern unabhängig voneinander Leichtwasserreaktoren und haben eigene Lieferketten, sodass es

möglich ist, ähnliche aber nicht-identische Hualong-One-Designs zu verwenden (Nian 2017). Zwei HPR-1000 Reaktoren sind in Betrieb und werden von CNNC betrieben.⁸⁶

In Bezug auf die Entwicklung sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte wird die Entwicklung weiter vorangetrieben und damit begonnen, erste Demonstrationsreaktoren zu bauen: Seit 2012 befinden sich zwei Hochtemperaturreaktormodule des HTR-PM (elektrische Leistung 210 MW) in der Shandong Provinz im Bau und erreichten im Jahre 2021 erstmals Kritikalität.⁸⁷ Im Jahr 2011 wurde das Projekt für den Testreaktor TMSR-LF (thermische Leistung 2 MW) durch die China Academy of Science initiiert und der Bau im Jahr 2021 in der Provinz Gansu abgeschlossen (Pioro 2016).⁸⁸

Bezüglich der SFR wurde ebenfalls versucht, Technologie aus dem Ausland zu importieren: Ursprünglich hatte China geplant, die Entwicklung eines kommerziellen SFR auf das russische BN-800-Konzept zu stützen. Im Oktober 2009 unterzeichneten CIAE und die China Nuclear Energy Industry Corporation (CNEIC) eine Vereinbarung mit dem russischen Unternehmen Atomstroyexport über den Beginn der Vorprojekt- und Konstruktionsarbeiten für ein kommerzielles Kernkraftwerk mit zwei BN-800-Reaktoren.⁸⁹ Diese Verhandlungen dauern bis heute an, da durch Uneinigkeiten über den Preis bisher kein finaler Kaufvertrag zu Stande gekommen ist (BCSIA 2016). Bzgl. des geschlossenen Brennstoffkreislaufes versuchte China, Technologie für die Wiederauarbeitung zu importieren. Hier gibt es seit dem Jahr 2007 Verhandlungen mit Frankreich zum Kauf einer Wiederauarbeitungsanlage (BCSIA 2016). 2016 wurde berichtet, dass die Verhandlungen andauern und der Baustart 2020 anvisiert wird und der Standortauswahlprozess in potenziellen Regionen (Jiangsu, Gansu, Fujian, etc.) gestartet wurde. Dieser wurde jedoch durch die Stadtverwaltung von Lianyungang in der chinesischen Provinz Jiangsu aufgrund öffentlicher Proteste ausgesetzt.⁹⁰ Durch weitere Vereinbarungen (z. B. Absichtserklärung im Jahr 2018 zwischen New Areva und CNNC) wird die Zusammenarbeit zum Bau einer Wiederauarbeitungsanlage weiterhin forciert, eine Einigung aber ist bisher nicht erreicht.⁹¹ Tabelle 3-5 fasst den Entwicklungsstand sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte in China zusammen.

⁸⁶ FUQING-5 erreichte seine erste Kritikalität am 21.10.2020 und ging am 30. Januar 2021 in den kommerziellen Betrieb; FUQING-6, erreichte seine erste Kritikalität am 12. Dezember 2021 und nahm den kommerziellen Betrieb am 25.03.2022 auf.

<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=938> und <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=937> (zuletzt geprüft am 16.11.22)

⁸⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Demonstration-HTR-PM-grid-connected> (zuletzt geprüft am 15.09.22)

⁸⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-molten-salt-reactor-cleared-for-start-up> (zuletzt geprüft am 15.09.22)

⁸⁹ <https://www.neimagazine.com/features/featurea-new-breed-for-china-5919186> (zuletzt geprüft am 06.10.22)

⁹⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Reprocessing-plant-siting-work-halted-in-Lianyungang> (zuletzt geprüft am 15.09.22)

⁹¹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/France-and-China-to-enhance-nuclear-energy-cooperation> (zuletzt geprüft am 15.09.22)

Tabelle 3-5: Auswahl von SNR-Projekten in China

Technologie- linie	Reaktor- konzept	Hersteller	Elektri- sche Leistung	Kühlmittel	Spektrum	Brennstoff	Aktueller Stand
SFR	CEFR	Verschiedene z. B. China Institute of Atomic Energy und OKBM Afrikantov, NIKIET, Kurchatov Insitute (Russland)	20 MW	Natrium	Schnell	Uranoxid, später MOX	In Betrieb seit 2011, mit Unterbrechungen
SFR	CFR-600/ CDFR-600	China Institute of Atomic Energy	600 MW	Natrium	Schnell	Uranoxid, später MOX	Im Bau seit 2017 (Xiapu-1) und 2020 (Xiapu-2)
VHTR	HTR-10	Tsinghua University	2,5 MW	Helium	Thermisch	TRISO	In Betrieb seit 2003
VHTR	HTR-PM	Tsinghua University	211 MW	Helium	Thermisch	TRISO	In Betrieb seit 2021
MSR	TMSR-LF	China Academy of Science	2 MW (thermisch)	Flibe	schnell	Uran-Thorium Mix	Fertigstellung des Bau 2021, und Betriebsgenehmigung seit 2022

Quelle: Eigene Zusammenstellung basierend auf (Öko-Institut e.V. 2021b; Mycle Schneider Consulting 2022; IAEA 2023c)

3.3.4.3 Zwischenfazit

China hat seit den 1960er Jahren sein nukleares Innovationssystem durch eine Importstrategie vorangetrieben und steht heute neben den USA und Russland als dritte Atommacht da. Nach militärischen Entwicklungen in den 1950er Jahren wurden sowohl bei Leichtwasserreaktoren als auch bei SNR Fortschritte erzielt. Nach der anfänglichen Phase der Grundlagenforschungen stieg China in den 1980er Jahren in die Entwicklung von SNR ein, als Länder wie Russland, Deutschland und die USA erste Erfahrungen gemacht hatten und China von diesem Wissen und ersten technologischen Entwicklungen profitierten konnte. China verfolgt eine Importstrategie, der sich die inländische Substitution anschließt, um Technologien bzw. Know-how weiterzuentwickeln und damit eigenes Wissen, Design und Industrieproduktion aufzubauen. Dieser Transfer hat im Bereich der Leichtwasserreakorteknologie funktioniert. Die sogenannten neuartigen Reaktorkonzepte werden parallel zum Ausbau mit Leichtwasserreaktoren entwickelt. Dabei hat China ein breites Spektrum von Technologielinien aufgebaut, insb. Schneller Reaktoren und Hochtemperaturreaktoren. Derzeit befinden sich die Projekte noch im Bereich der Grundlagenforschung bzw. von Prototypen, ein kommerzieller Roll-Out ist noch nicht abzusehen.

3.3.5 Südkorea

Die Entwicklung der Kernkraft in Südkorea startete in den 1950ern und ist stark durch sicherheits- und atompolitische Vereinbarungen mit den USA geprägt. Das betrifft sowohl die Leichtwasserreaktoren als auch die Entwicklung sogenannter neuartiger Reaktorkonzepte.

Südkorea hat zwar sein Innovationssystem im Bereich der Kerntechnik strategisch aufrechterhalten, hat jedoch in den vergangenen Jahrzehnten nur wenige Neubauprojekte realisiert und geht somit auf rückläufige Kapazitäten zu. Es gibt Forschungsprojekte zu SNR, insbesondere Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, Hochtemperaturreaktoren und vereinzelte Bestrebungen zur Entwicklung von Salzschnmelzreaktoren.

3.3.5.1 Aktueller Stand des Kraftwerksparks

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in Südkorea zu ca. 66% aus fossilen Energieträgern, zu 26% aus Kernenergie⁹² und zu 7,2% aus erneuerbaren Technologien (BP 2022). In Südkorea befanden sich mit Stand 31.12.2021 24 Reaktoren mit einer elektrischen Referenzleistung von 23 GW im Betrieb, darunter 21 leichtwassergekühlte Reaktoren (PWR) und drei schwerwassergekühlte Reaktoren (PHWR) (IAEA 2023c). Im Jahr 2022 ging ein weiterer leichtwassergekühlter Reaktor (SHIN-HANUL-1) mit 1,3 GW elektrischer Leistung in Betrieb und drei weitere PWR befinden sich im Bau.⁹³ Damit gehört Südkorea zu den fünf weltweit größten Atomstromproduzenten (hinter den USA, Frankreich, Russland und China) (BP 2022). Das durchschnittliche Alter des südkoreanischen Kraftwerksparks beträgt 28 Jahre (Mycle Schneider Consulting 2022, S. 116).

Südkorea ist heute ein demokratisch organisiertes Land, das aufgrund seiner geopolitischen Lage zwischen den Einflussphären anderer Länder mit Nukleartechnologie, wie den USA, Russland, China und Japan steht (EPRS 2022). Insbesondere der Einfluss der USA erstreckt sich über militärische und wirtschaftliche Aspekte. Beispielsweise steht Südkorea im Rahmen des „U.S.-ROK Mutual Defence Treaty“ unter dem militärischen „Schutzschirm“ der USA, welcher im Spannungsfeld mit Nordkoreas Kernwaffenprogramm eine wichtige geopolitische Rolle einnimmt (CRS 2022). Beide Länder verbindet hierbei eine wechselseitige ökonomische Partnerschaft, wobei die USA der zweitgrößte Handelspartner für Südkorea und Südkorea der siebtgrößte Handelspartner der USA ist (CRS 2022).

Südkoreas Energiepolitik ist seit dem Einstieg in die kommerzielle Nutzung der Kernkraft in den 1970ern auf den Ausbau der Atomenergie ausgerichtet gewesen (Valentine und Sovacool 2010). Der Regierungswechsel 2017 stellte jedoch erstmals einen energiepolitischen Richtungswechsel dar. Der damalige Präsident Moon Jae-in verabschiedete im Jahr 2017 den Energieplan „The 8th Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand (2017 - 2031)“, welcher eine schrittweise Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernkraft vorsah. Hierfür war geplant, zehn der ältesten Reaktoren mit einer Betriebslaufzeit zwischen 30 und 40 Jahren in den Jahren 2023 bis 2029 abzuschalten, auf den Neubau von geplanten sechs Reaktoren zu verzichten und den Anteil an erneuerbaren Energien im Energiemix zu erhöhen (Ministry of Trade, Industry and Energy 2017).⁹⁴ Als Gründe für den politische Kurswechsel wurden die Bedenken der Öffentlichkeit über die Sicherheit der Kernkraftanlagen angeführt, welche nach dem Unfall in Fukushima 2011 und den Erdbeben in Gyeongju (2016) und Pohang (2017) angestiegen wären.

Im Frühjahr 2022 erfolgte ein erneuter Regierungswechsel, dessen atompolitische Ausrichtung die geplante Beendigung der kommerziellen Nutzung revidierte und den Ausbau von Kernkraft erneut

⁹² Dies entspricht etwa 222,4 TWh erzeugtem Strom, ausgegangen von einer Gesamtmenge von 600,4 TWh (BP 2022).

⁹³ <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=KR> (zuletzt geprüft am 14.10.22)

⁹⁴ Es handelt sich um die drei einzigen schwerwassergekühlten Druckreaktoren mit einer Betriebslaufzeit von 30 Jahren und 7 leichtwassergekühlten Druckwasserreaktoren mit einer Laufzeit von 40 Jahren.

anvisiert. Unter dem neuen Präsidenten Yoon Suk-yeol ist geplant, den Anteil an Kernkraft an der Stromerzeugung bis 2030 auf 30% zu erhöhen, um dem Druck der Dekarbonisierung zu begegnen und Energiesicherheit zu gewährleisten.⁹⁵ Potenzielle Laufzeitverlängerungen der älteren Reaktoren sind ebenfalls angedacht (Mycale Schneider Consulting 2022, S. 117).

Ein weiteres Beispiel für den energiepolitischen Wechsel ist die „K-Taxonomie“, eine Klassifizierung für Investments anhand sechs ausgewählter Umweltziele (Shin & Kim LLC 2021). Im Entwurf dieser Taxonomie war Kernkraft Anfang des Jahres 2022 und damit noch vor der Präsidentschaftswahl, nicht als nachhaltiges Investment gelistet. In einer Pressemitteilung teilte das Ministerium für Umwelt im Juli 2022 jedoch mit, dass diese in die Taxonomie mit aufgenommen wird.⁹⁶

Darüber hinaus verfolgt Südkorea aktive Exportpläne, die im Jahr 2009 zum Bau von vier APR-1400 Reaktoren mit einer elektrischen Referenzleistung von je 1450 MW in den Vereinigten Arabischen Emiraten führten. 2019 wurde eine Kooperation zum Bau eines leichtwassergekühlten Reaktors mit niedriger Leistung (SMART) mit Saudi-Arabien vereinbart.⁹⁷ Aktuell unterbreitete Südkorea Polen ein Angebot für den Bau von sechs Kernkraftwerken mit einer elektrischen Leistung von insgesamt 8,4 GW und einem Kostenpunkt von 26,7 Milliarden USD.⁹⁸ Laut der Pressemitteilung des koreanischen Ministeriums für Handel, Industrie und Energie (Ministry of Trade, Industry and Energy, MOTIE) vom 7. Juli 2022 sollen bis 2030 zehn Reaktoren exportiert werden.⁹⁹

3.3.5.2 Entwicklung des nationalen Innovationsystems

Aufbauphase (t₂): 1960er bis 1990er: Aufbau einer importierten Infrastruktur

Die Anfänge des südkoreanischen Atomprogramms lassen sich auf das Jahr 1956 datieren, als die Abteilung für Atomenergie im südkoreanischen Bildungsministerium gegründet wurde und dessen Leiter Pak Ch'ol die Regierung davon überzeugte, einen Entwicklungsplan für die Atomenergie zu etablieren (Andrews-Speed 2020, S. 48). Im Jahr 1958 wurde ein Atomenergiewgesetz verabschiedet und im darauffolgenden Jahr das Amt für Atomenergie etabliert, welches direkt der Aufsicht des Präsidialamtes unterstellt war. Außerdem wurde ein Institut für Atomenergieforschung gegründet, um Grundlagenforschungen zu betreiben (Valentine und Sovacool 2010; Andrews-Speed 2020, S. 48). Ein erster Forschungsreaktor (TRIGA MK-II) wurde in den 1960er Jahren aus den USA importiert (Andrews-Speed 2020).

⁹⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/New-energy-policy-reverses-Korea-s-nuclear-phase-o> (zuletzt geprüft am 14.10.22) bzw.

http://english.motie.go.kr/en/pc/pressreleases/bbs/bbsView.do?bbs_seq_n=1008&bbs_cd_n=2¤tPage=25&search_key_n=&search_val_v=&cate_n= (zuletzt geprüft am 17.08.22)

⁹⁶ <https://www.lexology.com/library/detail.aspx?g=861eba8d-0fdd-44d8-af20-2dc26ce55fbc> (zuletzt geprüft am 18.08.22) bzw.

<https://eng.me.go.kr/eng/web/board/read.do?pagerOffset=0&maxPageItems=10&maxIndexPages=10&searchKey=titleOrContent&searchValue=taxonomy&menuId=461&orgCd=&boardId=1538750&boardMasterId=522&boardCategoryId=&decorator=> (zuletzt geprüft am 18.08.22)

⁹⁷ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Groundbreaking-for-first-UAE-reactor> (zuletzt geprüft am 19.08.22) bzw. <https://world-nuclear-news.org/Articles/Korea,-Saudi-Arabia-to-cooperate-on-SMART-deployme> (zuletzt geprüft am 19.08.22)

⁹⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Korea-offers-six-reactors-to-Poland> (zuletzt geprüft am 02.06.22) bzw. der aktuelle Bericht der Deutschen Welle <https://www.dw.com/en/us-south-korean-firms-to-operate-nuclear-plants-in-poland/a-63576093> (zuletzt geprüft am 31.10.2022)

⁹⁹ http://english.motie.go.kr/en/pc/pressreleases/bbs/bbsView.do?bbs_seq_n=1008&bbs_cd_n=2¤tPage=25&search_key_n=&search_val_v=&cate_n= (zuletzt geprüft am 17.08.22)

Im Plan zur Förderung der nuklearen Erzeugung im Jahr 1962 wurde Kernkraft als die vielversprechende Technologie gesehen, die den dringenden Energiebedarf zur Entwicklung des Landes bereitstellt und außerdem zu mehr Energieunabhängigkeit führen würde, da Südkorea durch geringe fossile Ressourcen von Importen aus anderen Ländern abhängig war (Kim und Byrne 1996).

Während dieser Zeit war das Land unter der Kontrolle eines militärischen Regimes, welches die Entwicklung der Kernkraft mit militärischer Autonomie und Stärke verband und die Entwicklung von Kernwaffen anvisierte (Valentine und Sovacool 2010, S. 7975). Bereits seit 1953 befindet sich Südkorea im Rahmen des „U.S.-ROK Mutual Defence Treaty“ unter dem militärischen „Schutzschirm“ der USA, bei dem amerikanische Kernwaffen in Südkorea stationiert waren, und ab 1991 wieder abgezogen wurden (CRS 2022). Dennoch wurde Nordkorea als ständige Bedrohung wahrgenommen, was dazu führte, dass die nationale Sicherheit priorisiert wurde. (Kim und Byrne 1996, S. 285) argumentieren, dass der Dual-Use-Charakter der Nukleartechnologie die Möglichkeit eröffnete, die wirtschaftliche Entwicklung des Landes zu verbessern und gleichzeitig das Ziel der nationalen Sicherheit zu verfolgen.

Baubeginn der ersten leicht- und schwerwassergekühlten Reaktoren war im Jahr 1972. Kori-1 ging im Jahr 1977 in Betrieb.¹⁰⁰ Im Rahmen bilateraler Kooperationen mit Amerika besteht für die Wiederauarbeitung und Anreicherung seit 1973 das 123-Agreement. 123-Agreements sind bilaterale Kooperationen nach „Section 123“ des Atomic Energy Acts von 1954 zwischen den USA und Ländern, die amerikanische Reaktortechnologie, Komponenten, Materialien und Brennstoffe nutzen. Ohne vorherige Zustimmung der USA dürfen keine Anreicherung und Wiederauarbeitung durchgeführt werden, wenn diese auf gelieferten amerikanischen Materialien und Technologien beruhen (CRS 2011). So wurde Südkorea der Erwerb amerikanischer Reaktortechnologie ermöglicht, aber es erfordert die Zustimmung der USA zu allen Wiederauarbeitungs- oder Anreicherungsaktivitäten im Zusammenhang mit den durch die USA gelieferten Materialien und Technologien (CRS 2013, S. 1). Parallel zum Aufbau einer kommerziellen Kernkraftindustrie unterzeichnete Südkorea im Jahr 1975 den Atomwaffensperrvertrag (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons) und verzichtete auf den Erwerb und Aufbau von Atomwaffen.¹⁰¹ Zu dieser Zeit versuchte Südkorea, Plutonium durch den Bau einer Wiederauarbeitungsanlage in Kooperation mit Frankreich zu gewinnen. Das Projekt wurde jedoch im Jahr 1976 durch die USA gestoppt, welche mit der Verweigerung von Exportlizenzen und Krediten drohte, auf die Südkorea angewiesen war, da sie für den Erwerb amerikanischer Reaktortechnologie erforderlich waren (Kim und Byrne 1996).

Nach der Annullierung des südkoreanisch-französischen Abkommens über eine Wiederauarbeitungs-Pilotanlage unterzeichnete die Korean Energy and Power Corporation (KEPCO) mit Westinghouse und Atomic Energy of Canada im Jahr 1977 einen Vertrag für den Bau von zwei Kernkraftwerken (Kim und Byrne 1996). Der Leichtwasserreaktor Kori-2 und der Schwerwasserreaktor Wolsong-1 gingen im Jahr 1982 bzw. 1983 in Betrieb.¹⁰² Die ersten drei Reaktoren (Kori-1, Kori-2, Wolsong-1) wurden durch einen „Turn-Key“ Vertrag durch ausländische Firmen (z. B. Westinghouse) geliefert und vor Ort errichtet. Beispielsweise lieferte Westinghouse den Reaktor und andere Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems und baute die Anlagen Kori-1 und Kori-2. Nach den ersten drei Blöcken übernahmen koreanische Firmen die Bauarbeiten aller weiteren Reaktoren, beginnend mit Kori-3 (Inbetriebnahme 1985). Im Jahr 1987 begann Südkorea auf Basis des leichtwassergekühlten Reaktorkonzeptes „System 80“ des

¹⁰⁰ <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=394> (zuletzt geprüft am 07.11.22)

¹⁰¹ <https://treaties.unoda.org/a/npt/republicofkorea/SIG/washington> (zuletzt geprüft am 18.10.22)

¹⁰² <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=KR> (zuletzt geprüft am 07.11.22)

amerikanischen Unternehmens Combustion Engineering sein eigenes Design (OPR-1000, später APR-1400) zu entwickeln (CRS 2013; Andrews-Speed 2020).

Anpassungsphase (t₁): 1990er – 2010: Anbieter kommerzieller Reaktortechnik und Aufbau von Forschungsinfrastruktur bzgl. SNR

Seit den 1990er Jahren werden in Südkorea Leichtwasserreaktoren mit eigenem Design (OPR-1000) zugebaut, beginnend mit Hanbit-3 (elektrische Referenzleistung von 986 MW) und dessen Inbetriebnahme im Jahr 1994.¹⁰³

Weiterhin wurde im Jahr 1996 im Rahmen des Atomgesetzes zur Förderung der Atomenergie ein Fond für die Forschung und Entwicklung im Bereich Kernkraft eingerichtet, um eine stabile und kontinuierliche Finanzierung zu sichern. Hierfür wurden die Energieversorgungsunternehmen verpflichtet, einen Geldbetrag (1,2 Südkoreanische Won, d. h. rund 0,001 EUR pro erzeugter Kilowattstunde) abzugeben (Lee et al. 2018). Seitdem gibt es erste Forschungen an sogenannten „neuartigen“ Reaktorkonzepten, insbesondere Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, Hochtemperatur-Reaktoren und vereinzelte Bestrebungen zur Entwicklung von Salzschnmelzereaktoren.

Seit 1996 gibt es erste Studien zu bleigekühlten Schnellen Reaktoren an der Seoul National University (SNU): Eine Gruppe von Forschern führte dort in den 1990er Jahren eine Machbarkeitsstudie für ein Konzept eines beschleunigergetriebenen Transmutationsreaktors durch. Das Labor für Nuklearmaterialien führte ebenfalls experimentelle Untersuchungen zur Blei-Bismut-Legierung durch, um den Einsatz als alternatives Kühlmittel in Transmutationssystemen zu erforschen. Mit finanzieller Unterstützung des Ministeriums für Wissenschaft und Technologie entwickelten sie ein Reaktorkonzept für den Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continuable Economical Reactor PEACER, einen Blei-Bismut-gekühlten Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum und einer geplanten elektrischen Leistung von 300 MW (Hwang et al. 2000). Die F&E-Aktivitäten wurden im Jahr 2002 ausgebaut und das Nuclear Transmutation Energy Research Center of Korea (NUTRECK) an der Seoul National University errichtet. Im Jahr 2005 wurde eine Testanlage (HELIOS) gebaut (Pioro 2016). Auf den vorherigen Projekten aufbauend wurde das SMR-Konzept MircoURANUS erstellt, ein Blei-Bismut-gekühlter Schneller Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 20 MW (IAEA 2023b).

Parallel wird seit 1997 am Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) die SFR-Technologie im Rahmen eines nationalen Forschungsprogrammes entwickelt mit dem Ziel, strategische Schlüsseltechnologien zu sichern und ein konzeptionelles Design für einen natriumgekühlten Schnellen Reaktor zu entwerfen (Yoo et al. 2016, S. 1060). Das Projekt zielt auf die Entwicklung einer SFR-Technologie zur Sicherung strategischer Schlüsseltechnologien und die Entwicklung des konzeptionellen Designs eines salzgekühlten Reaktors. Beide wären für eine effiziente Nutzung der Uranressourcen und eine Verringerung des Volumens und der Radiotoxizität hochradioaktiver Abfälle erforderlich (Yoo et al. 2016, S. 1060).

Ergebnisse dieser ersten Forschungsprojekte sind die konzeptionellen Entwürfe eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors KALIMER-150 mit einer elektrischen Leistung von 150 MW bzw. dem KALIMER-600 mit einer elektrischen Leistung 600 MW und KALIMER-1200 mit einer elektrischen Leistung von 1200 MW (Yoo et al. 2016).

¹⁰³ <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=396> (zuletzt geprüft am 15.10.22)

Darüber hinaus wird an der Ajou University seit 1998 auch an einem Konzept für einen Salzschmelzreaktor gearbeitet. Das Konzept AMBIDEXTER-NEC (Advanced Molten-Salt Break-even Inherently safe Dual-function Excellently-Ecological Reactor Nuclear Energy Complex) soll mit DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU) Brennstoff betrieben werden, und zur Reduktion Minorer Aktiniden eingesetzt werden (Pioro 2016, S. 363; KNS 2009).

Weiterhin versucht Südkorea, sein nukleares Wissen über die aktive Teilnahme am Generation IV International Forum (GIF) zu erweitern. Seit der Gründung des GIF im Jahr 2001 ist Südkorea ein aktives Mitglied (GIF 2006). Im Jahr 2019 wurde der Vertreter von Südkorea zum stellvertretenden Vorsitzenden ernannt, um die Forschungs- und Entwicklungszusammenarbeit zwischen den GIF-Mitgliedern und Beobachterorganisationen zu fördern. Mehr als 30 südkoreanische Experten und Ingenieure sind an verschiedenen Projekten beteiligt, die im Rahmen des internationalen gemeinsamen Forschungsprogramms durchgeführt werden.¹⁰⁴

Der voranschreitende Klimawandel und die hohe Abhängigkeit von Importen fossiler Brennstoffe veranlassten die Regierung im Jahr 2005, eine Langzeitstrategie für die Transformation hin zu einer wasserstoffbasierten Ökonomie zu entwickeln (Pioro 2016). Seit 2006 wird am staatlichen Forschungsinstitut KAERI die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren vorbereitet (Pioro 2016). Darüber hinaus wurde am KAERI im Jahr 2012 ein Programm initiiert, um Schlüsseltechnologien für die Produktion von Wasserstoff aus Kernkraft zu sichern und einen Demonstrationsreaktor für das Nuclear Hydrogen Development and Demonstration Project (NHDD) zu bauen. Dieser soll nach Angaben der Einrichtung bis 2030 einsatzbereit sein (Pioro 2016). Für die technische Umsetzung wurden Entwicklungslücken identifiziert, beispielsweise die Entwicklung von Prozesswärmetauschern, die Herstellung von Komponenten, die Analysewerkzeuge für VHTR-Konzepte und die Entwicklung und Produktion eines beschichteten Partikelbrennstoffes. Es wurden mögliche NHDD-Anlagenentwürfe auf der Grundlage eines Reaktors mit einer thermischen Leistung von 200 MW untersucht (Chang et al. 2007). Der Bau dieser Anlage blieb jedoch bisher aus.

Aktueller Stand (t₀) (ab 2008): Planung von SNR-Prototypen, Problematik Proliferation

Im Jahr 2008 wurde durch die Korean Atomic Energy Commission ein langfristiger Entwicklungsplan autorisiert, welcher vorsieht, bis 2028 einen Prototyp für einen natriumgekühlten Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum zu bauen, um Transmutationstechnologien zu demonstrieren. Ein Sicherheitsnachweis über ein spezifisches Design sollte 2017 eingereicht und die Genehmigung 2020 erteilt werden. Hierzu wurde im Jahr 2012 ein nationales Projekt mit dem Ziel der Entwicklung des Prototype Gen IV Sodium cooled Fast Reactor (PGSFR) gestartet (Yoo et al. 2016).

Im Bereich der leichtwassergekühlten Reaktoren war nach dem Unfall in Fukushima 2011 eine Verzögerung des Baus und Betriebs von Anlagen aufgrund von Sicherheitsnachrüstungen zu verzeichnen.¹⁰⁵ Außerdem kam es zu einer kritischeren Einstellung der Öffentlichkeit zum Betrieb von Kernkraftwerken (Lee et al. 2020).

Die Forschung an SNR wurde weitergeführt und erste Testanlagen am KAERI aufgebaut. Im Jahr 2014 ging mit STELLA-1 (Sodium Test Loop for Safety Simulation and Assessment) eine Testanlage zur Durchführung von Sicherheitssimulationen von Komponenten zur Not- und Nachkühlung des Reaktors in Betrieb. Eine zweite Anlage für Tests von thermohydraulischen Eigenschaften von

¹⁰⁴ <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2020/countryprofiles/KoreaRepublicof/KoreaRepublicof.htm> (zuletzt geprüft am 09.08)

¹⁰⁵ <https://www.neimagazine.com/features/featuresouth-korea-beefs-up-safety/> (zuletzt geprüft am 16.11.22)

Wärmetransportsystemen, STELLA-2 ist seit dem Jahr 2022 ebenfalls betriebsbereit (Pioro 2016; Yoon et al. 2022; Lee et al. 2022).

Die bilaterale Vereinbarung aus dem Jahr 1974 („123-Agreement“), welche zwischen den USA und Südkorea getroffen wurde, lief 2014 aus und wurde im Jahr 2015 erneuert. Im Zuge der Verhandlungen ersuchte Südkorea die Erlaubnis für eine eigene Urananreicherung sowie zur Wiederauarbeitung; beides durfte bisher nur unter Zustimmung der USA erfolgen (CRS 2015; Kang und Hippel 2017). Die Wiederauarbeitung lehnte die USA erneut aufgrund von Proliferationsrisiken und dem geopolitischen Einfluss dieser Entscheidung auf die angestrebte Denuklearisierung in Nordkorea ab.

In der im Jahr 2015 unterzeichneten Vereinbarung gab es seitens der USA Zugeständnisse und die Einigung, dass die abgebrannten Brennstoffe zur Wiederauarbeitung aus Südkorea unter amerikanischer Zustimmungspflicht exportiert werden dürfen, um der Herausforderung Südkoreas hinsichtlich der ansteigenden Mengen an abgebrannten Brennstoffen zu begegnen. Bezüglich der Urananreicherung wird in der neuen Vereinbarung konkretisiert, dass nach Konsultation einer bilateralen Kommission und nach schriftlicher Zustimmung der USA eine Anreicherung bis zu 20% Uran-235 möglich wäre. Diese Zustimmungsbedingungen waren nicht Teil des vorherigen Abkommens. Damit ist die Anreicherung weiter nur unter gewissen Zustimmungsbedingungen (Kommission, schriftliche Zustimmung) möglich. Deshalb verfügt Südkorea derzeit nicht über Anreicherungskapazitäten, wollte aber in das neue Abkommen eine Bestimmung aufnehmen, die diese Möglichkeit für die Zukunft eröffnet (CRS 2015).

Schließlich erfolgte im Jahr 2017 ein historischer Energiepolitikwechsel, welcher das Ende der kommerziellen Nutzung der Kernkraft anvisierte (Ministry of Trade, Industry and Energy 2017). Die kerntechnische Industrie war bereits seit dem Unfall in Fukushima mit einem Rückgang der Neubauprojekte konfrontiert. Mit dem Ausbleiben von Neubauprojekten erhofften Unternehmen, das zum Erhalt der Industrie Exporte ins Ausland getätigt werden würden, da ihnen ansonsten mit der anvisierten Atomwende eine ungewisse Zukunft bevorstand (Lee et al. 2020). Zu diesem Zeitpunkt war die Finanzierung von nuklearer Forschung und Entwicklung an die Stromerzeugung mit Kernkraft gebunden, sodass ein Rückgang der erzeugten Energie aus Kernkraft einen direkten Einfluss auf F&E-Tätigkeiten gehabt hätte. Im Jahr 2022 kam es erneut zum politischen Wechsel und statt der Beendigung des Ausbaus und des Exports erfolgte eine Wiederbelebung der südkoreanischen Kernkraftindustrie, siehe Kapitel 3.3.5.1.

Die Bedrohung durch Nordkoreas Atomwaffenprogramm ist weiterhin präsent. Im Oktober 2022 wurde berichtet, dass Nordkorea Raketen und Artilleriegeschosse an seiner Ost- und Westküste abfeuerte.¹⁰⁶ Der Aufbau bzw. die Stationierung von Atomwaffen im eigenen Land sind Gegenstand politischer Diskussion in Südkorea bzgl. der Sicherheitspolitik des Landes.¹⁰⁷

3.3.5.3 Zwischenfazit

Südkorea ist eines der führenden Industrieländer und hat sich, ursprünglich mit Unterstützung der USA, zu einem der wenigen Anbieter für Reaktortechnik entwickelt. Südkorea verfügt über ein umfangreiches eigenes kommerzielles Kernkraftprogramm, welches in den 2000er Jahren auch

¹⁰⁶ <https://www.dw.com/en/north-korea-missile-launches-tested-nuclear-wipe-out-of-south/a-63388440> (zuletzt geprüft am 16.11.22)

¹⁰⁷ <https://www.dw.com/en/south-korea-eyes-nuclear-option-amid-north-korean-threats/a-63493061> (zuletzt geprüft am 16.11.22)

Exporte verzeichnen konnte. Südkorea ist auch Mitgliedsland des Atomwaffensperrvertrags (NPT). Das Land unterhält bzgl. seiner Forschungs- und Reaktorentwicklung besonders intensive Beziehungen mit den USA im Rahmen des sogenannten „123-Agreement“. Im Bereich SNR intensiviert Südkorea die Beteiligung an ausländischen insb. amerikanischen SNR-Entwicklungen. Darüber hinaus werden eigene Entwicklungen vorangeführt, z. B. Pyroprocessing in Verbindung mit Schnellen Reaktoren. Die damit verbundenen Ambitionen zum Bau einer Wiederaufarbeitungsanlage sind damals wie heute Gegenstand aktueller Diskussionen. Diese Entwicklungen müssen auch im Kontext geopolitischer Spannungen mit Nordkorea gesehen werden. Eine kommerzielle Nutzung der SNR ist derzeit nicht absehbar.

3.3.6 Belgien

Belgien ist ein Beispiel für ein Land mit jahrzehntelangen Erfahrungen im Betrieb von leichtwassergekühlten Reaktoren sowie der Forschung an SNR. Belgien hatte bereits 2003 die Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernenergie (bis 2025) beschlossen. Seit einigen Jahren gibt es jedoch wieder Diskussionen über die Verlängerung der Laufzeit einiger Kernkraftwerke. Im Rahmen des europäischen Forschungsprojektes MYRRHA (Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Application) wird in Belgien seit Jahrzehnten an der Realisierung dieses Projektes gearbeitet. Der belgische Kraftwerkspark, die Entwicklung des nationalen Innovationssystems sowie die Forschungen im Bereich SNR werden in diesem Kapitel dargestellt.

3.3.6.1 Aktueller Stand des Kraftwerkspark

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in Belgien zu ca. 28% aus fossilen Energieträgern, zu 50% aus Kernenergie¹⁰⁸ und zu 22% aus erneuerbaren Technologien (BP 2022). Noch Anfang 2022 betrieb Belgien sieben leichtwassergekühlte Reaktoren (LWR) mit einer elektrischen Kapazität von 5,9 GW und einem durchschnittlichen Alter von 41 Jahren, mit denen im Jahr 2021 50,6 TWh Strom erzeugt wurden (IAEA 2023c; BP 2022; Mycle Schneider Consulting 2021, S. 357). Im Jahr 2003 wurde gesetzlich beschlossen, bis 2025 die kommerzielle Nutzung der Kernkraft zu beenden und die Reaktoren nach 40 Jahren Laufzeit abzuschalten, was für eine Abschaltung der Reaktoren zwischen den Jahren 2015 und 2025 sorgen würde. Drei Reaktoren (Doel-1, Doel-2 und Tihange-1), die bereits eine Laufzeit über 40 Jahren besaßen, erhielten eine Genehmigung, die den Betrieb auch bis 2025 ermöglicht (Mycle Schneider Consulting 2021, S. 357).¹⁰⁹ Im Jahr 2023 wurde von der Belgischen Regierung beim Betreiber ein Anfrage zur Aufrechterhaltung des Betriebes bis ins Jahr 2027 gestellt.¹¹⁰

Im Frühjahr 2022 entschied die belgische Regierung, die Laufzeit der zwei jüngsten Reaktoren (Doel-4 und Tihange-3 mit rund 36 Jahren) um zehn Jahre zu verlängern (IEA 2022, S. 6). Bei einer Verlängerung um zehn Jahre würde sich die Abschaltung des letzten Reaktors auf das Jahr 2035 verschieben. Das Unternehmen ENGIE, eine Tochtergesellschaft von Electrabel, welches die belgischen Kraftwerke betreibt, sieht in der Laufzeitverlängerung jedoch große Herausforderungen

¹⁰⁸ Dies entspricht etwa 50,6 TWh erzeugtem Strom, ausgegangen von einer Gesamtmenge von 100,2 TWh (BP 2022).

¹⁰⁹ <https://www.erneuerbareenergien.de/energiemarkt/energiemaerkte-weltweit/belgische-angst-nuklearkonzern-engie-trennt-sich-eilig-von-doel-3> (zuletzt geprüft am 02.08.22)

¹¹⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Belgium-considers-extended-use-of-older-reactors#:~:text=The%20Belgian%20government%20has%20asked,to%20shut%20down%20in%202025> (zuletzt geprüft am 05.03.2023)

bzgl. der Sicherheit und Umsetzung der Anforderungen (IEA 2022, S. 108).¹¹¹ Am 23. September 2022 wurde im Rahmen der Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernkraft einer der Reaktoren (Doel-3) abgeschaltet.¹¹² Am 31. Januar 2023 folgte die Abschaltung eines weiteren Reaktors (Tihange-2).¹¹³

In Deutschland sorgten die Reaktoren Doel-3 und Tihange-2 für Diskussionen bis hin zu einer Forderung nach einer Abschaltung, da Sicherheitsmängel, wie zum Beispiel Risse im Reaktordruckbehälter festgestellt worden waren.¹¹⁴ Gemäß den EU-Verordnungen ist Belgien verpflichtet, eine langfristige Energie- und Klimastrategie zu entwickeln, die zum EU-Ziel der Klimaneutralität 2050 beiträgt. Die belgische Strategie (LTS2050) wurde Anfang 2020 von der Kommission angenommen und basiert auf langfristigen Strategien der Regionalregierungen und konzentriert sich auf Emissionsreduktionen im Bereich Strom, Industrie, Gebäude, Verkehr, Landwirtschaft und Abfall (IEA 2022). Im Frühjahr 2022 verabschiedete die belgische Regierung ein Programm zu Beschleunigung der Transformation zur Klimaneutralität. Neben dem Ausbau erneuerbarer Energien und der Wasserstoff-Technik, werden auch sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte berücksichtigt. Für deren Entwicklungen wird dem Forschungsinstitut SCK CEN ein Budget von 100 Mio. EUR für die kommenden vier Jahren bereitgestellt.¹¹⁵ Bisher steht keine Technologieline im Fokus der geplanten Forschung, jedoch sollen Reaktorkonzepte entwickelt werden, die „nicht wassergekühlt“ sind. Potentielle Synergieeffekte werden mit dem Projekt MYRRHA gesehen, welches Erfahrungen für bleigekühlte Schnelle Reaktoren liefern kann.¹¹⁶

Trotz der geplanten Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernkraft will Belgien seine Forschungsaktivitäten aufrechterhalten bzw. weiterentwickeln. Der Erhalt bzw. den Aufbau nuklearen Fachwissens stuft Belgien auch als zukünftige Priorität im Rahmen der Energie- und Klimastrategie ein, wobei das Projekt MYRRHA hervorgehoben wird (Belgian Government 2019).

3.3.6.2 Entwicklung des nationalen Innovationssystems

Im folgenden Kapitel werden für Belgien die drei Phasen Aufbauphase (1940er-1990er), Anpassungsphase (1990er bis 2018) und aktueller Stand (ab 2018) dargestellt.

Aufbauphase (t₂):1940er bis 1990er: Aufbau von Wissen und Einstieg in die Kernkraft mit LWR-Technologie

Der Zugang zu Fachwissen bzgl. Kernenergie in Belgien begann bereits in den 1940er Jahren. Belgiens Uranreserven in der kongolesischen Mine Shinkolobwe führten dazu, dass die USA für die Entwicklung des Manhattan Projektes eine Vereinbarung trafen: Belgien sicherte Uranlieferungen

¹¹¹ <https://nuclear.engie-electrabel.be/en/press/release/extension-belgiums-nuclear-power-plants> (zuletzt geprüft am 02.08.22)

¹¹² <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/First-Belgian-power-reactor-shut-down> (zuletzt geprüft am 30.09.22)

¹¹³ <https://nuclear.engie-electrabel.be/fr/energie-nucleaire/la-mise-larret-de-nos-centrales-nucleaires/arret-definitif-de-doel-3-et-tihange-2> (zuletzt geprüft am 30.09.22)

¹¹⁴ <https://www.dw.com/de/haarrisse-in-belgischen-akw-tihange-und-doel-schon-seit-der-bauphase/a-40649959> (zuletzt geprüft am 02.08.22)

¹¹⁵ <https://www.premier.be/en/lifetime-extension-doel-4-and-tihange-3-nuclear-power-plants> (zuletzt geprüft am 02.08.22) (zuletzt geprüft am 02.08.22)

¹¹⁶ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Belgium-government-allocates-funding-for-SMR-resea> (zuletzt geprüft am 16.09.22)

zu und erhielt im Gegenzug Zugang zu nuklearem Fachwissen der USA für den kommerziellen, nicht-militärischen Bereich (SCK CEN 2002, S. 6).

Die Entwicklung der nationalen Forschungsinfrastruktur für den Bereich der Kernkraft geht zurück auf die 1950er Jahre und äußerte sich in der Gründung des Forschungszentrums „Studiecentrum voor de Toepassingen van de Kernenergie, Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire“ (SCK CEN) im Jahr 1952 in der Gemeinde Mol. In den Jahren 1956-1964 wurden dort vier Kernforschungsreaktoren in Betrieb genommen: Der BR-1, ein luftgekühlter und graphitmoderierter Forschungsreaktor mit einer Kapazität von 10 W bis 1 MW, und der BR-2 ein leichtwassergekühlter Reaktor zur Materialentwicklung und für die Herstellung von medizinischen Radioisotopen mit einer Kapazität von 125 MW. Der dritte Reaktor, BR-3 mit einer Kapazität von 10 MW, ist Belgiens erster Druckwasserreaktor, welcher als Prototyp für die folgenden Reaktoren in Doel und Tihange diente. An ihm konnte auch Personal ausgebildet werden. Der vierte Reaktor ist der Forschungsreaktor VENUS, welcher unterschiedliche Studien zu Reaktorkernkonfigurationen oder zur Materialversprödung ermöglichte (SCK CEN 2002). Somit baute Belgien bereits zu Beginn der weltweiten Kernkraftentwicklungen eigene nukleare Forschungsinfrastruktur mit Hilfe der USA auf. Die Forschungsreaktoren BR-1, BR-2 und VENUS sind bis heute im Betrieb.¹¹⁷

Des Weiteren besitzt das SCK CEN langjährige Erfahrung in der Entwicklung und Produktion von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen (MOX) (SCK CEN 2002). In den 1960ern wurden zwei Labore errichtet und zusammen mit der Belgonucléaire, einem belgischen Unternehmen, eine Anlage zur Verarbeitung von Uran und Plutoniumoxid zu MOX-Brennstoffen entwickelt und gebaut. Das Plutonium wurde aus den USA geliefert. Diese Brennstoffe wurden in Leichtwasserreaktoren eingesetzt, waren aber auch für Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum wie beispielweise den in Deutschland gebauten schnellen Brutreaktor in Kalkar vorgesehen, der jedoch nicht in Betrieb ging (SCK CEN 2002, S. 14). Belgonucléaire betrieb bis 2006 seine eigene Produktionsstätte für MOX-Brennstoffe in Dessel.¹¹⁸

Nach den Unfällen von Three Miles Island 1979 und Tschernobyl 1986 wurden Forschungsaktivitäten für die nukleare Sicherheit priorisiert (SCK CEN 2002).

Anpassungsphase (t₁): Ab 1990er bis 2018: Aufbau von SNR-Forschungsstrukturen und Initiierung des Projekt MYRRHA

In den 1990er Jahren erfolgt der Einstieg in die Entwicklung der SNR mit der Initiierung des Projektes MYRRHA, vgl. Kapitel 5.10. Seit 1998 verfolgt das belgische Nuklearforschungszentrum SCK CEN das Projekt MYRRHA, welches den BR-2 ersetzen soll (SCK CEN 2002, S. 54).

Das MYRRHA-Projekt startete mit dem Ziel, nicht nur die Funktionsweise eines beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktors (ADS) zu demonstrieren, sondern auch zur Entwicklung von bleigekühlten Schnellen Reaktoren (LFR) in Europa beizutragen. Des weiteren soll MYRRHA als europäische Forschungseinrichtung für die Bestrahlung mit einem schnellen Neutronenspektrum fungieren (NEA 2009). Im Jahr 2009 beauftragte die belgische Regierung die Nuclear Energy Agency der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung

¹¹⁷ <https://www.sckcen.be/en/about-sck-cen/corporate-information/infrastructure> (zuletzt geprüft am 17.11.22)

¹¹⁸ <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2020/countryprofiles/Belgium/Belgium.htm> (zuletzt geprüft am 09.08.22)

(OECD-NEA) damit, eine unabhängige Bewertung für das Projekt MYRRHA vorzunehmen und sie für die nächsten erforderlichen Schritte zu beraten (NEA 2009, S. 7).

Das MYRRHA-Projekt sollte zunächst die nötige Forschung betreiben, um einen sicheren und zuverlässigen Betrieb zu gewährleisten, während gleichzeitig die Machbarkeit eines mit Blei-Bismut-gekühlten Schnellen Reaktors und eines beschleunigergetriebenen Systems nachgewiesen werden sollte (NEA 2009, S. 14). Anschließend sollte MYRRHA in der Lage sein, geeignete Bedingungen für die Prüfung von Materialien und die Herstellung einiger mittlerebiger Radioisotope zu schaffen, wofür ein sehr hoher Neutronenfluss benötigt wird, und die als Reserve für die Herstellung anderer Radioisotope verwendet werden können (NEA 2009, S. 14).

Das MYRRHA Projekt befindet sich nunmehr seit vielen Jahren in der Vorbereitung eines Genehmigungsantrags (pre-licencing). Ein Grund dafür ist, dass sich das Design des Projektes immer wieder geändert hat und der Antrag dafür angepasst werden musste: Im Jahresbericht des SCK CEN wird berichtet, dass das Ende der pre-licencing-Phase ursprünglich 2014 erwartet wurde, jedoch aufgrund von Designänderungen auf Ende 2016 verschoben wurde (SCK CEN 2013, S. 36). Im Jahresbericht 2021 wird beschrieben, dass die Weiterentwicklung des Designs bis zum Jahr 2024 alle Sicherheitsbedingungen erfüllen soll, um einen Genehmigungsantrag einzureichen (SCK CEN 2021). Im Jahr 2011 ging man laut (SCK CEN 2011, S. 47) davon aus, dass die Inbetriebnahme von MYRRHA im Jahr 2023 erfolgt. Mittlerweile ist die Inbetriebnahme des Reaktors für das Jahr 2036 geplant.¹¹⁹

Eine weitere Herausforderung bestand für die Genehmigung des Projektes, da es 2009 keine ausreichende Anzahl an geeigneten Fachkräften für die Genehmigungsbehörde gab, die sich sowohl in subkritischen Reaktorkonzepten als auch mit kritischen Reaktorsystem und Flüssigmetallkühlung auskannten, um die Lizenzierung von MYRRHA durchzuführen. Im Jahr 2001 wurde ein Projekt zwischen der belgischen Universität und dem SCK CEN gestartet, um Fachkräfte für Kerntechnik auszubilden. Das Expertenteam der OECD NEA empfahl eine weitere Spezialisierung, damit die belgische Genehmigungsbehörde eine ausreichende Anzahl von Fachkräften zur Verfügung hätte (NEA 2009, S. 21).

Aktueller Stand (t₀): Seit 2018: Planung für Genehmigung und Bau für das Projekt MYRRHA

Die belgische Regierung bewilligte staatliche Mittel für das Projekt MYRRHA von 2019-2038 in Höhe von 558 Mio. EUR.¹²⁰ Zusätzlich wird das Projekt des SCK CEN in eine non-profit Organisation umgewandelt, um ausländische Investoren zu gewinnen (SCK CEN 2021, S. 49). Aktuell werden erste Planungen bezüglich des Baus der Gebäude des Teilchenbeschleunigers durchgeführt.¹²¹

3.3.6.3 Zwischenfazit

Nachdem Belgien historisch bedingt in den 1950er Jahren zu den ersten Ländern mit kommerzieller Kernkraftwerksnutzung wurde, hat es seit dieser Anfangsphase ein kleines nationales Innovationssystem entwickelt. In diesem spielten allerdings sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte praktisch keine Bedeutung. Belgiens Aktivitäten für die Entwicklung von SNR

¹¹⁹ <https://www.sckcen.be/en/highlights-2021/european-partnerships/myrrha-design-enters-final-phase> (zuletzt geprüft am 10.08.22)

¹²⁰ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Belgian-government-approves-funding-for-Myrrha> (zuletzt geprüft am 11.08.22)

¹²¹ <https://myrrha.be/news/opinion-issued-european-commission-myrrha-line-euratom-treaty> (zuletzt geprüft am 08.09.2022)

begannen 1998 und fokussieren sich auf die Entwicklung und Internationalisierung des Forschungsprojektes MYRRHA. Das Projekt ist eine Kombination von einem beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktor (ADS) und einem Blei-Bismut-gekühlten Schnellen Reaktor (LFR). Initiale Zeitpläne und Kostenschätzungen wurden überschritten und es bestehen Schwierigkeiten bei der Finanzierung des Projektes, da die staatlichen Mittel in der Vergangenheit unter der zugesagten Höhe geblieben und die Kosten gleichzeitig gestiegen sind. Weitere Finanzierungsquellen beinhalten vereinzelte EU-Förderprojekte, allerdings gibt es bisher keine ausländischen Investoren. Somit ist die langfristige Weiterführung des MYRRHA-Projekts unsicher.

3.3.7 Polen

Polen ist ein Land, welches sich im Prozess der Systemtransformation seiner Energiewirtschaft befindet. Die polnische Stromerzeugung basiert zu ca. auf 83% fossilen Energieträgern (v. a. Kohle). Polen verfügt jedoch über signifikante Potentiale an Erneuerbaren, um einen zeitnahen Umstieg zu erreichen. Nach Aussagen diverser polnischer Regierungen soll der Einstieg in die Kernkraft die Abhängigkeit von der Kohle mindern; hierfür ist der Import von Leichtwasserreaktoren geplant. Vereinzelt werden Forschungen im Bereich der Hochtemperaturreaktoren betrieben.

3.3.7.1 Aktueller Stand des Kraftwerksparks

Im Jahr 2021 bestand die Elektrizitätsbereitstellung in Polen zu ca. 83% aus fossilen Energieträgern¹²² und zu 17% aus erneuerbaren Energien¹²³ (BP 2022). Damit ist Polen das Land in der EU, welches am meisten Kohle verbraucht.¹²⁴ Polen verfügt über ausreichend erneuerbare Ressourcen, um seine gesamte Stromerzeugung damit abzudecken, wie Studien zur vollständigen Stromproduktion in Europa auf Basis von erneuerbaren Energien zeigen (Child et al. 2019; DIW 2020a).

In Polen gibt es seit den 1950er Jahren immer wieder Diskussionen über den Einstieg in die Kernkraft (Gawlikowska-Fyk et al. 2014, S. 13). Bisher betreibt Polen aber kein kommerzielles Kernkraftwerk. Seit dem Jahr 1974 wird ein Wasser- und Beryllium-moderierter Forschungsreaktor MARIA (thermische Leistung 30 MW) am nationalen Forschungszentrum für Kernforschung (Narodowe Centrum Badań Jądrowych, NBJC) in Otwock betrieben (Krzysztosek 2015). Aktuell entwickelt dieses Forschungszentrum ein Konzept für einen heliumgekühlten Forschungs-Hochtemperaturreaktor (thermische Leistung 30-40 MW), genannt „TeResa“ (Dąbrowski 2022, S. 56).

Im Rahmen der aktuellen energiepolitischen Strategie Polens bis 2040 legte das Ministerium für Klima und Umwelt im Jahr 2021 einen Plan vor, welcher den Beitrag Polens zur Umsetzung der Ziele des Pariser Klimaabkommens darstellt (Ministerstwa Klimatu i Środowiska 2021). Die Energiestrategie Polens sieht vor, den Anteil der Kohle an der Stromerzeugung bis 2030 auf 56% zu reduzieren und den Anteil an erneuerbaren Energieträgern (hauptsächlich Wind und Solar) auf 32% zu erhöhen (Ministerstwa Klimatu i Środowiska 2021). Außerdem ist der Aufbau eines

¹²² Mit 131,7 TWh wird der größte Anteil (73%) des erzeugten Stromes durch den Energieträger Kohle generiert, zu 1% aus Öl (ca. 1,5 TWh) und zu 9% aus Gas (ca. 15,5 TWh)

¹²³ Dies entspricht 30,1 TWh bei einem Gesamtangebot von 180TWh Elektrizität

¹²⁴ https://ec.europa.eu/eurostat/statistics-explained/index.php?title=Coal_production_and_consumption_statistics#Consumption_and_production_of_hard_coal (zuletzt geprüft am 29.10.22)

polnischen Kernkraftwerksparks geplant, welcher bis 2043 eine Kapazität von 6 bis 9 GW erbringen soll. Hierfür wird Kernkraft als „zuverlässige“, „Null-Emissionen“-Erzeugungstechnologie eingestuft, die zur Stabilität des zukünftigen Stromversorgungssystem beitragen soll.

Diese Einschätzung und Ziele basieren auf dem Strategiepapier „Polish Nuclear Power Program“ der nationalen Atomenergiebehörde, welches 2014 erstmals durch die polnische Regierung aufgenommen wurde.¹²⁵ In dem Strategiepapier empfiehlt die nationale Atomenergiebehörde, die Kohlekraftwerke durch neue Kernkraftwerke zu ersetzen. Für den Zubau von 6 bis 9 GW werden Leichtwasserreaktoren, insbesondere Druckwasserreaktoren (PWR), von der nationalen Atomenergiebehörde als geeignete Technologielinie angesehen, da diese weltweit am meisten Erfahrung im Bau und Regulierung vorweisen könnten. Da der Zubau durch den Einkauf von Technologie erfolgen soll, könnten eine größere Anzahl an Anbietern diese Technologielinien liefern. Der Bau der ersten Reaktoren soll im Jahr 2026 beginnen (Ministry of Climate 2020).

Für die Auswahl eines Partnerlandes und Reaktorkonzeptes erhielt Polen Angebote aus drei Ländern: Im Jahr 2021 führte Westinghouse gemeinsam mit Bechtle und GE Hitachi basierend auf dem AP-1000 eine Studie (Front-End Engineering und Design) durch, die durch die USA finanziert wurde, um das Kernenergieprogramm in Polen voranzubringen und gleichzeitig als potentielle Partner in Betracht gezogen zu werden.¹²⁶ Darüber hinaus hat Frankreich (EDF) angeboten, sechs EPR Reaktoren zu bauen.¹²⁷ Weiterhin gibt es ein Angebot durch Südkorea für den Bau von sechs APR-1400 Reaktoren.¹²⁸

Im November 2022 schlug die polnische Regierung vor, für das erste Kernkraftwerk in Polen drei Westinghouse AP-1000-Reaktoren zu verwenden.¹²⁹ Westinghouse zielt darauf ab, gemeinsam mit 22 polnischen Unternehmen den Reaktor vor Ort zu bauen, mit dem Ziel den ersten Reaktor bis 2033 fertiggestellt zu haben.¹³⁰ Auch der Bau von Süd-Koreas APR-1400 im Südwesten Polens (Pałnów) wird durch die polnische Regierung weiterhin untersucht, nachdem die polnischen Braunkohleunternehmen ZE PAK, der börsennotierte Energiekonzern PGE (Polska Grupa Energetyczna) und das koreanische Unternehmen Korea Hydro & Nuclear Power eine Absichtserklärung unterschrieben haben.¹³¹ Angesichts ungeklärter Fragen der Finanzierung und langer Planungsprozesse erscheint die Umsetzung dieser Pläne nach wie vor fraglich.

Die nationale Atomenergiebehörde sieht darüber hinaus eine zukünftige Rolle für SMR und sogenannte „neuartige“ Reaktorkonzepte, im speziellen bei der Hochtemperaturreaktortechnologie. Sie stellt aber auch fest, dass diese aktuell keine Einstiegsoptionen darstellen und durch große Unsicherheiten wie zum Beispiel im Bau, der Produktion oder der Kosten geprägt sind (Ministry of Climate 2020).

¹²⁵ <https://www.gov.pl/attachment/4cddd10a-5e8b-414d-bb95-670f6507d73e> (zuletzt geprüft am 22.08.22)

¹²⁶ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Polands-president-hails-nuclear-partnership-with-U> (zuletzt geprüft am 22.08.22)

¹²⁷ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Poland-expands-cooperation-on-SMRs-and-large-react> (zuletzt geprüft am 31.08.22)

¹²⁸ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Korea-offers-six-reactors-to-Poland> (zuletzt geprüft am 31.08.22)

¹²⁹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Poland-s-government-confirms-Westinghouse-for-nucl> (zuletzt geprüft am 22.02.23)

¹³⁰ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Poland%E2%80%99s-government-confirms-Westinghouse-for-nucl> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

¹³¹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Poland%E2%80%99s-government-confirms-Westinghouse-for-nucl> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

Aktuell gibt es im Jahr 2022 die ersten Versuche der Industrie, Leichtwassergekühlte SMR-Konzepte aus Amerika zu importieren und eine Betriebsgenehmigung zu erhalten. So fragten der polnische Kupfer- und Silber-Produzent KGHM (für den NuScale's SMR) und der Energieproduzent Orlen Synthos (für den GE Hitachi Nuclear Energy's BWRX-300) nach einer allgemeinen Stellungnahme bei Polens nationaler Atombehörde (poln. *aństwowa Agencja Atomistyki, PAA*) zum Einsatz von SMR-Konzepten an¹³². Die PAA beschreibt die generelle Meinung dabei als ein Instrument der Vorabgenehmigung für alle vom Investor geplanten Lösungen, einschließlich konstruktiver, technologischer und organisatorischer Lösungen, die sich unmittelbar auf die Fragen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes auswirken werden.¹³³

Derzeit laufen Gespräche zwischen der polnischen energieintensiven Industrie, die für ihre emissionsintensiven Produktionen Alternativen sucht, und SMR-Anbietern. So unterzeichnete das amerikanische Unternehmen Last Energy eine Absichtserklärung mit der polnischen Sonderwirtschaftszone Legnica (LSEZ) und DB Energy über den Bau eines Kraftwerks, welches aus zehn leichtwassergekühlten Reaktoren mit einer elektrischen Gesamtleistung von 200 MW bestehen soll.¹³⁴ KGHM unterzeichnete 2022 mit NuScale eine Vereinbarung zum Bau eines SMR in Polen.¹³⁵

3.3.7.2 Entwicklung des nationalen Innovationssystems

Im Folgenden werden die geschichtlichen Ursprünge und Versuche Polens zum Einstieg in die Kernkraft aus Basis von (Gawlikowska-Fyk et al. 2014) und weiterer Quellen zusammengefasst.

Aufbauphase (t₂): 1950er – 1970er: Aufbau einer grundlegenden kerntechnischen Infrastruktur

Polens Ambitionen zum Einstieg in die Kernkraft begannen in den 1950er Jahren im Kontext der Rede „Atoms for Peace“ von Dwight D. Eisenhower, Präsident der Vereinigten Staaten von Amerika, auf der 470. Vollversammlung der Vereinten Nationen. Polen war damals Teil des Ostblocks. Nach dem Beitritt der UdSSR zum Programm „Atoms for Peace“ kündigte die polnische Regierung die Gründung des Instituts für Kernforschung (IBJ) an. Im Jahr 1955 wurde das IBJ gegründet. Es folgte der Bau des ersten Forschungsreaktors (EWA), einem sowjetischen Reaktor vom Typ WWR-S mit einer elektrischen Kapazität von 10 MW, im Jahr 1956. Dieser erreichte eine erste Kritikalität im Jahr 1958 (IBJ 1971) und war bis zum Jahr 1995 in Betrieb. Seit 1974 befindet sich der Wasser- und Beryllium-moderierte Forschungsreaktor MARIA (thermische Leistung 30 MW) am nationalen Forschungszentrum für Kernforschung (Narodowe Centrum Badań Jądrowych, NBJC) in Otwock in Betrieb und wird für die Herstellung von radioaktiven Isotopen und die Durchführung von Kernforschungsprojekten genutzt (Gawlikowska-Fyk et al. 2014).

Anpassungsphase (t₁): 1970er – 2010er: Ansätze zu Entwicklung eines Kernkraftwerks

In den frühen 1970er Jahren wollte Polen seine Energieerzeugungstechnologien diversifizieren, da es sich mit steigender Energienachfrage konfrontiert sah und Vorstellungen existierten, dass die

¹³² <https://world-nuclear-news.org/Articles/Applications-for-SMRs-submitted-to-Polish-regulato> (zuletzt geprüft am 23.11.22)

¹³³ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Applications-for-SMRs-submitted-to-Polish-regulato> (zuletzt geprüft am 31.08.22)

¹³⁴ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Last-Energy-agrees-to-build-ten-SMRs-for-Polish-in> (zuletzt geprüft am 18.08.22)

¹³⁵ <https://media.kghm.com/en/news-and-press-releases/poland-s-first-application-to-evaluate-the-smr-technology-has-been-submitted-the-kghm-takes-another-significant-step-towards-nuclear-power> (zuletzt geprüft am 10.11.2022)

Kohleproduktion bald ihren Höhepunkt erreichen würde. Die polnische Regierung beschloß, den Bau von Kernkraftwerken vorzubereiten, und unterzeichnete im Jahr 1974 ein vorläufiges Abkommen mit der Sowjetunion für den Bau von sowjetischer leichtwassergekühlter Reaktortechnologie (VVER-440) am Standort Żarnowiec. Die formale Zusage für vier Kraftwerksblöcke, einschließlich erforderlicher Infrastrukturen (wie Bahnhof, Arbeiterwohnheim, Lagerhäuser, etc.) erfolgte durch den Ministerrat im Jahr 1982. Im Zuge dessen wurde die nationale Atomenergiebehörde gegründet und der Start des Projektes initiiert. Dabei sollten die Reaktoren nicht durch russische Akteure produziert und geliefert werden, sondern sollten von der tschechoslowakischen Firma Škoda hergestellt und viele Schlüsselemente wie Turbinen, Generatoren, Dampferzeuger usw. von polnischen Herstellern produziert werden (Gawlikowska-Fyk et al. 2014).

In den späten 1970er Jahren befand sich das Land in einer ökonomischen Krise, die zu Preiserhöhungen führte, Streikbewegungen auslöste und unter anderem zur Bildung des Gewerkschaftsbundes „Solidarność“ führte (Fajfer 1993). Durch die Einführung des Kriegsrecht in den Jahren 1981-1983 intendierte die polnische Regierung, das Alltagsleben der Bevölkerung einzuschränken und der politischen Opposition, insbesondere der Solidarność-Bewegung, entgegenzuwirken.¹³⁶ Die Planungen für den Bau der Kernkraftwerke schritt unterdessen voran (Gawlikowska-Fyk et al. 2014). Auch die landeseigene kernphysikalische Forschung wurde weitergeführt. Allerdings wurde das IBJ im Jahr 1982 durch das damals geltende Kriegsrecht in drei Institute aufgeteilt (Institut für Nuklearstudien (IPJ), Institut für Atomenergie (IEA), Institut für Nuklearchemie und –Technologie (IChT)), da sich die Forschenden mit der Streikbewegung solidarisierten.¹³⁷ Zusätzlich zu der ökonomisch-politischen Krise, den finanziellen Schwierigkeiten und dem Zweifel über die Profitabilität im Vergleich zur günstigen Kohle, gab es nach dem Unfall von Tschernobyl im Jahr 1986 nationale Proteste gegen den Weiterbau des Kernkraftwerksprojektes. Im Jahr 1990 wurde das Projekt dann endgültig aufgegeben. Ein Teil der Ausrüstung wurde verkauft und befindet sich teilweise noch in Reaktoren in Finnland und Ungarn (Gawlikowska-Fyk et al. 2014).

Im Jahr 2011, 30 Jahre nach der politisch bestimmten Aufteilung, wurden zwei der drei Institute (IPJ und IEA) zum nationalen Forschungszentrum für Nuklearforschung (NCBJ) zusammengelegt und betreiben bis heute den Forschungsreaktor MARIA.¹³⁸

Aktueller Stand (t₀): Fortsetzung der Versuche zum Bau eines LWR-Importreaktors und Planung eines SNR-Demonstrationsprojekts

Während Polen im Bereich der Leichtwasserreaktoren auf den Import von Technologie aus dem Ausland setzt, betreibt es im Bereich der sogenannten neuartigen Reaktorkonzepte Wissensaufbau. Dieser äußert sich darin, dass auf die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren fokussiert wird. Daneben gibt es jedoch auch Aktivitäten, in denen das NCBJ an der Entwicklung von gasgekühlten Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum involviert ist. Seit 2012 ist es am Projekt ALLEGRO beteiligt, welches unter der europäischen Industrie Initiative ESNII (*European Sustainable Nuclear Industrial Initiative*) entwickelt wird.¹³⁹ Auch im Jahr 2021 berichtet das NCBJ, im Projekt ALLEGRO

¹³⁶ <https://polskiemiesiace.ipn.gov.pl/mon/all-events/december-1981/history/5296.The-genesis-of-Martial-Law.html> (zuletzt geprüft am 16.11.22)

¹³⁷ Weitere Informationen zu den Ursprüngen des NCBJ finden sich unter, Quelle: <https://www.ncbj.gov.pl/en/history-ncbj/ncbj-roots-history-institute-nuclear-research-1955-1982> (zuletzt geprüft am 09.11.22)

¹³⁸ <https://www.ncbj.gov.pl/en/o-nas/history-ncbj> (zuletzt geprüft am 09.11.22)

¹³⁹ <https://www.ncbj.gov.pl/en/aktualnosci/ncbj-has-joined-allegro-programme-develop-4th-generation-nuclear-reactors> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

involviert zu sein und an der Anwendung spezieller Materialien sowie der Optimierung des Reaktorkerndesigns und der Kühlungssystems beteiligt zu sein.¹⁴⁰

Der Schwerpunkt polnischer Forschungsaktivitäten liegt jedoch auf der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren. 2017 wurde die Entwicklung von einem Hochtemperaturreaktor in das Regierungsprogramm für wirtschaftliche Entwicklung aufgenommen, mit dem Ziel, diesen zukünftig für die industrielle Wärmeerzeugung einzusetzen (Skrzypek et al. 2022). Hierfür betreibt das nationale Forschungsinstitut für Kernforschung (NCBJ), im Rahmen der GEMINI-Initiative und den daraus hervorgehenden europäischen Forschungsprojekten Wissensaufbau für Hochtemperaturreaktoren.¹⁴¹ Die GEMINI-Initiative ist eine im Jahr 2014 gegründete transatlantische Partnerschaft zwischen der European Nuclear Cogeneration Industrial Initiative (NC2I) und der US Next Generation Nuclear Plant (NGNP) Industrial Alliance, die gemeinsam an der Konzeption und dem rechtlichen Rahmen eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors (VHTR) arbeiten.¹⁴² Dabei führt der Direktor für die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren im Nationalen Zentrum für Nuklearforschung (NCBJ) den Vorsitz des NC2J.¹⁴³ Die GEMINI-Initiative startete das europäische Forschungsprojekt GEMINI+ (2017-2021) bei dem ein konzeptionelles Design für einen VHTR mit einer thermischen Leistung von 180 MW erarbeitet wurde (Dąbrowski 2022). Ein Teil des Projektes zielte darauf ab, den Einsatz von Hochtemperaturreaktoren in Polen zu untersuchen (Wrochna et al. 2020). Auch polnische Unternehmen bekunden Interesse an dem Einsatz von Hochtemperaturreaktoren, beispielsweise Tauron Polska Energia, einer der größten Energiekonzerne Polens.¹⁴⁴ Darüber hinaus sind auch Japan (Forschungsinstitut JAEA) und Südkorea (Forschungsinstitut KAERI) der GEMINI-Initiative beigetreten und am Projekt GEMINI+ beteiligt gewesen (Wrochna et al. 2020).

Darüber hinaus sammelt das NCBJ-Wissen über Hochtemperaturreaktoren durch die Zusammenarbeit mit der Japanischen Atomenergiebehörde (JAEA). Hierfür besteht eine strategische Partnerschaft zwischen Polen und Japan, die über einen Aktionsplan (2021 bis 2025) die Zusammenarbeit zur Entwicklung von VHTR-Konzepten gestaltet (Dąbrowski 2022). Außerdem gibt es seit 2017 eine nicht näher beschriebene Vereinbarung zwischen dem amerikanischen Unternehmen X-Energy und dem polnischen Forschungsinstitut NCBJ.¹⁴⁵

Weiterhin konzentriert sich das vom NCBJ gegründete Exzellenzzentrum NOMATEN, finanziert über die Stiftung für polnische Wissenschaft (FNP) und die Europäische Kommission, für sieben Jahre (2018-2025) auf die Untersuchung von neuartigen Materialien für den Einsatz unter schwierigen Bedingungen z. B. hohe Temperaturen, Strahlung und korrosiven Bedingungen (Dąbrowski 2022).

Im Rahmen des nationalen Strategieprogramms GOSPOSTRATEG unterzeichnete das polnische Ministerium für Energie die Finanzierung in Höhe von 4,5 Mio. EUR zur Durchführung eines Projektes mit dem Nationalen Zentrum für Forschung und Entwicklung (2019 bis 2022) für die Analyse rechtlicher, organisatorischer und technischer Instrumente, die für den Einsatz von VHTR nötig sind. Außerdem sollte ein erstes Konzept für einen VHTR-Forschungsreaktor (TeResa) entwickelt werden (Skrzypek et al. 2022). Dieser basiert auf dem Konzept, welches aus dem Projekt

¹⁴⁰ <https://www.ncbj.gov.pl/en/seminaria/allegro-gas-cooled-fast-reactor-demonstrator-and-safeg-h2020euratom-project> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

¹⁴¹ <https://www.ncbj.gov.pl/en/ncbj-brief> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

¹⁴² <https://gemini-initiative.com/> (zuletzt geprüft am 09.11.22)

¹⁴³ <https://snetp.eu/nc2i/> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

¹⁴⁴ <https://gemini-initiative.com/geminiplus/> (zuletzt geprüft am 09.11.22)

¹⁴⁵ <https://www.ncbj.gov.pl/en/aktualnosci/ncbj-has-reached-agreement-x-energy> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

GEMINI+ hervorgegangen ist und sieht eine thermische Leistung von 30-40 MW vor (Dąbrowski 2022).

Darauf aufbauend wurde ein neues Projekt EUHTER (European High Temperature Experimental Reactor) für den Entwurf und Bau eines experimentellen VHTR-Konzeptes für den Forschungsreaktor TeResa gestartet. Das Projekt besteht aus drei Phasen (Dąbrowski 2022):

- Phase I - Basisentwurf + vorläufiger Sicherheitsbericht für die Genehmigung (2021-2024)
- Phase II - Ausführungsplanung + Genehmigung + Bau + Inbetriebnahme (2024-2030)
- Phase III - Vorbereitung (ab 2023) für die Kommerzialisierung und den Bau (ab 2030)

Für Phase I haben das Nationale Forschungsinstitut für Kernforschung (NCBJ) und das polnische Ministerium für Bildung und Wissenschaft im Jahr 2021 einen Vertrag unterzeichnet. Das Institut soll einen Hochtemperaturreaktor mit 30-40 MW thermischer Leistung entwickeln, der mit TRISO-Brennstoff betrieben wird und eine Ausgangstemperatur von 750°C aufweist. Die Finanzierung der Design- und Konzeptstudie in Höhe von 60 Mio. PLN (ca. 13 Mio. EUR) erfolgt über nationale Mittel (Dąbrowski 2022).

Zusätzlich wurde im Juni 2022 das Projekt Gemini 4.0 (2022-2025) unter dem Europäischen Förderungsprogramm „EURATOM-RIA - EURATOM Research and Innovation Actions“ gestartet. Ziel ist es, das Konzept aus GEMINI+ weiterzuentwickeln. Das beinhaltet die Vorbereitung für eine Genehmigung, die Erarbeitung eines Plans zur Entwicklung eines Europäischen „Brennstoffkreislaufes“ für den TRISO-Brennstoff und seine Lagerung nach dem Betrieb sowie die Entwicklung eines Kommunikationsplans, um Politik, Industrie und die Öffentlichkeit von dieser Technologie zu überzeugen.¹⁴⁶

3.3.7.3 Zwischenfazit

In Polen wird seit mehreren Jahrzehnten der Einstieg in kommerzielle Kernenergie diskutiert. Dieser ist jedoch bis heute noch nicht umgesetzt. Vormalig waren Importe von Kraftwerkstechnologie aus der Sowjetunion geplant, heute sollen diese aus den USA und eventuell Südkorea kommen. Seit den 1950er Jahren wird auch in Polen selbst in geringem Maßstab an Reaktortechnik geforscht, vor allem am Forschungsreaktor MARIA (seit 1974 in Betrieb). Für SNR ist zu beobachten, dass Polen Wissen aufbaut, indem sich polnische Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler an europäischen Forschungsprojekten (GEMINI+, GEMINI 4.0, ALLEGRO) beteiligen. Insbesondere wird ein Fokus auf die Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren gelegt. Diesbezüglich gibt es derzeit Erwägungen zum Bau eines gasgekühlten Hochtemperatur-Forschungsreaktors (TeResa), auf Basis des Projektes GEMINI+, in Zusammenarbeit mit Japan. Dieser soll zur Entwicklung für VHTR in der Zukunft verwendet werden.

3.4 Fazit zu Länderstudien

Weltweit gibt es zahlreiche Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten sowie Pilotprojekte für SNR. Heute als „neuartig“ bezeichnete Technologielinien wurden bereits in der Anfangsphase kerntechnischer Entwicklungen in den 1940er und 1950er Jahre erforscht und entwickelt, vor allem die Schnellen Reaktoren, aber auch Hochtemperaturreaktoren und Salzschmelzereaktoren.

¹⁴⁶ <https://cordis.europa.eu/project/id/101059603> (zuletzt geprüft am 10.11.22)

Weltweit hat sich der Leichtwasserreaktor durchgesetzt, während SNR im innovationsökonomischen „Tal des Todes“ landeten, d. h. die Inventionen wurden nicht durch anschließende Innovationen und Diffusion der Technologie weitergeführt.

Motive der Länder zur Entwicklung von SNR beinhalten geopolitische und militärische Aspekte, die Dekarbonisierung des Energiesystems, die Entwicklung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs auch mit Blick auf das Abfallmanagement sowie den Innovationswettbewerb.

Den drei Atom-Supermächten (USA, Russland, China) ist eine Innovationsdynamik gemeinsam: In den jeweiligen Anfangsphasen der Kernkraftentwicklung wurden erhebliche Ressourcen in die Entwicklung von Leichtwasser- und Nicht-Leichtwasserreaktoren investiert, jedoch setzten sich in der weiteren Entwicklung nur die Leichtwasserreaktoren kommerziell durch. Insbesondere zeigen die Länderstudien, dass ein Systemwechsel von Leichtwasserreaktoren zu serienreifen SNR nicht absehbar ist.

4 Technologielinien

In diesem Kapitel werden die verschiedenen in Kapitel 2.3 eingeführten Technologielinien diskutiert. Dazu werden zunächst die wesentlichen technischen Eigenschaften der jeweiligen Technologielinie in Form einer Systembeschreibung dargestellt und wichtige Unterschiede von Reaktorkonzepten innerhalb der Technologielinie und im Vergleich zu heutigen Leichtwasserreaktoren erläutert. Dann wird zunächst ein Überblick zu den historischen Entwicklungen im Bereich der Technologielinie gegeben, anschließend werden die verschiedenen, aktuell verfolgten konkreten Reaktorkonzepte innerhalb der Technologielinie übersichtsartig dargestellt. Eine detaillierte Diskussion ausgewählter Reaktorkonzepte erfolgt in Kapitel 5. Schließlich werden die verschiedenen Technologielinien anhand der in Kapitel 0 eingeführten Kriterien bewertet.

4.1 Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (Sodium-cooled Fast Reactors, SFR)

Konzepte für natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (SFR) werden seit Beginn der Nutzung der Kernenergie diskutiert. Wesentliches Entwicklungsziel ist dabei die Erzeugung von Plutonium aus dem eingesetzten Uranbrennstoff und die weitere Nutzung dieses Plutoniums als Spaltstoff zur Energieerzeugung. Daher steht eine mögliche Nutzung von SFR immer auch im Zusammenhang mit der Entwicklung plutoniumhaltiger Brennstoffe und von Anlagen zur Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe sowohl aus LWR wie aus SFR (Ohshima und Kubo 2016; Schulenberg 2020).

In neueren Unterlagen wird als Vorteil dieser Technologielinie neben der besseren Ausbeute der Uranressourcen zusätzlich ihr Potential zur Transmutation radioaktiver Abfallnuklide angeführt (IAEA 2012b; Heidet 2021). Dieser Einsatzzweck erfordert allerdings erhebliche Modifikationen der Wiederaufbereitungsverfahren, der Brennstofffertigung und des Reaktorkerns, da ein Transmutationsreaktor Plutonium und weitere Aktinide verbrennen statt erbrüten soll.

Als Vorteile von SFR werden neben ihrem Potential zur Erzeugung von Plutonium die guten Wärmeleitungsseigenschaften von Natrium und die Drucklosigkeit des primären Kühlkreislaufs genannt, als wichtige Nachteile sind die chemische Reaktivität von Natrium und die höheren Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle anzusehen (Mikityuk 2019).

4.1.1 Systembeschreibung

Bei SFR können zwei wesentliche Bauweisen unterschieden werden (Schulenberg 2020). Viele der frühen SFR haben sich in ihrem Aufbau an LWR orientiert und wurden in der sogenannten „Loop“-Bauweise errichtet. Dabei befindet sich der Reaktorkern in einem Reaktorbehälter. Dieser ist über Rohrleitungen mit einem primären Wärmetauscher verbunden. Im primären Kühlkreislauf wird das Kühlmittel (hier Natrium) mit Pumpen in den Reaktorbehälter gefördert, durchströmt den Reaktorkern, heizt sich dabei auf, verlässt über Rohrleitungen den Reaktorbehälter und durchströmt einen primären Wärmetauscher, wo es die erzeugte Wärme an einen sekundären Kühlkreislauf abgibt, und wird in den Reaktorbehälter zurückgefördert (für einen solchen grundsätzlichen Aufbau vgl. beispielsweise Abbildung 4-3).

Anders als bei dieser sogenannten „Loop“-Bauweise werden neuere SFR typischerweise in einer sogenannten „Pool“- bzw. Beckenbauweise errichtet, vgl. Abbildung 4-1). Dabei ist der primäre Wärmetauscher in den Reaktorbehälter integriert, lediglich die Rohrleitungen des sekundären Kühlsystems werden aus dem Reaktorbehälter geführt. Der Reaktorbehälter wird dabei

typischerweise von einem weiteren Schutzbehälter umgeben, der bei Leckagen am Reaktorbehälter austretendes Natrium auffängt. Da sich der primäre Kühlkreislauf vollständig im Reaktorbehälter befindet, wird damit ein weitgehender Verlust von Natrium aus dem primären Kühlkreislauf ausgeschlossen. Bei den aktuell in Bau oder Betrieb befindlichen, als kommerziell eingestuften SFR handelt es sich um Reaktoren in Beckenbauweise, vergleiche Tabelle 4-4. Dieser Aufbau wird im Folgenden detaillierter dargestellt.

Reaktorsystem

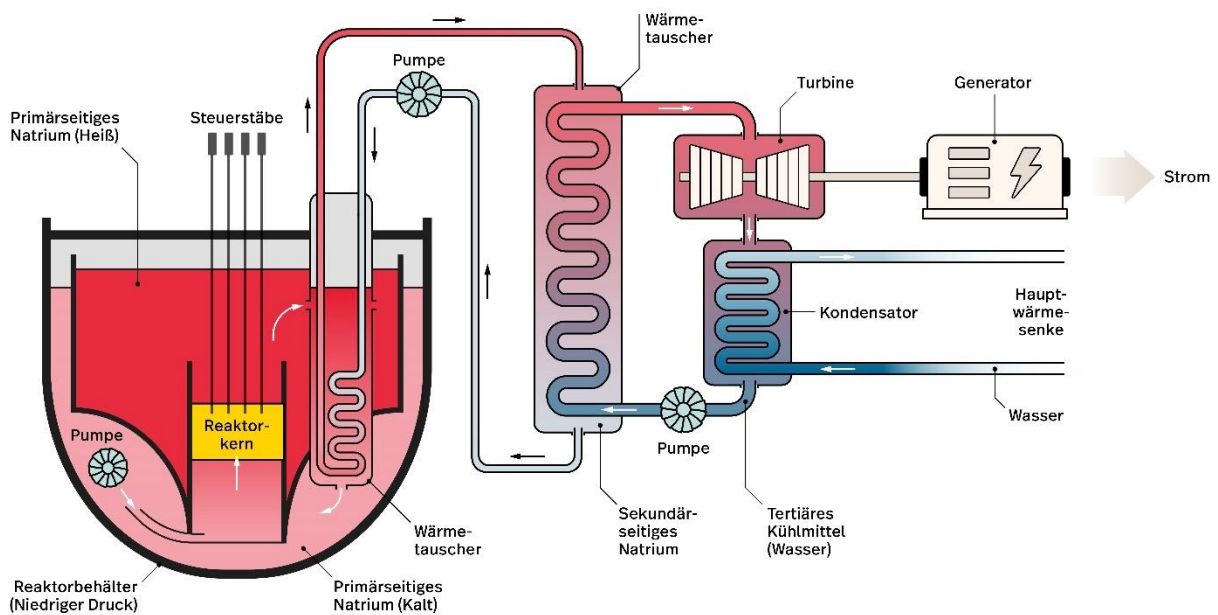
Bei SFR in Beckenbauweise befinden sich der Reaktorkern, das primäre Kühlmittel und der primäre Wärmetauscher vollständig in einem Reaktorbehälter. Die Siedetemperatur von Natrium liegt bei 883°C. Bei den üblichen Betriebstemperaturen im Bereich von 500-550°C siedet das Natrium im Betrieb also nicht, daher steht der Reaktorbehälter nicht unter Druck. Um einen Kontakt von Natrium mit Luft zu verhindern und ggf. im Kühlmittel vorhandene radioaktive Stoffe einzuschließen, ist der Reaktorbehälter in allen Betriebszuständen mit einem Deckel verschlossen. Ein Be- und Entladen von Brennelementen muss über Schleusen durch den Deckel erfolgen.

Der Reaktorbehälter ist mit flüssigem Natrium gefüllt. Im oberen Bereich des Reaktorbehälters befindet sich ein inertes Gas, um der Ausdehnung von Natrium bei Aufheiz- und Abkühlvorgängen ein freies Volumen zu bieten.

Der Reaktorkern befindet sich auf einer Tragstruktur im unteren Bereich des Reaktorbehälters. Das Natrium wird mittels Pumpen von unten durch den Reaktorkern gefördert und heizt sich dabei auf. Das heiße Natrium oberhalb des Reaktorkerns soll nicht in direkten Kontakt mit den Wänden des Reaktorbehälters treten, um diesen nicht den hohen Kernaustrittstemperaturen auszusetzen. Darum befindet sich im Inneren des Reaktorbehälters eine Trennstruktur, die kälteres von heißem Natrium trennt.

Das heiße Natrium tritt in einen primären Wärmetauscher ein, gibt die Wärme an einen sekundären Kühlkreislauf ab und tritt aus dem primären Wärmetauscher im Bereich des kälteren Natriums wieder aus.

Abbildung 4-1: Konzeptdarstellung eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors (SFR)



Quelle: Eigene Abbildung

Da im SFR kein Moderator erforderlich ist und Natrium ein sehr gutes Kühlmittel darstellt, kann der Brennstoff im SFR sehr dicht angeordnet werden. Anders als in LWR werden daher die Brennstäbe in einem SFR-Brennelement typischerweise in einem hexagonalen Gitter angeordnet. Die Stablängenleistung ist beim SFR ähnlich wie beim LWR durch die maximal zulässige Temperatur im Brennstoff begrenzt und liegt bei ca. 40 kW pro Meter. Zusammen mit der dichteren Brennstabanordnung ist damit eine gegenüber LWR deutlich erhöhte Leistungsdichte im Kern möglich.

Die Brennstäbe haben typischerweise einen Durchmesser im Bereich von 10 mm und eine Länge von einem oder wenigen Metern. Als Brennstoff wird typischerweise Uran- oder Uran-Plutonium-Mischoxid verwendet. Im unteren und im oberen Bereich der Brennstäbe befindet sich typischerweise eine Brennstoffsäule aus abgereichertem oder Natururan. Dieses Material soll aus dem Reaktorkern entweichende Neutronen in den Kern zurück reflektieren und verbleibende Neutronen einfangen. Oberhalb der Brennstoffsäule befindet sich ein Plenumsbereich, der zum Auffangen der im Brennstoff gebildeten gasförmigen Spaltprodukte dient und durch den der Druckaufbau im Brennstab begrenzt wird.

Die Brennstäbe werden zu Brennelementen zusammengefasst, als Abstandhalter zwischen den Brennstäben dienen typischerweise Metalldrähte, die die Stäbe umwickeln und zu einer Durchmischung des Kühlmittels beim Durchströmen des Brennelements beitragen. Die Brennelemente sind von Brennelementkästen eingefasst, ähnlich den Brennelementen heutiger Siedewasserreaktoren. Durch Blenden im Brennelementfuß kann die Durchströmung der Brennelemente in Abhängigkeit von der mittleren Leistungsdichte des Brennelements im Kern beeinflusst werden. Die Brennelemente stehen mittels eines Fußteils in einer Tragstruktur im unteren

Bereich des Reaktorbehälters. Am Kopf der Brennelemente ist eine Tragestruktur angebracht, die zum Wechseln der Brennelemente benötigt wird.

Die Brennelemente im Reaktorkern werden typischerweise von Reflektorelementen umgeben. Dabei handelt es sich um vergleichbar aufgebaute Elemente, die jedoch anstelle von Brennstoff lediglich mit Edelstahl gefüllt sind. Ihre Aufgabe ist es, aus dem Kern austretende Neutronen zurück in den Kern zu reflektieren. Diese Reflektorelemente sind schließlich noch von weiteren Absorber-elementen umgeben, in denen verbleibende Neutronen absorbiert werden sollen. Ziel dieses Aufbaus ist es, die äußeren Strukturen, insbesondere die Wand des Reaktorbehälters, gegenüber dem hohen Neutronenfluss im Reaktorkern abzuschirmen. Die aus dem Reflektor in den Reaktorkern zurückgestreuten Neutronen tragen zeitlich verzögert zu neuen Spaltungen bei und beeinflussen damit auch die Reaktorsteuerung.

Zur Leistungssteuerung und zur Abschaltung werden typischerweise Steuer- bzw. Abschalt-elemente aus Borcarbid verwendet. Alternativ wird auch Hafnium als Absorbermaterial diskutiert. Die Steuerelemente und die davon unabhängigen Abschalt-elemente können von oben in den Reaktorkern eingefahren werden.

Der Reaktorbehälter ist typischerweise von einem zweiten Schutzbehälter umgeben. Dieser soll bei einem Leck am Reaktorbehälter das austretende Natrium auffangen und damit einen Kühlmittelverlust begrenzen. So wird sichergestellt, dass der Reaktorkern jederzeit mit Natrium bedeckt und eine ausreichende Kühlmittelströmung zu den primären Wärmetauschern erhalten bleibt.

Die Kerneintrittstemperatur liegt bei SFR im Bereich von 350-400°C, am Kernaustritt hat das Natrium eine Temperatur von 500-550°C. Über den primären Wärmetauscher wird die erzeugte Energie an einen sekundären Kreislauf übertragen, in dem ebenfalls Natrium als Kühlmittel eingesetzt wird. Dadurch wird ein direkter Kontakt des primärseitigen Natriums mit Wasser ausgeschlossen.

Der sekundäre Kühlkreislauf überträgt die Energie auf einen tertiären Wasser-Dampf-Kreislauf, in dem über eine Turbine und einen Generator die Energie in elektrischen Strom umgewandelt wird. Im sekundären Wärmetauscher wird dazu überhitzter Dampf bei Drücken von 10-20 MPa und Temperaturen im Bereich von 400-450°C erzeugt. In manchen Reaktorkonzepten wird statt eines Wasser-Dampf-Kreislaufs auch ein Gaskreislauf beispielsweise mit überkritischem Kohlendioxid zur Stromerzeugung diskutiert. Die Restwärme wird schließlich über einen weiteren Kühlkreislauf an eine externe Wärmesenke abgegeben. Der Wirkungsgrad eines SFR liegt damit typischerweise bei ca. 40%.

Für einen Brennelementwechsel müssen die Brennelemente zunächst im Inneren des Reaktorbehälters in einem mit Natrium gefüllten Behälter geladen werden. Sie können dann über eine Schleuse im Deckel des Reaktorbehälters in einen externen, gekühlten Natriumbehälter verbracht werden. Dort werden sie gelagert, bis ihre Nachzerfallsleistung abgeklungen ist. Danach müssen sie von Natrium gereinigt werden, bevor sie in Transport- oder Lagerbehälter verpackt werden können.

Brennstoff

SFR werden heute im Wesentlichen entweder mit angereichertem Uran oder mit Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoff (MOX) betrieben, es können als Brennstoff grundsätzlich aber auch verschiedene andere chemische Formen (Metalle, Nitride, Carbide) zum Einsatz kommen.

Aufgrund des verwendeten schnellen Neutronenspektrums sind die Wirkungsquerschnitte für Neutronenreaktionen in SFR gegenüber LWR deutlich geringer. Darum muss der Spaltstoffanteil im Brennstoff gegenüber LWR deutlich höher sein, um einen kritischen Reaktor zu erreichen. Auch ist die freie Weglänge der Neutronen und damit der Neutronenverlust aus dem Reaktorkern beim SFR größer als bei LWR, was je nach Größe des Reaktorkerns einen zusätzlich erhöhten Bedarf an Spaltstoff im Brennstoff bedeutet. Bei größeren SFR liegt der Spaltstoffanteil im Brennstoff daher typischerweise bei 10-15%, bei kleineren Anlagen sind Spaltstoffanteile im Bereich von 30% notwendig.

Da das verbrauchte Spaltmaterial durch Einfangreaktionen neu produziert wird und die im Brennstoff entstehenden Spaltprodukte im schnellen Neutronenspektrum nur wenig zur Neutronenabsorption beitragen, bleibt die Reaktivität des Brennstoffs über den Abbrand anders als bei LWR weitgehend konstant. Der erreichbare Abbrand des Brennstoffs in SFR ist daher wesentlich durch die Materialbelastung der Hüllrohre und des Brennstoffs selbst begrenzt und liegt heute bei ca. 100 MWd/kg Schwermetall.

Brennstoffkreislauf

Für SFR ist eine sehr große Bandbreite verschiedener Brennstoffe, Reaktorkern-Geometrien und damit verbundener Brennstoffkreisläufe möglich.

Ursprünglich wurden SFR vor allem vor dem Hintergrund erforscht, dass das im natürlich vorkommenden Uran enthaltene, in thermischen Reaktoren spaltbare Uran-235 nur 0,71% des Gesamturans ausmacht. Der überwiegende Anteil des Natururans ist damit in thermischen Reaktoren nicht spaltbar. Durch den Einfang von Neutronen wird dieser Anteil an Uran-238 jedoch in schwerere Nuklide, hauptsächlich in Plutonium, umgewandelt. Plutonium wiederum ist sowohl in thermischen wie in Schnellen Reaktoren ein guter Spaltstoff.

In Schnellen Reaktoren entsteht pro Spaltung eine größere Zahl an Neutronen als in thermischen Reaktoren. Gleichzeitig nimmt die relative Wahrscheinlichkeit ab, dass diese Neutronen in den entstehenden Spaltprodukten oder in Strukturmaterialien absorbiert werden. Damit können in Schnellen Reaktoren mehr Neutronen genutzt werden, um Plutonium aus Uran-238 (oder Uran-233 bei einer Nutzung von Thorium) zu erzeugen.

SFR mit dem Ziel, zusätzliches Spaltmaterial zu erzeugen, werden auch als Schnelle Brüter bezeichnet. In solchen SFR wird der Reaktorkern typischerweise so aufgebaut, dass in einem inneren Bereich Brennelemente mit einem hohen Spaltstoffanteil eingesetzt werden, in denen die thermische Leistung des Reaktors erzeugt wird. Dieser innere Bereich wird dann von einem weiteren Bereich, dem sogenannten Brutmantel oder auch Blanket, aus Brennelementen umgeben, in denen lediglich natürliches oder abgereichertes Uran enthalten ist. Die aus dem inneren Reaktorbereich entkommenden Neutronen erzeugen in diesem Brutmantel neues Plutonium. Für die spätere Nutzung dieses neu erzeugten Spaltstoffs ist dann eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs erforderlich. Für ein solches Reaktorkonzept wird auf die Darstellung zum BN-800 in Kapitel 5.1 verwiesen.

Da gegenwärtig und auf absehbare Zeit jedoch kein Mangel an Uran erkennbar ist, vgl. Kapitel 2.5.6 und 2.6.3, wird der Reaktorkern von SFR heute vielfach so aufgebaut, dass der Spaltstoffanteil entweder konstant bleibt oder sogar gezielt ein Abbau von Aktiniden aus dem abgebrannten Brennstoff bisheriger LWR angestrebt wird. Dazu ist eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs von

Leichtwasserreaktoren sowie eine Brennstoffherstellung mit einer breiteren Zusammensetzung von Aktiniden erforderlich.

Einzelne Reaktorkonzepte verfolgen demgegenüber den Ansatz, dass das im Reaktor erzeugte Spaltmaterial direkt wieder verbraucht wird. Dadurch soll auf eine Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe vollständig verzichtet werden können, vergleiche hierzu die Darstellung zum Travelling Wave Reactor (TWR) in Kapitel 5.2.

Kühlmittel

Als Kühlmittel wird in SFR das Leichtmetall Natrium verwendet. Dieses weist verschiedene günstige Eigenschaften als Kühlmittel auf.

Zunächst verfügt es über eine sehr hohe Wärmeleitfähigkeit von 62 W/mK (bei einer Temperatur von 550°C), ein gegenüber Wasser um ca. einen Faktor 10 erhöhter Wert. Bei vergleichbarer Dichte wie Wasser und trotz etwas geringerer Viskosität ist damit der Wärmeübergang aus dem Brennstoff in das Kühlmittel gegenüber Wasser verbessert. Dadurch ist auch ein Reaktor mit einer höheren Leistungsdichte als bei LWR noch kühlbar.

Natrium schmilzt bei Normaldruck bei 98°C. Das bedeutet, dass es während des Betriebs dauerhaft oberhalb dieser Temperatur gehalten werden muss, damit es nicht erstarrt. Seine Siedetemperatur von 883°C liegt demgegenüber sehr hoch. Damit werden im Betrieb Arbeitstemperaturen im Bereich von 500-550°C möglich, ohne dass es im Normalbetrieb zu einem Sieden des Kühlmittels kommt. Damit kann der primäre Kühlkreislauf drucklos ausgelegt sein, es ist lediglich der statische Druck des Natriums zu berücksichtigen.

Natrium ist auch mit vielen Edelstählen gut verträglich und führt somit nicht zu übermäßiger Korrosion in den Kühlkreisläufen.

Nachteile der Nutzung von Natrium liegen vor allem darin, dass beim Kontakt von Natrium mit Wasser und bei höheren Temperaturen mit Sauerstoff starke chemische Reaktionen auftreten. Daher muss ein Kontakt mit Wasser im Reaktor vermieden werden. Auch müssen Vorkehrungen gegen die bei Leckagen an natriumführenden Rohrleitungen auftretenden Natriumbrände getroffen werden.

Ein weiterer Nachteil gegenüber Wasser besteht darin, dass flüssiges Natrium intransparent ist. Damit sind optische Inspektionen von mit Natrium gefüllten Bereichen inklusive des Reaktorkerns und der im Einsatz befindlichen Brennelemente nicht möglich. Ebenso ist beim Brennelementwechsel eine optische Kontrolle bei der Positionierung der Brennelemente nicht möglich.

Spektrum (Moderator)

Bei SFR handelt es sich um Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum. Moderatoren werden daher nicht eingesetzt.

Aufgrund der deutlich geringeren Wirkungsquerschnitte für die Reaktion mit Neutronen in einem schnellen Neutronenspektrum ist der Neutronenfluss in SFR um einen Faktor von ca. 500 höher als in LWR. Dies bedeutet insbesondere höhere Belastungen für die im SFR eingesetzten Strukturmaterialien.

Druck und Temperatur

Die Temperaturen in allen Natriumkühlkreisläufen müssen dauerhaft oberhalb der Schmelztemperatur von Natrium gehalten werden. Daher müssen SFR im Stillstand gegebenenfalls mit Zusatzheizungen auf Temperaturen oberhalb ca. 200°C gehalten werden. Die in SFR angestrebten Arbeitstemperaturen liegen bei 500-550°C.

Aufgrund der hohen Siedetemperatur von Natrium ist ein Sieden während des normalen Betriebs ausgeschlossen. Im Reaktorsystem herrscht daher ausschließlich der statische Druck des Natriums im Bereich von wenigen Zehntel Megapascal.

Konstruktionswerkstoffe

Für die Hüllrohre und Strukturmaterialien in SFR können typischerweise Edelstähle genutzt werden. Diese verfügen im Temperaturbereich von 500-550°C noch über eine ausreichende Festigkeit. Der Reaktorbehälter selbst wird typischerweise durch Absorberelemente im Außenbereich des Reaktorkerns vor der Neutronenstrahlung des Kerns abgeschirmt. Da der Kühlkreislauf selbst nicht unter Druck steht, kann der Reaktorbehälter daher typischerweise ebenfalls aus einer Edelstahlwand mit einer Dicke von wenigen Zentimetern bestehen.

4.1.2 Historische Entwicklungen

Die historische Entwicklung natriumgekühlter Schneller Reaktoren wurde in (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015) zusammenfassen dargestellt. Diese Darstellung wird im Folgenden im Wesentlichen unverändert mit geringfügigen Aktualisierungen wiedergegeben. Für eine ausführlichere Diskussion wird beispielsweise auf (Imel 2021) verwiesen, spezifisch zu den Erfahrungen aus den französischen Anlagen Phénix und Superphénix wird auf (Guidez 2017) verwiesen.

Schon seit Beginn der Nutzung der Kernspaltung für friedliche Zwecke wurden Konzepte zum Bau von Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum entwickelt und in Prototypen verwirklicht. Als wesentlicher Vorteil im Vergleich zu thermischen Reaktoren wurde insbesondere eine um etwa den Faktor 60 höhere Energieausbeute aus den vorhandenen Uranreserven durch die weitgehende Umwandlung des Uran-238 in spaltbares Plutonium-239 („Erbrüten“) gesehen.

Damit erforderte die Nutzung dieses Reaktortyps parallel die großtechnische Entwicklung von Anlagen zur Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente mit dem Ziel, das enthaltene Plutonium abzutrennen, und von Anlagen zur Fertigung plutoniumhaltiger („Mischoxid“-)Brennelemente für deren Einsatz in Schnellen Brutreaktoren.

Wie bei den Leichtwasserreaktoren erfolgte die Entwicklung natriumgekühlter Schneller Reaktoren in drei Phasen von experimentellen Reaktoren (vergleiche Tabelle 4-1) über Prototyp- und Demonstrationsreaktoren (vergleiche Tabelle 4-2) bis hin zu kommerziellen Anlagen (vergleiche Tabelle 4-4). Für eine detailliertere Darstellung dieser Reaktoren wird an dieser Stelle auf (IAEA 2006a; 2007; 2012b; WNA 2021a) verwiesen.

Bisherige Erfahrungen aus dem Betrieb von SFR sind beispielsweise auch in (NRC 2014) enthalten.

Tabelle 4-1: Ehemalige experimentelle SFR

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MWth)	Betrieb	Anmerkungen
Deutschland	KNK-II	1975	52	1977-1991	
Frankreich	Rapsodie	1962	40	1967-1983	
Großbritannien	DFR	1954	60	1959-1977	
Indien	FBTR	1972	40	seit 1985	
Italien	PEC	1974	120		Bau 1987 abgebrochen
Russland	BR -10	1956	55	1959-2002	Kernschmelzunfall 1955
	BOR-60	1964	8	seit 1958	
USA	EBR-I	1947	1,2	1951-1963	
	EBR-II	1958	62,5	1963-1994	
	Fermi	1956	200	1965-1972	
	FFTF	1970	400	1980-1992	

Quelle: (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Schulenberg 2020)

Tabelle 4-2: Ehemalige Prototyp- und Demonstrations-SFR

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MWth)	Betrieb	mittlerer Lastfaktor	Anmerkungen
Deutschland	SNR-300	1973	762			keine Betriebsgenehmigung erteilt
Frankreich	Phénix	1968	563	1973-2009	~ 0,50	
	Super-Phénix 1	1976	3420	1985-1996	0,08 ¹⁴⁷	
Großbritannien	PFR	1966	650	1974-1983 1984-1994	0,07 0,34	
Japan	MONJU	1985	714	1994-2016		1996-2010 nach Störfall Stillstand
Kasachstan	BN-350	1964	750	1972-1999	0,85	
USA	CRBRP	1982				Wg. Kostensteigerung 1983 abgebrochen

Quelle: (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015)

¹⁴⁷ Ohne behördlich angeordnete zweijährige Stillstandsphase zur Durchführung eines öffentlichen Anhörungsverfahrens.

Neben den bereits wieder stillgelegten Anlagen befinden sich noch drei experimentelle SFR, die in den 1960 und 1970er Jahren errichtet wurden, in Betrieb, vergleiche Tabelle 4-3.

Tabelle 4-3: In Betrieb befindliche experimentelle SFR

Land	Reaktor	Baubeginn	Leistung (MWth)	Betrieb	Anmerkungen
Indien	FBTR	1972	40	seit 1985	Pool-Typ
Japan	JOYO	1970	140	1977-2007	Loop-Typ, seit 2007 im Standby
Russland	BOR-60	1964	55	1969	Loop-Typ, partielle Kernschmelze beim Anfahren

Quelle: (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Schulenberg 2020; Heidet 2021)

Als wesentliche Ergebnisse der bisherigen Betriebserfahrung sind festzuhalten:

- a) Sämtliche aufgeführte Schnelle Brüter nutz(t)en metallisches Natrium als Kühlmittel.¹⁴⁸ Dies ermöglicht eine hohe Leistungsdichte des Reaktors, hohe Kühlmitteltemperaturen und damit günstigere Wirkungsgrade zur Stromproduktion als in Leichtwasserreaktoren, führt aber zu spezifischen Störfallrisiken, beispielsweise der teils häufig aufgetretenen Natrium-Leckagen und -brände.
- b) Wie bei der Entwicklung einer neuen Technik zu erwarten ist, waren die Betriebserfahrungen äußerst unterschiedlich. Sie reichen vom Auftreten ernster Stör- und Unfälle mit teils jahrelangen Stillstandszeiten bis zu einem über Jahrzehnte hinweg weitgehend störungsfreien Betrieb. Für diejenigen Reaktoren, deren Ziel die Demonstration einer hohen Verfügbarkeit war, sind – sofern ermittelbar – die durchschnittlichen Lastfaktoren angegeben. Diese berechnen sich als Verhältnis der tatsächlichen zur theoretisch möglichen Stromerzeugung, so dass sie ein geeignetes Maß für die betriebliche Zuverlässigkeit darstellen.
- c) Eine wesentliche Ursache für die teilweise niedrigen Verfügbarkeiten ist in Problemen mit den Natrium-Kühlkreisläufen zu sehen. In der Regel weisen die Demonstrations- und kommerziellen Reaktoren einen Primär- und Sekundärkreis mit flüssigem Natrium als Kühlmittel auf. Leckagen der Natrium-Kühlkreisläufe mit Austritt des chemisch reaktiven Kühlmittels, teils verbunden mit Natriumbränden oder – im Falle von Leckagen des Wärmetauschers im Sekundärkreislauf – mit Natrium-Wasser-Reaktionen führten bei einzelnen Reaktoren zu häufigen und teilweise längeren¹⁴⁹ Stillständen.
- d) Ein Teil der Reaktoren wurde ausschließlich oder weitgehend mit (höher angereichertem) Uran statt mit Plutonium betrieben. Gründe dafür dürften sowohl in der Option, die erprobte Technik der Fertigung von Uran-Brennelementen zu nutzen, als auch in den reaktorphysikalisch-sicherheitstechnischen Vorteilen¹⁵⁰ gegenüber Plutonium-Brennstoff liegen.

¹⁴⁸ Einzige Ausnahme: der britische DFR verwendete Natrium-Kalium.

¹⁴⁹ Im Falle des japanischen Monju-Reaktors von 1994-2010.

¹⁵⁰ Zu nennen sind hier insbesondere der höhere Anteil verzögerter Neutronen und häufig günstigere Reaktivitätskoeffizienten.

- e) Ins Auge fällt der niedrige Lastfaktor des Superphénix, vergleiche Tabelle 4-2. Diese geringe Verfügbarkeit führte 1996 zum Beschluss des Betreibers, den Reaktor aus ökonomischen Gründen stillzulegen (IAEA 2007).
- f) Da Konzepte zur Transmutation langlebiger radiotoxischer Abfallisotope schon seit Jahrzehnten existieren, wurden in mehreren Ländern erste Versuche zum Einsatz solcher Isotope in experimentellen und Prototyp-Brutreaktoren durchgeführt. Diese dienten sowohl der Überprüfung der berechneten Umwandlungsraten als auch der Gewinnung von Erfahrungen des Verhaltens der aktinidenhaltigen Brennstoffe beim Einsatz in Reaktoren. Solche Transmutationsexperimente sind dokumentiert für den EBR-II in den USA (Oak Ridge National Laboratory 1982), den PFR in Großbritannien (Oak Ridge National Laboratory 1983), den BOR-60 in Russland (Mayorshin et al. 2002), für Joyo in Japan (IAEA 2012b) und Phénix in Frankreich (IAEA 2007).

4.1.3 Aktuelle Entwicklungen

Es werden heute weltweit drei natriumgekühlte Schnelle Reaktoren betrieben, die gemäß (IAEA 2023c) als kommerzielle Reaktoren geführt werden, siehe Tabelle 4-4. Dabei handelt es sich um die beiden russischen Anlagen BN-600 und BN-800 am Standort Beloyarsk sowie den chinesischen CEFR in Tuoli. Weiterhin befinden sich in China eine Anlage vom Typ CFR-600 in Bau. Ein weiterer Prototypreaktor, der indische PFBR wird seit 2004 am Standort Madras errichtet.

Tabelle 4-4: In Bau oder Betrieb befindliche als kommerziell eingestufte SFR

Land	Reaktor	Bau- beginn	Leistung (MWth/MWe)	Betrieb	Anmerkung	mittlerer Lastfaktor
China	CEFR	2000	65/ 20	seit 2010	Pool-Typ	2011-2016: 0,0 2017-2021: k.A.
	CFR-600	2017	1882/ 642	-	Pool-Typ	-
Indien	PFBR	2004	1253/ 470	-	Pool-Typ	-
Russland	BN-600	1969	1470/ 560	1980	Pool-Typ	76,4%
	BN-800	2006	2100/ 820	2015	Pool-Typ	65,9%

Quelle: (IAEA 2023c; Heidet 2021; Schulenberg 2020)

Die ARIS-Datenbank der IAEA listet weiterhin zehn der Technologielinie der SFR zugeordnete Reaktorkonzepte, den 4S, ASTRID, BN-1200, CFR-600, FBR-1 & 2, JSFR, MBIR, PGSFR, PRISM sowie den TWR-P (IAEA 2023b), für eine Übersicht zu den Entwicklungen im Rahmen des GIF siehe auch (Hill 2016).

4.1.3.1 4S

Beim 4S handelt es sich gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2021b, Kapitel 6.2.4) um das vereinfachte Design eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors vom Pool-Typ der japanischen Firma Toshiba. Der Reaktor soll eine thermische Leistung von 30 oder 135 MW und eine zugehörige elektrische Leistung von 10 oder 50 MW aufweisen.

Der Reaktorkern ist aus metallischem Brennstoff aus einer Uran-Zirkoniumlegierung aufgebaut, auf einen Brutmantel soll verzichtet werden. Bei einer Anfangsanreicherung von 17% soll ein Abbrand von 34 MWd/kg erzielt werden. Dabei soll der Reaktor ohne Beladung für 10 bis 30 Jahre betrieben werden können. Der primäre Kühlkreislauf befindet sich vollständig im Reaktorbehälter und umfasst u. a. die Wärmetauscher, elektromagnetische Pumpen, Reflektoren und einen Abschaltstab. Der bewegliche Reflektor umgibt den Reaktorkern und kompensiert den Abbrand über die Lebensdauer der Anlage. Ein Zwischenkühlsystem überträgt die Wärme an einen tertiären Kühlkreislauf. Der Reaktorbehälter ist von einer Schutzhülle (Guard-Vessel) umgeben, die bei einem Natriumleck die Kernbedeckung sicherstellt. Die Schutzhülle ist gegen Natriumbrände mit Stickstoff inertisiert.

Nach Angaben in (IAEA 2022a) wurde 2007 von der Firma Toshiba ein vorläufiges Design-Review für das 4S-Konzept eingeleitet. Demnach wurden im Jahr 2013 vierzehn technische Berichte bei der U.S. NRC eingereicht. Angaben zu neuern Entwicklungen sind in (IAEA 2022a) nicht enthalten.

4.1.3.2 ASTRID

Gemäß (WNA 2021a) wurde das französische Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien (CEA) im Jahr 2006 von der französischen Regierung damit beauftragt, im Rahmen der GIF-Zusammenarbeit und aufbauend auf einer 45jährigen Erfahrung mit natriumgekühlten Schnellen Reaktoren ein fortgeschrittenes Konzept für einen SFR zu entwickeln. Der „Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration“ (ASTRID) sollte eine elektrische Leistung von 600 MW aufweisen und als Prototyp für eine Serie von kommerziellen SFR mit einer elektrischen Leistung von 1500 MW dienen, die ca. ab dem Jahr 2050 errichtet werden sollten. Kostenschätzungen aus dem Jahr 2010 gingen von Investitionskosten in der Höhe von 4,3 Mrd. EUR aus. Eine Übersicht zum ASTRID-Projekt gibt (Rodriguez 2018).

Als Brennstoff sollte MOX vergleichbar zu heutigem LWR-MOX, allerdings mit einem Spaltstoffgehalt von 25-35% genutzt werden. Durch die Auslegung des Reaktorkerns sollte ein negativer Void-Koeffizient der Reaktivität erzielt werden, vgl. hierzu Kapitel 4.1.5.

Mit einer Förderung der französischen Regierung von etwa 650 Mio. EUR für den Zeitraum von 2010 bis 2017 konnte das konzeptionelle Design des Reaktorkonzepts bis 2015 abgeschlossen werden. Die Arbeiten am Konzept wurden zusammen mit internationalen Partnern bis zum Jahr 2019 fortgesetzt. Im Juni 2017 beschloss die französische Regierung, dass das Reaktorkonzept auf eine geringere elektrische Leistung von 100-200 MW verkleinert werden sollte, um Kosten zu sparen. Im August 2019 erklärte die CEA, dass sie nicht länger plane, den Bau von ASTRID kurz- oder mittelfristig anzustreben (WNA 2021a).

4.1.3.3 BN-600, BN-800 und BN-1200

Im globalen Vergleich kann Russland heute die umfangreichsten Erfahrungen mit dem Betrieb natriumgekühlter (Brut-)Reaktoren aufweisen. Folgerichtig ist beabsichtigt, auf der Grundlage der beiden derzeit in Betrieb befindlichen Demonstrationsreaktoren BN-600 und BN-800 kommerzielle Reaktoren (BN-1200) zu entwickeln, die in großem Umfang ab 2040-2050 eingesetzt werden sollen, siehe auch Kapitel 5.1.

Der BN-600 wurde am 26.02.1980 in Betrieb genommen und baute auf die Erfahrungen aus dem Betrieb des BN-350 auf. Er ist der erste in Russland gebaute SFR der Pool-Bauweise, bei den Vorläuferanlagen handelte es sich ausschließlich um Anlagen in Loop-Bauweise, vgl. Kapitel 4.1.1.

Der Reaktor weist eine thermische Leistung von 1470 MW und eine elektrische Leistung von 600 MW auf. Die Anlage verfügt über drei Kühlkreisläufe und wird bei einer Kernaustrittstemperatur von 550°C betrieben. Als Brennstoff wird Uranoxid eingesetzt. Der mittlere Abbrand liegt heute bei 70 MWd/kg Schwermetall, der maximale Abbrand bei 11,1% des anfänglichen Schwermetalls. Bei diesem Abbrand kommt es zu einer Belastung des Hüllrohrs von 82 dpa. Der Reaktor wurde seit Inbetriebnahme bis zum Jahr 2017 im Mittel mit einer Verfügbarkeit von knapp 75% betrieben. Dabei führten unvorhergesehene Betriebsstörungen im Mittel zu einer Reduzierung der Arbeitsverfügbarkeit von 1,1%. Bis 1994 kam es im BN-600 zu 27 Natriumleckagen, von denen 21 nur zu geringen Freisetzungen führten, im Maximum wurden bei einem Ereignis 1000 l Natrium freigesetzt. Seit 1994 kam es nicht mehr zu weiteren Leckagen. Mit dem BN-600 wurde insbesondere das Langzeitverhalten von Komponenten wie Pumpen und Rohrleitungen in großtechnischem Maßstab gezeigt. Die ursprünglich geplante Laufzeit des BN-600 von 30 Jahren war 2010 erreicht. Durch umfangreiche Nachrüstungen im Zeitraum von 2005-2010 wurde eine Verlängerung der Laufzeit auf 40 Jahre möglich, gegenwärtig wird ein Weiterbetrieb bis zu einer Laufzeit von 60 Jahren geprüft (Pakhomov 2018). Zuletzt wurde die Betriebsgenehmigung im Jahr 2020 bis zum Jahr 2025 verlängert (WNN 2020).

Die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe, Fertigung von Mischoxid-Brennelementen und Transmutation der Minoren Aktinide sind als Bestandteil des zukünftigen Einsatzes natriumgekühlter Schneller Reaktoren in Russland geplant. Da der BN-600 bislang ausschließlich mit höher angereichertem Uran betrieben worden ist und Russland bis vor wenigen Jahren keine Erfahrung mit der industriellen Fertigung von plutoniumhaltigen Mischoxid-Brennstoffen aufwies, hat die mit den USA vertraglich vereinbarte Verwendung von Plutonium aus russischen Atomwaffenbeständen (USA; Russia 2010) wesentlich zum Erfahrungsgewinn für Fertigung und Einsatz von Mischoxid-Brennelementen in Schnellen Reaktoren beigetragen. Die ist ein wesentlicher Einsatzzweck des BN-800. Zum BN-800 siehe Kapitel 5.1

Bis heute ist noch keine Entscheidung über den Bau des BN-1200 als Nachfolger des BN-800 getroffen worden. Der BN-1200 weicht mit 4 Kühlkreisläufen signifikant von den Vorgängermodellen mit drei Kreisläufen ab. Die Fertigstellung des Design war ursprünglich für 2016-2017 vorgesehen, allerdings hat Rosenergoatom in 2015 die Entscheidung zum Bau aufgeschoben. Gegenwärtig wird nicht vor Mitte der 2030er Jahr mit dem Bau eines BN-1200 gerechnet, vgl. Kapitel 3.3.3.

4.1.3.4 BOR-60/MBIR

Am Standort des mittlerweile über 50 Jahre alten Versuchsreaktors BOR-60 in Russland ist die Errichtung einer Nachfolgeanlage MBIR geplant. An dieser sollen Forschungsarbeiten in den Bereichen Materialien, Sicherheit, Brennstoffe sowie Systeme erfolgen (GIF 2021a, S. 16). Am Standort soll neben dem MBIR auch eine radiochemische Versuchseinrichtung für die Durchführung von Nachbestrahlungsuntersuchungen errichtet werden. Zur Forschung im Bereich der SFR in Russland siehe auch (Kuzina 2021).

Beim MBIR handelt es sich um einen natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit einer thermischen Leistung von 150 MW. Er ist für eine Betriebsdauer von 50 Jahren geplant und soll mit MOX-Brennstoff betrieben werden. Der Reaktor soll Versuche mit unterschiedlichen Kühlmitteln (Blei, Blei-

Bismuth, Gas) ermöglichen. Die Fertigstellung ist mit Stand Februar 2022 für das Jahr 2027 geplant.¹⁵¹

4.1.3.5 CEFR

Der China Experimental Fast Reactor (CEFR) ist als Forschungsreaktor Bestandteil der Entwicklung von großen Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum in China. Baubeginn der Anlage war im Jahr 2000.

Gemäß (Öko-Institut e.V. 2021b, Anh. 6.2.4.4) wurden seit der Inbetriebnahme im Jahr 2010 am CEFR verschiedene Versuchsprogramme durchgeführt. Im Jahr 2014 wurde erstmalig ein Dauerbetrieb von 72 Stunden erzielt. Im Jahr 2020 wurde ein Dauerbetrieb über 40 Tage durchgeführt. Entwicklungsziel ist eine kommerzielle Anlage mit einer elektrischen Leistung von 1000-1200 MW.¹⁵²

Die IAEA führt für die Periode 2012-2016 eine Netzeinspeisung von 0 MWh an und für die Periode zwischen 2017-2020 einen Probestrieb, jedoch ohne Datenangaben (IAEA 2023c).

Nach (GIF 2021a, S. 10) hat der Reaktor nach den vorgesehenen Inbetriebnahmetest für einen Voll-Lastbetrieb im Jahr 2020 die geplante volle Leistung erreicht. Die Planung und Errichtung des vorgesehenen Nachfolgers CFR-600 schreiten wie geplant voran.

Im Januar 2021 wurde der CEFR wieder in Volllast-Betrieb genommen.¹⁵³

Der Reaktorkern, die Kühlmittelpumpen sowie die vier primären Wärmetauscher des CEFR befinden sich im mit Natrium gefüllten primären Reaktorbehälter, über einen sekundären Natriumkühlkreislauf wird die Wärme an einen tertiären Wasserkreislauf abgeführt.

4.1.3.6 CFR-600

Die chinesische Strategie zur Einführung Schneller Reaktoren folgt einem Drei-Stufen-Plan. Nach der Errichtung des experimentellen CEFR, siehe letzter Kapitel, erfolgt mit dem Bau des CFR-600 als Demonstrationsreaktor der zweite Schritt.

In China ist seit dem 29.12.2017 der Schnelle Reaktor XIAPU-1 vom Typ CFR-600 in Bau. Die Anlage wird von der China National Nuclear Cooperation (CNNC) errichtet und soll eine elektrische Netto-Leistung von 642 MW aufweisen, die thermische Leistung liegt bei 1.882 MW (IAEA 2023c). Der Bau eines zweiten Blocks am Standort hat im Dezember 2020 begonnen.¹⁵⁴

Die Inbetriebnahme des ersten Blocks soll im Jahr 2023 erfolgen. Der russische Brennstoffhersteller TVEL hat eine eigene Produktionslinie für die Herstellung von Brennstoff für den CFR-600 in Betrieb genommen. Der Brennstoff soll aus MOX bestehen und einen Zielabbrand von 100 MWd/kg aufweisen. Zu einem späteren Zeitpunkt soll auch metallischer Brennstoff mit einem Zielabbrand

¹⁵¹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Completion-of-MBIR-reactor-brought-forward>, zuletzt aufgerufen 09.02.2022.

¹⁵² <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-fast-reactor-completes-trial-operating-cyc>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

¹⁵³ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-fast-reactor-begins-high-power-operation>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

¹⁵⁴ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/China-starts-building-second-CFR-600-fast-reactor>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

von 100-120 MWd/kg eingesetzt werden. Die Brutrate wird mit 1,1 angegeben. Über zwei Natrium-Kühlkreisläufe soll schließlich Dampf bei einer Temperatur von 480°C bereitgestellt werden. Das Design sieht sowohl aktive wie passive Sicherheitseinrichtungen vor, die geplante Betriebszeit des Reaktors soll bei 40 Jahren liegen.¹⁵⁵

Dem CFR-600 soll die Errichtung eines CFR1000-Reaktors als kommerzielle Anlage ab voraussichtlich Dezember 2028 mit einer geplanten Inbetriebnahme im Jahr 2034 folgen. Diese Anlage soll metallischen Brennstoff mit einem Zielabbrand von 120-150 MWd/kg verwenden.¹⁵⁶

4.1.3.7 Joyo

Auch Japan verfolgt seit vielen Jahrzehnten die Entwicklung natriumgekühlter Schneller Reaktoren. Hierzu wurde 1977 der Experimentalreaktor Joyo in Betrieb genommen. Beim Joyo handelt es sich um einen SFR in Loop-Bauweise, dessen thermische Leistung in mehreren Schritten bis 2003 auf 140 MW angehoben wurde. In Joyo wurden 100 MOX-Brennelemente für eine Betriebszeit von 71.000 Stunden eingesetzt. Seit 2003 steht der Reaktor still (WNA 2021a).

Gemäß (GIF 2021a, 13-14) plant der Betreiber des japanischen Versuchsreaktors Joyo die Wiederinbetriebnahme. Hierzu wurden der japanischen Aufsichtsbehörde NRA im Oktober 2018 Unterlagen zur geplanten Umsetzung neuer Sicherheitsauflagen in der Folge des Ereignisses in Fukushima vorgelegt. Weiterhin wird am Standort des dauerhaft stillgelegten Schnellen Reaktors Monju ein neuer experimenteller Reaktor mit einer Leistung von 10 MW geplant, dessen Bau in 2022 beginnen soll.

4.1.3.8 JSFR

Nach (Schulenberg 2020) handelt es sich beim japanischen Konzept des JSFR um einen SFR in Loop-Bauweise mit einer thermischen Leistung von 3750 MW und einer elektrischen Leistung von 1500 MW. Er weist einen doppelwandigen Reaktorbehälter von 10,7 m Innendurchmesser auf. Die Kerneintrittstemperatur liegt bei 395°C und die Kernaustrittstemperatur bei 550°C. Die Wärme wird über zwei externe, über Rohrleitungen mit dem Reaktorbehälter verbundene, primäre Wärmetauscher, in denen auch die primärseitigen Kühlmittelpumpen untergebracht sind, an einen sekundären Natrium-Kühlkreislauf übertragen.

Der Aufbau in Loop-Bauweise soll einerseits durch eine kompakte Bauweise zur Kosteneinsparung beitragen und erlaubt weiterhin, durch die bessere Zugänglichkeit die externen Wärmetauscher besser inspizieren und soweit erforderlich reparieren zu können. Für die Brennelemente wird ein mittlerer Abbrand von 150 MWd/kg Schwermetall angestrebt. Der Reaktorkern sieht einen Brutmantel vor, in dem gezielt neuer Spaltstoff erzeugt werden soll.

Die Nachzerfallsleistung kann über Naturumlauf an ein mit passiver Luftkühlung gekühltes Notkühlssystem abgeführt werden. Für den Fall einer Kernschmelze ist im Reaktorbehälter ein natriumgekühlter Kernfänger vorgesehen, um einen Kontakt der Kernschmelze mit dem Boden des Reaktorbehälters zu vermeiden.

¹⁵⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-unit-launches-CFR-600-fuel-manufacturing-site>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

¹⁵⁶ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-fast-reactor-begins-high-power-operation>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

4.1.3.9 PFBR und FBR 1&2

Indien verfolgt die Entwicklung natriumgekühlter Schneller Brüter unter anderem mit dem Ziel, seine inländischen Thoriumvorkommen als Brennstoff für sein Kernenergieprogramm nutzen zu können. Seit 1985 betreibt es dazu den Fast Breeder Test Reactor (FBTR) von 40 MW thermischer Leistung (WNA 2021a).

Als ein erster SFR-Prototypreaktor wurde 2002 der Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) genehmigt, der sich seit 2004 in Bau befindet. Seine Fertigstellung verzögert sich jedoch weiterhin. Er soll eine elektrische Leistung von 500 MW erzielen und mit Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff mit einer Plutoniumkonzentration von 21% und 27% in zwei verschiedenen Zonen des Reaktorkerns betrieben werden. Das hierfür erforderliche Plutonium soll aus der Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff aus den indischen schwerwassermoderierten Druckwasserreaktoren (PHWR) gewonnen werden. In einem Brutmantel mit Thorium als Brutmaterial soll im PFBR Uran-233 für die zukünftige Nutzung in SFR gewonnen werden (WNA 2021a).

Als Nachfolganlagen zum PFBR wurden mehrere SFR in Pool-Bauweise mit 600 MW elektrischer Leistung angekündigt, als erste Anlagen die FBR 1&2. In diesen Anlagen soll zunächst ebenfalls oxidischer Brennstoff verwendet werden, zukünftig soll jedoch auf metallische Brennstoffe umgestiegen werden, da mit diesen die Brutrate für neues Spaltmaterial erhöht werden kann. Die FBR 1&2 sollen einen homogenen Reaktorkern mit Brutmantel und Reflektorzone aufweisen. Als Zielabbrand ist ein Abbrand von 150 MWd/kg Schwermetall geplant (WNA 2021a).

Beim FBR soll es sich um das Design für einen in Serie zu produzierenden SFR handeln. Das Sicherheitskonzept des FBR sieht unter anderem ein ultimatives Abschaltssystem basierend auf flüssigem Lithium oder Borcarbid (B_4C), aktive und passive Kühlsysteme sowie einen Kernfänger (Core-Catcher) zur Beherrschung von Unfällenläufen mit Kernzerstörung vor (IAEA o.D.b).

4.1.3.10 PGSFR

Südkorea verfolgt seit vielen Jahrzehnten ebenfalls die Entwicklung von SFR, vgl. auch Kapitel 3.3.5.

Dabei setzt Südkorea insbesondere auch auf die Entwicklung von elektrometallurgischen Wiederaufarbeitungstechnologien, um eine vollständige Abtrennung und einen Wiedereinsatz von in Kernreaktoren entstandenen Transuranen zu erreichen (WNA 2021a). Dabei werden insbesondere auch metallische Brennstoffe diskutiert (Kim et al. 2013).

Als nächster Entwicklungsschritt bei SFR ist in Südkorea der Korean Prototype Generation IV sodium-cooled fast reactor (PGSFR) geplant. Baubeginn einer solchen Anlage soll 2028 sein. Dieser Prototyp in Pool-Bauweise soll bei einer thermischen Leistung von 392 MW eine elektrische Leistung von 150 MW erzeugen. Wesentliches Entwicklungsziel dieser Anlage ist die Demonstration von metallischen Uran-Brennstoffen niedriger Anreicherung mit einer 10%-Zirkonium-Legierung. Diese Brennstoffe sollen zukünftig auch mit einem Gemisch von Transuranen aus der Wiederaufarbeitung von LWR hergestellt werden. Mit dem PGSFR soll somit das Potential von SFR für eine Reduzierung von Aktinidenbeständen demonstriert werden (WNA 2021a).

4.1.3.11 PRISM

Beim PRISM handelt es sich gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2021b, Kapitel 6.2.4.6) um das Konzept eines natriumgekühlten Schnellen Reaktors, der seit den 1980er Jahren von der U.S. amerikanischen Firma GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) entwickelt wird.

Der Reaktor soll bei einer thermischen Leistung von 840 MW eine elektrische Leistung von 311 MW erzeugen. Der Reaktorkern eines Moduls besteht aus 42 Brennelementen mit einer metallischen Uran-Plutonium-Zirkonium Legierung mit einem Anteil von 26% Plutonium. Weiterhin ist der Reaktorkern aus einem zentralen Blanket mit 24 Elementen, einem radialen Blanket mit 33 Elementen sowie weiteren Reflektor- und Abschirmelementen aufgebaut. Der Reaktorkern weist außerdem sechs Kontroll- und Abschaltelemente auf. Der Reaktorkern, vier Kühlmittelpumpen sowie die primären Wärmetauscher befinden sich im mit Natrium gefüllten primären Reaktorbehälter. Die Wärme wird durch die primären Wärmetauscher an einen ebenfalls im Reaktorbehälter oberhalb des Reaktorkerns befindlichen zweiten Natriumkühlkreislauf übertragen. Von dort führt der sekundäre Kühlkreislauf die Wärme an einen Dampferzeuger je Modul. Der in drei Modulen erzeugte Frischdampf treibt gemeinsam eine Turbine an.

4.1.3.12 TWR

Das von der U.S.-amerikanische Firma TerraPower verfolgte Reaktorkonzept des Travelling Wave Reaktors (TWR) verfolgt das Ziel, Proliferationsrisiken zu vermeiden und die natürlichen Uranreserven effizient auszunutzen. Gleichzeitig soll die Menge an entstehenden radioaktiven Abfällen minimiert und die Reaktorsicherheit erhöht werden. Dieses Reaktorkonzept wird exemplarisch in Kapitel 5.2 vertieft behandelt.

4.1.3.13 VTR

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2021b, S. 278) handelt es sich beim geplanten Versatile Test Reactor (VTR) um eine verkleinerte Version des von GE Hitachi entwickelten PRISM-Reaktorkonzepts mit 300 MW thermischer Leistung. Dieser soll insbesondere schnelle Neutronen für die Entwicklung fortgeschrittener Reaktortechnologien bereitstellen. Ein Konsortium aus TerraPower und GE Hitachi Nuclear Energy will im Auftrag des DoE den VTR errichten. Die Battelle Energy Alliance (BEA), der beauftragte Betreiber des Idaho National Laboratory (INL), hat mit der Allianz aus Bechtel National Inc (BNI), TerraPower und GE Hitachi Verhandlungen über die Errichtung des VTR aufgenommen.

Im September 2020 hat das DoE eine erste Grundsatzentscheidung zur Errichtung des VTR getroffen, womit dieser in die konkrete Planungsphase übergehen kann. Dazu hat das DoE für das Haushaltsjahr 2021 ein Budget von 295 Mio. USD beantragt.¹⁵⁷

Im Dezember 2020 hat das DoE den Entwurf für eine Umweltverträglichkeitsprüfung für den VTR vorgelegt.¹⁵⁸

¹⁵⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-test-reactor-programme-moves-ahead>, zuletzt aufgerufen 09.02.2022.

¹⁵⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/US-DOE-issues-draft-EIS-for-new-test-reactor>, zuletzt aufgerufen 09.02.2022.

4.1.3.14 Weitere aktuelle Entwicklungen

Vom Generation IV International Forum wurde angestrebt, die F&E-Arbeiten für einen fortgeschrittenen natriumgekühlten Schnellen Reaktor mit Transmutation Minorer Aktinide bis etwa 2022 so weit vorangetrieben zu haben, dass sich dann eine mindestens 10-jährige Demonstrationsphase anschließen kann, in der zusammen mit der Industrie Genehmigungsverfahren, Bau und Betrieb eines Prototyp-/Demonstrationsreaktors durchgeführt werden sollen. Damit hat dieses Entwicklungsprojekt seitens des GIF höchste zeitliche Priorität. Die F&E-Arbeiten werden getragen von China, EURATOM, Frankreich, Japan, Korea, Russland und den USA, die dafür eine entsprechende Kooperationsvereinbarung („System Arrangement“) unterzeichnet haben (GIF 2015).

Ergänzend zum Generation IV International Forum wurde gemäß (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015) auf Betreiben der Europäischen Union im Rahmen ihres 2006 initiierten SET (*European Strategic Energy Technology*)-Plans eine industriell geführte Initiative zur Entwicklung von Konzepten zur nachhaltigen Nutzung der Kernenergie initiiert, die *European Industrial Initiative on Sustainable Nuclear Energy* (ESNII). Ein wesentliches Ziel dieser Initiative ist, bis zum Jahr 2040 eine kommerzielle Verfügbarkeit Schneller Reaktoren zu erreichen (EU 2015). Unterstützt und finanziell gefördert von der Europäischen Union wird angestrebt, die drei Reaktorkonzepte Schneller Reaktoren des Generation IV International Forum bis zur Einsatzreife zu entwickeln und dies durch entsprechende erste Anlagen zu demonstrieren. Als Referenztechnik hat ESNII sich auf den natriumgekühlten Schnellen Brüter festgelegt. Die zeitliche Planung sah vor, bis zum Jahre 2020 für ASTSRID die Planung, Genehmigungsverfahren und Bau eines Prototyps abzuschließen. Die Arbeiten an ASTRID wurden 2019 eingestellt, vgl. Kapitel 4.1.3.2.

Die französische CEA verfolgt im Rahmen eines fünf-Jahres-Plans Entwicklungen im Bereich der natriumgekühlten Schnellen Reaktoren. Dazu gehören Untersuchungen im Bereich der physikalische Grundlagen, der Modellierung und Simulation, insbesondere der Physik schwerer Unfälle, der Natriumchemie und der Risikobewertungen; eine Verbesserung der Brennstoffe und des Betriebsverhaltens von Strukturmaterialien sowie technologische Entwicklungen einiger Komponenten, insbesondere von Überwachungs- und Inspektionstechniken (GIF 2021a, S. 12).

Gemäß (GIF 2021a, S. 14) hat Südkorea eine thermo-hydraulische Testeinrichtung für die Untersuchung integraler Effekte bei natriumgekühlten Reaktoren STELLA-2 in Betrieb.

Das schweizerische PSI unterstützt gemäß (GIF 2021a, S. 17) die IAEA Arbeitsgruppe zu Schnellen Reaktoren im Rahmen von Projekten zum amerikanischen FFTF und dem chinesischen CEFR. Darüber hinaus koordiniert das PSI ein Horizon-2020-Projekt zu Sicherheitsaspekten natriumgekühlter Reaktoren (ESFR-SMART). Zu Erkenntnissen aus ESFR-SMART siehe beispielsweise (Guidez 2022).

4.1.4 Technologischer Entwicklungsstand

Die folgende Darstellung beruht auf einer aktualisierten Fassung von (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren sind von allen Technologielinien des GIF die am weitesten technisch entwickelte. Die Forschungs- und Entwicklungsbemühungen konzentrieren sich daher nach (GIF 2014) weitgehend auf die Optimierung eines ökonomischen und zuverlässigen Betriebs.

Im Zentrum stehen dabei die derzeitigen Entwicklungen im russischen Programm, vgl. dazu auch Kapitel 3.3.3.

Nach Einschätzung des Generation IV International Forums im Jahr 2014 befand sich die Entwicklung schon 2012 in der „Performance-Phase“, was im Wesentlichen mit der Inbetriebnahme des BN-800 in Russland und dem Abschluss des ASTRID-Designs in Frankreich begründet wurde. Die Erwartungen aus dem Jahr 2002 eines Starts der „Performance-Phase“ schon 2006 wurden also um etwa eine halbe Dekade nach hinten verschoben.

Die grundsätzliche technische Machbarkeit eines SFR mit Uranbrennstoff kann als durch den langjährigen Betrieb des BN-600 demonstriert gelten.

(Schulenberg 2020) benennt als aktuelle Forschungsbereiche für SFR eine Optimierung von Reaktorkernen mit Blick auf einen negativen oder nur gering positiven Void-Effekt des Kühlmittels (Verbesserung der Sicherheit) und die Verbesserung der Wirtschaftlichkeit von SFR.

(GIF 2017b) formuliert Anforderungen mit Blick auf eine Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus von SFR, vergleiche hierzu im Detail Kapitel 4.1.5. Weiterhin bestehen Forschungsfragen zu Aspekten der Thermohydraulik von SFR sowie der Nachweisführung mit validierten Rechenprogrammen (Gerschenfeld 2020). Aktuelle und historische Versuchsanlagen für die SFR-Entwicklung werden in (Mikityuk 2019) vorgestellt. Zu Fragen der Brennstoffqualifizierung wird an dieser Stelle auf (NRC 2021) und (NEA 2021b) verwiesen. Eine Zusammenstellung von materialtechnischen Fragestellungen auch für SFR gibt (Maloy 2018).

Für die weitere Forschung an unterschiedlichen Aspekten der SFR sind insbesondere auch geeignete Anlagen zur Durchführung von Experimenten und zur Entwicklung von Materialien und Technologien wie VTR oder MBIR notwendig. Der für die SFR-Entwicklung hierfür benötigte Bedarf wurde beispielsweise in (NEA 2011) analysiert.

Wesentlich für die weitere Einführung natriumgekühlter Schneller Reaktoren ist neben der eigentlichen Reaktortechnik auch die kommerzielle Verfügbarkeit von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen (MOX) sowie ggf. von Brennstoffen mit einem Aktinidengemisch. Eine Übersicht der kommerziellen Anlagen zur Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR und SFR gibt Tabelle 4-5. Nur in Frankreich, Indien und Russland sind als kommerziell eingestufte Anlagen zur MOX-Herstellung aktuell in Betrieb (IAEA 2023a). Weitere Labor- und Pilotanlagen zur MOX-Fertigung existierten auch in Italien, Japan, Kanada und Russland. Anlagen zur kommerziellen oder großtechnischen Produktion von Brennstoffen mit einem Aktinidengemisch existieren bislang nicht. Eine Übersicht zur Entwicklung metallischer Brennstoffe für SFR gibt (Hayes 2017; Lee 2021).

In Japan ist in Tokai-Mura eine Pilotanlage zur Herstellung von bis zu 10 t MOX-Brennstoff pro Jahr für SFR in Betrieb, in der Brennstoff mit einem Plutonium-Anteil von bis zu 50% hergestellt werden kann (Renn 2014). Eine weitere Anlage befindet sich in Bau. Als Baubeginn war ursprünglich das Jahr 2007 vorgesehen, die Anlage ist nach Angaben des Betreibers Japan Nuclear Fuel Limited seit Oktober 2010 in Bau. Als Termin für die Inbetriebnahme der Anlage wird das Jahr 2022 angegeben (IAEA 2023a). Die tatsächliche Zukunft dieser Anlage ist aufgrund der gegenwärtigen Diskussion um die Nuklearpolitik in Japan nach dem Unfall in Fukushima unklar.

Bei der vorletzten, weltweit in Betrieb gegangenen kommerziellen MOX-Fertigungsanlage handelte es sich um die britische Sellafield MOX-Plant (SMP) zur Herstellung von MOX-Brennstoff für LWR. Erste Antragsunterlagen für die Errichtung dieser Anlage wurden von der Industrie 1992 eingereicht. Die technische Inbetriebnahme erfolgte 2002. Die ursprünglich geplante Fertigungskapazität betrug

etwa 120 t Brennstoff pro Jahr. Im Zeitraum von 2002 bis 2009 wurden aufgrund technischer Probleme tatsächlich jedoch insgesamt nur 6,3 t MOX-Brennstoff produziert, insgesamt wurden in diesem Zeitraum nur 12 MOX-Brennelemente hergestellt und verkauft. Die Betriebskosten dieser Anlage wurden für den Zeitraum von 2002 bis 2009 mit 626 Millionen GBP angegeben, die Errichtungskosten der Anlage mit 498 Millionen GBP und die geplanten Rückbaukosten mit 139,4 Millionen GBP (Nuclear Engineering International (NEI) 2009). Am 3. August 2011 gab die britische Nuclear Decommissioning Authority (NDA) als Betreiberin der Anlage die Stilllegung zum frühesten möglichen Zeitpunkt bekannt (Nuclear Engineering and Technology 2011).

Die russische Pilotanlage RIAR in Dimitrowgrad wurde modernisiert, um neben MOX-Brennstoff für thermische Reaktoren auch solchen für Schnelle Reaktoren herzustellen. Dort wurden auch die ersten 56 MOX-Brennelemente für den Einsatz im russischen BN-800 hergestellt. Eine weitere Anlage (MCC) zur Herstellung von MOX-Brennstoff für den russischen BN-800 im Rahmen des geplanten Abbaus militärischer Plutoniumbestände ist am Standort Schelesnogorsk (Krasnojarsk) in Betrieb (IAEA 2023a). Im Dezember 2019 wurden die ersten 18 MOX-Brennelemente im BN-800 eingesetzt und über das Jahr 2020 störungsfrei betrieben. Ein vollständiger Reaktorkern von 169 MOX-Brennelementen wurde im Juli 2020 im Mining and Chemical Combine in Zheleznogorsk hergestellt und getestet (GIF 2021a, S. 15). Der Einsatz erfolgte im Jahr 2022 (WNN 2022).

Die Brennstoffproduktion für den BN-600 soll zukünftig am Standort Elemash in einer neuen Produktionslinie erfolgen, die zunächst für die Herstellung von Brennstoff für den chinesischen CFR-600 errichtet wurde.¹⁵⁹

Schließlich ist auch die weitere Entwicklung von Wiederaufarbeitungstechnologien und entsprechenden Anlagen erforderlich. In der Europäischen Union wurden verschiedene hydrochemische Partitionierungsverfahren entwickelt, die für ein Programm zur Transmutation des Plutoniums und der Minoren Aktinide bestimmt sind. Sie stellen Weiterentwicklungen und Ergänzungen des PUREX-Prozesses dar. Ihre Eignung konnte im Labormaßstab nachgewiesen werden. Demgegenüber werden international auch pyrometallurgische Trennverfahren untersucht. Diese bieten gegenüber hydrochemischen Verfahren als wesentlichen Vorteil eine größere radiologische Stabilität der eingesetzten Chemikalien, was für eine Wiederaufarbeitung von Brennstoffen mit hohen Gehalten an Minoren Aktiniden, insbesondere bei kurzen angestrebten Zwischenlagerzeiten, wesentlich ist. Aufgrund der hohen Temperaturen zusammen mit den korrosiven Eigenschaften der verwendeten Chemikalien entstehen besondere Anforderungen an die eingesetzten Strukturmaterialien. Die Erfahrungen mit pyrometallurgischen Trennverfahren sind deutlich geringer als für hydrochemische Verfahren, auch sind die demonstrierten Abtrennfaktoren gegenüber hydrochemischen Verfahren nochmals geringer. Für eine detaillierte Darstellung zum internationalen Stand der Wiederaufarbeitungstechnologien wird an dieser Stellen auf (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015) verwiesen.

¹⁵⁹ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-unit-launches-CFR-600-fuel-manufacturing-site>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

Tabelle 4-5: Anlagen zur kommerziellen MOX-Fertigung weltweit

Land	Anlage	Brennstoff-Typ	Status	Designkapazität	Betriebsbeginn	Ende Betrieb
Belgien	Belgonucleaire P0 Plant	LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1973	2006
	FBFC International – MOX	LWR	Stillgelegt	100 t SM/a	1997	
Deutschland	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX neu)	SFR / LWR	Abgebrochen	120 t SM/a		
	Siemens Fuel Fabrication Plant Hanau, (MOX old)	SFR / LWR	Stillgelegt	30 t SM/a	1969	1992
Frankreich	Areva NC Melox	LWR	In Betrieb	195 t SM/a	1995	
	AREVA NC MOX	SFR / LWR	Stillgelegt	40 t SM/a	1961	2003
Großbritannien	NDA MOX	SFR	Stillgelegt	6 t SM/a	1970	1988
	NDA Sellafield MOX Plant (SMP)	LWR	Stillgelegt	120 t SM/a	2006	2012
Indien	Advanced Fuel Fabrication Facility (AFFF)	LWR / SFR	In Betrieb	20 t SM/a	1993	
Japan	Rokkasho MOX Fuel Fabrication Plant	SFR / LWR	In Bau	130 t SM/a	Geplant 2022 (zunächst 2007)	
	Takeyama		Stillgelegt	10 t SM/a	1972	1973
Russland	Mining and Chemical Combine (MCC)	SFR	In Betrieb	60 t SM/a	2015	
	Mayak MOX plant	SFR	In Betrieb	5 t SM/a	1993	
	MOX Fuel Fabrication Plant (REMIX)		In Betrieb	¹⁶⁰		
USA	MOX Fuel Fabrication Facility (MFFF)	LWR	Abgebrochen		2016	
	Nuclear Fuel Services		Stillgelegt		1965	1972

Quelle: (IAEA 2023a), SM/a: Schwermetall pro Jahr

¹⁶⁰ Die Anlage hat in 2021 MOX Pellets für sechs Brennelemente erzeugt, siehe <https://infocis.iaea.org/NFCIS/FacilityDetails/1091?Country=All&Status=All&Type=16&Scale=Commercial&SText=>, zuletzt aufgerufen am 23.01.2023

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Der Betrieb von natriumgekühlten Schnellen Reaktoren, die Herstellung von Uran- und plutoniumhaltigen MOX-Brennstoffen und die Wiederaufarbeitung von abgebranntem LWR-Brennstoff wurde großtechnisch demonstriert und ist damit im Bereich des „Einsatzes“ einzuordnen.

Für die Kommerzialisierung und Diffusion sind vor allem noch Weiterentwicklungen im Bereich der Sicherheit sowie der Wirtschaftlichkeit erforderlich.

Die Herstellung von plutonium- und aktinidenhaltigen nitridischen oder metallischen Brennstoffen und die Wiederaufarbeitung von abgebrannten SFR-Brennstoffen ist gegenwärtig als noch im Bereich der „Entwicklung“ einzuordnen.

4.1.5 Sicherheit

Die folgende Darstellung basiert wesentlich auf einer aktualisierten Fassung von (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

Flüssiges Natrium ist wesentlich dünnflüssiger (weniger viskos) als Wasser, weist eine hohe Wärmeleitfähigkeit auf und reagiert stark exotherm bei Kontakt mit Wasser und beginnt bei Kontakt mit Sauerstoff bei hohen Temperaturen zu brennen.

Natrium ist ein opakes Kühlmittel, so dass Inspektionen und Instandhaltungsvorgänge des Reaktors aufwändiger sind und Be- und Endladevorgänge nicht visuell kontrolliert werden können (Baqué 2021).

Da das Natrium des Primärkreislaufs durch Aktivierung radioaktiv ist, gibt es zwischen dem Dampferzeuger und dem Primärkreislauf einen Natriumzwischenkühlkreislauf, um bei Natriumbränden eine radioaktive Kontamination im Reaktor zu verhindern; der Zwischenkühlkreislauf stellt auch einen wichtigen Kostenfaktor für den Betrieb von SFR dar (IPFM 2010).

Mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle in SFR ist zunächst festzustellen, dass bei Spaltungen in einem schnellen Neutronenspektrum mehr Neutronen pro Spaltung entstehen. Die aus den entstehenden Spaltprodukten freigesetzten verzögerten Neutronen bleiben jedoch in etwa unverändert. Damit ist der relative Anteil der verzögerten Neutronen, deutlich geringer, was zu einer schnelleren Reaktion des Reaktorkerns auf Änderungen in der Reaktivität führt. Dieser Effekt ist für Brennstoffe mit einem hohen Plutoniumanteil noch ausgeprägter als für Uranbrennstoff.

Die Änderung der Reaktivität über den Abbrand ist bei SFR geringer als bei LWR, da zum einen verbrauchtes Spaltmaterial im Brennstoff kontinuierlich neu erzeugt wird und zum anderen die entstehenden Spaltprodukte im schnellen Neutronenspektrum eines SFR deutlich weniger Neutronen absorbieren als in LWR.

Der Dopplereffekt des Brennstoffs ist aufgrund des härteren Neutronenspektrums gegenüber LWR reduziert. Beim Sieden von Natrium nimmt die Dichte und damit die Neutronenabsorption im Natrium ab, damit steigt die Reaktivität im Reaktorkern (positiver Void-Effekt), dies stellt einen wesentlichen Unterschied zu LWR dar. Zwar besteht grundsätzlich ein hoher Abstand zwischen der Betriebstemperatur und der Siedetemperatur von Natrium. Dennoch kann ein Sieden unter bestimmten Randbedingungen, beispielsweise bei einem Verstopfen von Kühlkanälen, nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden.

Mit abnehmender Dichte des Natriums nimmt allerdings auch die mittlere freie Weglänge der Neutronen im Reaktorkern zu. Dadurch steigt die Neutronenleckage aus dem Reaktorkern an. Eine abnehmende Natriumdichte führt also einerseits zu weniger Neutronenabsorption im Natrium selbst (positiver Reaktivitätseffekt) als auch zu höheren Neutronenverlusten aufgrund von Leckage (negativer Reaktivitätseffekt). Wird der Reaktorkern also für eine relativ hohe Neutronenleckage ausgelegt, kann der positive Void-Effekt reduziert oder sogar vollständig kompensiert werden. Da die Neutronen in SFR allerdings grundsätzlich für die Erzeugung von Spaltstoff genutzt werden sollen, werden hierfür heterogen aufgebaute Reaktorkerne diskutiert. Dabei werden zwischen den zur Leistungserzeugung genutzten Brennelementen Brutelemente angeordnet, die gleichzeitig als Neutronenabsorber fungieren. Nimmt die Natriumdichte ab, entkommen mehr Neutronen dem Bereich der Brennelemente und werden in den Brutelementen eingefangen. Da die Brutelemente allerdings auch während des normalen Betriebs als Absorber fungieren, benötigt ein solcher Reaktorkern Brennelemente mit einem höheren Spaltstoffgehalt als bei einem homogenen Reaktorkern (Schulenberg 2020). Auch wird in Brutelementen besonders Isotopenreines Plutonium-239 erzeugt, was zu Proliferationsrisiken beitragen kann, vgl. Kapitel 4.1.7.

Auch ein Schmelzen der Brennelementhüllrohre kann die Reaktivität erhöhen. Bei einem Störfall mit prompter Überkritikalität durch einen Steuerungsfehler bricht die Reaktivität erst zusammen, wenn die Kernstruktur etwa durch eine Teilkernschmelze zerstört oder verändert wird. Durch Strukturversagen kann es aber auch zu kritischeren Konfigurationen kommen, die sich in einer kleinen nuklearen Explosion („small nuclear explosion“) zerstört. Ob eine solche Explosion genug Energie freisetzen kann, um das Reaktorcontainment zu zerstören ist ein Grund zur Sorge und wird debattiert, z. B. in Indien (IPFM 2010)

In (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015) wird festgestellt:

„Einen wesentlichen Sicherheitsgewinn kann die erstmals für den russischen BN-800 konzipierte Einführung eines mit Natrium gefüllten Bereichs oberhalb des Kerns darstellen. Dieser verringert den void-Reaktivitätskoeffizienten signifikant, da bei einer Leistungserhöhung das Verdampfen des Natriums zu einer Erhöhung der leakagebedingten Neutronenverluste im Kern führt (IAEA 2012b). Allerdings zeigen Auslegungsrechnungen für den Europäischen natriumgekühlten Schnellen Brüter – ein von EURATOM gefördertes Konzept für einen kommerziellen Schnellen Brüter –, dass auch in einem optimierten Kern mit oberem Natrium-Plenum der void-Reaktivitätskoeffizient in weiten Bereichen des Reaktorkerns positiv bleibt, so dass eine dämpfende Rückwirkung erst einsetzt, wenn das Sieden des Kühlmittels das Plenum erfasst (Sun et al. 2011). Es bedarf daher gekoppelter neutronenphysikalischer/thermohydraulischer dynamischer Simulationen um zu untersuchen, ob diese Maßnahme ausreicht, um signifikante Kernschäden zuverlässig zu vermeiden.“

Auch das GIF kommt in seinem System Safety Assessment für SFR (GIF 2017b) zu dem Schluss, dass für SFR der Reaktorkern nicht in seiner kritischsten Konfiguration vorliegt und es daher bei einem Sieden des Kühlmittels, bei Hüllrohrschäden oder bei einer Brennstoffverdichtung in Folge von Unfallabläufen mit Kernzerstörung zu einem Reaktivitätsanstieg kommen kann. Daher fordert das GIF, dass SFR zwei diversitäre, unabhängige aktive Abschaltssysteme, ein zusätzliches passives Abschaltssystem sowie Auslegungsmaßnahmen zur Verhinderung eines prompt überkritischen Anlagenzustands aufweisen müssen. Weitere Anforderungen mit Blick auf die Kritikalitätssicherheit werden auch in (NEA 2021a) diskutiert.

Für grundsätzliche Anforderungen an die Auslegung zukünftiger SFR wird an dieser Stelle auch auf (GIF 2017a; 2016b) verwiesen. Möglichkeiten für passive Abschaltssysteme in Schnellen Reaktoren werden beispielsweise in (GIF 2021c) dargestellt.

Natrium als Kühlmittel hat den Vorteil, dass der gesamte Primärkreislauf aufgrund des hohen Siedepunktes von Natrium (883°C) bei niedrigem Druck arbeitet im Gegensatz zu LWR, bei denen der Druck im Primärkreislauf bis zu 15 MPa betragen kann. Dadurch sind große Kühlmittelverluststörfälle unwahrscheinlicher als bei LWR, in denen das Kühlwasser bei einem Bruch einer Rohrleitung mit hohem Druck aus dem Primärkreislauf gepresst wird und zunächst nicht für die Kühlung der heißen Brennstäbe zur Verfügung steht.

Eine Nachwärmeabfuhr aus SFR kann grundsätzlich auch über passive Kühlkreisläufe im Naturumlauf erzielt werden. Dabei ist eine entsprechende Höhendifferenz zwischen den Wärmetauschern des Zwischenkühlkreislaufs erforderlich. Als ultimative Wärmesenke kann die Atmosphäre verwendet werden. Dies ist grundsätzlich auch bei LWR möglich.

Mit Blick auf die Notwendigkeit der Nachwärmeabfuhr fordert (GIF 2017b) den praktischen Ausschluss einer dauerhaften Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr. Dazu sei insbesondere der praktische Ausschluss eines Verlustes von Natrium aus dem primären Kühlkreislauf, ein ausreichender Natriumdurchsatz durch den Reaktorkern auch unter den Bedingungen eines Naturumlaufs sowie der praktische Ausschluss eines gleichzeitigen Ausfalls sämtlicher Nachwärmeabfuhrsysteme insbesondere aufgrund von gemeinsam verursachten Fehlern sicherzustellen.

Natrium reagiert exotherm mit Wasser und entzündet bei hohen Temperaturen beim Kontakt mit Sauerstoff. Kommt es in SFR zu Leckagen an natriumführenden Rohrleitungen, kann das austretende Natrium zu Natriumbränden in der Anlage führen. Weiterhin kann es bei Leckagen an Heizrohren in Wärmetauschern zwischen einem Natriumkühlkreislauf und einem Wasser-Dampf-Kühlkreislauf zu Natrium-Wasser-Reaktionen kommen. Für beide Szenarien müssen in SFR geeignete Sicherheitsvorkehrungen getroffen werden.

Bei Leckagen an Rohrleitungen werden natriumführende Systeme typischerweise entleert und die betroffenen Bereiche mit einem inerten Gas geflutet. Der Austritt von Natrium kann entweder durch doppelwandige Rohrleitungen verhindert werden. Alternativ kann austretendes Natrium mittels Edelstahlwannen aufgefangen werden. Kühlt das Natrium beim Kontakt mit einer Auffangwanne ausreichend ab, kommt die Natrium-Luft-Reaktion zum Erliegen.

In den Dampferzeugern wird das flüssige Natrium nur durch eine dünne Metallwand von den wasserführenden Leitungen getrennt, jeder Kontakt kann zu Rohrleitungsschäden und zu Wasser-Natrium-Bränden führen. Bei Leckagen von Dampferzeugerrohren muss typischerweise der betroffene Kühlkreislauf entleert werden. Dazu kann das enthaltene Natrium in einen Sumpftank abgelassen und der Kühlkreislauf mit einem inerten Gas geflutet werden.

Natriumbrände traten vor allem beim Betrieb des BN-350 und BN-600 auf. Der BN-600 hatte zwischen 1980 und 1997 27 Natriumleckagen, von denen 14 zu Natriumbränden führten. Ebenso kam es im japanischen Monju zu Natriumbränden und in den französischen Reaktoren Rapsodie, Phénix und Superphénix. Zu Natriumleckagen kam es auch in den britischen Reaktoren DFR und Prototype Fast Reactor PFR (IPFM 2010).

Viele aktuelle Konzepte für SFR weisen ähnlich wie heutige LWR einen Kernfänger (Core Catcher) auf, der die geschmolzene Kernmasse im Reaktorbehälter auffangen und stabilisieren soll, ohne

dass es zu einem Kontakt der heißen Kernschmelze mit der Wand des Reaktorbehälters kommt. Für heterogen aufgebaute Reaktorkerne kann es in diesem Fall jedoch zu einer Trennung der mit hoher Leistung arbeitenden und daher zuerst schmelzenden Brennelemente und der bei niedriger Leistung kälteren Brutelemente kommen. Damit würde auf dem Kernfänger aber lediglich Brennstoff mit hohem Spaltstoffanteil konzentriert, was wiederum zu Reaktivitätsproblemen bis hin zu einer möglichen prompt kritischen Kettenreaktion führen könnte (Schulenberg 2020).

Auch (GIF 2017b) sieht Herausforderungen mit Blick auf den sicheren Einschluss der Radioaktivität insbesondere bei Unfallabläufen mit Kernschäden. (GIF 2017b) sieht diesbezüglich vor allem die Notwendigkeit, das Risiko einer Energiefreisetzung beim Kontakt von geschmolzenem Brennstoff mit dem Kühlmittel zu adressieren und eine robuste Auslegung für einen Kernfänger und für die zugehörigen Systeme zur erforderlichen Wärmeabfuhr sicherzustellen.

Fazit Sicherheit

Natrium als Kühlmittel weist den Vorteil auf, dass es im Normalbetrieb nur in geringem Umfang zu Korrosion an Strukturmaterialien oder Hüllrohren führt. Dem steht gegenüber, dass Natrium ein opakes Kühlmittel darstellt, Inspektionen und Instandhaltungsvorgänge des Reaktors daher aufwändiger sind und Be- und Endladevorgänge nicht visuell kontrolliert werden können.

Die Reaktivitätskontrolle stellt an SFR grundsätzlich höhere Anforderungen als an LWR. Vor allem bei Einsatz von Plutoniumbrennstoffen reagieren Schnelle Reaktoren sehr sensitiv, dies stellt besondere Anforderungen an das Abschaltssystem, um einen unkontrollierbaren Leistungsanstieg zu verhindern. Schnelle Reaktoren weisen vor allem für Plutoniumbrennstoffe einen teilweise positiven Void-Reaktivitätskoeffizienten auf. Wenn das Kühlmittel zu heiß wird und verdampft, kann sich durch die einsetzende Dichteverringerng die Reaktivität schlagartig erhöhen. Dem gegenüber steht der hohe Siedepunkt von Natrium.

Anders als beim Verlust des Moderators in Leichtwasserreaktoren, in denen allerdings das Wasser gleichzeitig zur Abfuhr der Nachzerfallswärme dient, wird der Kern in einem Schnellen Reaktor nicht unterkritisch, wenn kein Natrium (Moderator) im Kern ist. Auch bei einem Schmelzen der Brennstäbe kann sich die Reaktivität zunächst weiter erhöhen.

Insgesamt stellen die höheren Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle bei SFR einen intrinsischen Nachteil gegenüber heutigen LWR dar.

Hinsichtlich der erforderlichen Wärmeabfuhr werden für Sicherheitskonzepte von SFR redundante und diversitäre Systeme vorgesehen. Dabei bestehen auch Möglichkeiten zur rein passiven und zeitlich unbegrenzten Wärmeabfuhr durch einen Naturumlauf und eine Wärmeabgabe an die Atmosphäre. Inwieweit solche Sicherheitskonzepte in konkreten Reaktorkonzepten auch umgesetzt werden, kann auf Ebene der Technologielinie nicht bewertet werden.

Hinsichtlich möglicher Freisetzungen bei Stör- und Unfällen verweisen die Entwickler auf eine gute Rückhaltung wesentlicher Radionuklide (Iod, Cäsium) im Kühlmittel, allerdings besteht auch hier noch weiterer Forschungsbedarf (Kauric 2019). Eine Rückhaltung von möglichen Freisetzungen durch ein Containment vergleichbar zu heutigen LWR wird typischerweise vorgesehen. Inwieweit ein solches Sicherheitskonzept in konkreten Reaktorkonzepten auch umgesetzt werden, kann auf Ebene der Technologielinie nicht bewertet werden.

Anders als bei Leichtwasserreaktoren steht der Primärkühlkreislauf nicht unter hohem Druck. Große Kühlmittelverluststörfälle sind daher unwahrscheinlicher als bei Leichtwasserreaktoren.

Ein Sicherheitsnachteil von SFR gegenüber LWR ist, dass das Kühlmittel Natrium exotherm bei Kontakt mit Wasser reagiert und bei Kontakt mit Sauerstoff bei hohen Temperaturen entflammt. Beim Betrieb von Schnellen Reaktoren kam es immer wieder zu Natriumbränden, was zu Betriebsausfällen führte. Ebenso sind durch das opake, exotherm reagierende Natrium die Wartung des Reaktors und die Behebung von Schäden aufwändig.

Mit Blick auf das für SFR zu betrachtende Ereignisspektrum ergeben sich also grundsätzlich Vorteile aus der Tatsache, dass die Kühlkreisläufe nicht unter hohem Druck stehen. Diesem Vorteil steht der Nachteil von möglichen Natriumbränden bei Leckagen oder einem Wasserübertritt in den Natrium-Zwischenkühlkreislauf bei Schäden an den Dampferzeugerheizrohren gegenüber. Insgesamt ergibt sich daraus kein relevanter intrinsischer Vor- oder Nachteil eines SFR gegenüber heutigen LWR.

Zusammenfassend sind für SFR gegenüber LWR deutlich höhere Anforderungen mit Blick an die Reaktivitätskontrolle zu stellen, in anderen sicherheitstechnisch relevanten Bereichen ergeben sich auf Ebene der Technologielinie keine eindeutigen Vor- oder Nachteile gegenüber LWR.

4.1.6 Ver- und Entsorgung

Die folgende Darstellung basiert wesentlich auf einer aktualisierten Fassung von (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

Schnelle Brutreaktoren wurden seit Beginn der Entwicklung der Kerntechnik mit dem Ziel verfolgt, eine Lösung für das erwartete Problem zu knapper Uranressourcen bei einem massiven Ausbau der Kernenergie zu bieten (Ohshima und Kubo 2016).

In der Anfangsphase ihrer Entwicklung wurden Schnelle Reaktoren vor allem als Brutreaktoren konzipiert. Die Idee war es, in den Reaktoren Uran-238 durch Neutroneneinfang in Plutonium-239 zu verwandeln und dieses dann abzutrennen. Dies ist in Schnellen Reaktoren möglich, da die durch schnellere Neutronen ausgelöste Kernspaltung mehr Neutronen freisetzt als bei langsamen Neutronen. Wird der Reaktorkern umgeben von Blankets (Brutzonen) in denen z. B. Uran-238 mit überschüssigen Neutronen bestrahlt wird, entsteht in solchen Blankets neues Plutonium, aufgrund des Neutronenspektrums fast ausschließlich Plutonium-239 (Kütt et al. 2014). Wenn insgesamt mehr Plutonium im Blanket erzeugt wird, als zugleich im Reaktorkern verbraucht wird, operiert der Reaktor als Brutreaktor und produziert Plutonium.

Für die Anfangskonfiguration muss entweder Uran mit einer höheren Anreicherung im Bereich von 20% oder Plutonium aus den abgebrannten Brennelementen eines Leichtwasserreaktors (oder von zukünftigen SFR) gewonnen werden. Das Plutonium könnte dann wiederum in Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen (MOX) eingesetzt werden und so das eingesetzte Uran gestreckt werden. Für die meiste Zeit seiner Entwicklung war daher der Schnelle Brüter verbunden mit großtechnischer Wiederaufarbeitung des Brennstoffs, um das darin enthaltene Plutonium abzutrennen und in Brennelementfabriken MOX-Brennstoffe zu fertigen (Plutoniumökonomie).

Bis heute zeichnet sich jedoch keine Verknappung von Uranressourcen ab, vgl. Kapitel 2.5.6. Vielmehr hat sich gezeigt, dass die Fertigung von MOX-Brennelementen immer wieder auf technische Schwierigkeiten stößt und die Wiederaufarbeitung von Brennstoffen zur Separierung des Plutoniums einen großen Kostenfaktor darstellt, so dass sich der für Brutreaktoren benötigte Brennstoffkreislauf erst bei extrem hohen Uranpreisen aus wirtschaftlicher Sicht rechnen würde.

Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen aus SFR besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren kein wesentlicher

Unterschied. Die Zusammensetzung der Brennelemente und die Konzentration an Spaltprodukten und Minoren Aktiniden pro Masse Brennstoff ist zwar anders als in abgebrannten LWR-Brennelementen. Ebenso wird sich die Strahlendosis und Wärmeentwicklung unterscheiden. Dies hätte allerdings vor allem Einfluss auf kurzfristigen Abkling- und Zwischenlagerungszeiträume, jedoch nur marginal auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager.

Auch bei der Wiederaufarbeitung fallen Abfälle aus dem Betrieb und später aus dem Rückbau der Anlagen an. Die meisten dieser Abfälle, wie beispielsweise behandelte Schlämme oder kontaminierte Austauschteile, müssen ebenfalls endgelagert werden. Nach ihrem Einsatz im Reaktor werden die mit dem abgetrennten Plutonium hergestellten und nach dem Reaktoreinsatz abgebrannten MOX-Brennelemente bislang ebenfalls nicht mehr wiederaufgearbeitet. Damit würde eine vergleichbare Menge an Plutonium und Aktiniden in ein Endlager eingebracht, wie wenn man gleich auf eine Wiederaufarbeitung verzichtet hätte.

Schnelle Reaktoren sind auch Kernbestandteil von Strategien zur Abfallbehandlung mit Partitionierung und Transmutation. In Schnellen Reaktoren könnten mit Hilfe des harten Neutronenspektrums Minore Aktinide gespalten werden, die zuvor aus den hoch radioaktiven Abfällen abgetrennt wurden. Zu Vor- und Nachteilen von P&T wird an dieser Stelle auf (Öko-Institut e.V. 2022; 2017; Renn 2014) verwiesen. Eine Multirezyklierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T Szenarien angedacht wird, ist heute ökonomisch völlig unattraktiv und wurde bisher industriell noch nicht entwickelt. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T Strategie vermieden werden (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015).

Fazit Ver- und Entsorgung

Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen aus SFR besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren kein wesentlicher Unterschied. Durch den Einsatz von Wiederaufarbeitungstechnologien entstehen ebenfalls radioaktive Abfälle.

MOX-Brennstoffe müssten nach dem Einsatz im Reaktor ebenfalls in ein Endlager verbracht werden. Alternativ wäre eine Multirezyklierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T-Szenarien angedacht wird, industriell zu entwickeln.

Die Nutzung von Schnellen Reaktoren hat nur marginalen Einfluss auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T-Strategie vermieden werden.

4.1.7 Proliferationsrisiken

Die folgende Darstellung basiert wesentlich auf einer aktualisierten Fassung von (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

Alle Reaktoren erzeugen Plutonium in Brennstoffen aus Uran. Bei SFR ist jedoch typischerweise vorgesehen, den Reaktor mit plutoniumhaltigen Brennstoffen zu betreiben, wofür separiertes Plutonium benötigt wird und damit Wiederaufarbeitungstechnologie. Eine grundsätzliche Analyse von Proliferationsaspekten von SFR mit einem Fokus auf Risiken des geschlossenen Brennstoffkreislaufs erfolgt in (GIF 2021c). Ein Reaktorkonzept für SFR, bei dem explizit auf eine

Wiederaufarbeitung verzichtet werden soll, stellt der TWR dar, welcher in Kapitel 5.2 ausführlicher diskutiert wird.

Die Brennelemente für Schnelle Reaktoren enthalten wesentlich mehr spaltbares Material (typischerweise ca. 20% Plutonium oder Uran-235) als die Brennelemente für Leichtwasserreaktoren. Damit entstehen bereits bei der Herstellung und dem Transport frischer Brennstoffe für SFR höhere Proliferationsrisiken als bei der Herstellung und dem Transport von frischen Uranbrennstoffen für heutige LWR.

Ein SFR kann jederzeit auch als Schneller Brüter verwendet werden, indem im Reaktorkern oder um den Reaktorkern herum Uramelemente (blankets) dem Neutronenfluss ausgesetzt werden. So erbrütetes Plutonium ist besonders geeignet zum Bau von Kernwaffen (waffengrädig), d. h. es hat einen besonders hohen Anteil des Isotops Plutonium-239. Die Nutzung zur Plutoniumerzeugung ist bei SFR gewollt, da diese den Einstieg in einen geschlossenen Brennstoffkreislauf ermöglichen soll, indem das im SFR erzeugte Plutonium abgetrennt und für die Fertigung neuer Brennelemente genutzt wird. Separiertes Plutonium ist leichter zugänglich als Plutonium, das sich noch in abgebrannten hochradioaktiven Brennelementen befindet.

Die erste „friedliche Nuklearexplosion“ Indiens 1974 wurde mit Plutonium durchgeführt, das für das indische Brutreaktorprogramm abgetrennt worden war. In Frankreich wurde der Phénix-Brutreaktor dazu genutzt, waffengrädiges Plutonium für die Force de Frappe in den Blankets zu erzeugen (IPFM 2010). Die Infrastruktur eines Schnellen Brüters mit der zugehörigen Wiederaufarbeitungstechnologie kann daher potentiell auch jederzeit für ein militärisches Programm genutzt werden. Ein Nichtkernwaffenstaat, der Mitglied im Nichtverbreitungsvertrag ist, müsste dafür den Vertrag verlassen und sähe sich entsprechenden internationalen Konsequenzen ausgesetzt, sollte eine solche militärische Nutzung bekannt werden.

Um die Proliferationsproblematik zu adressieren, gibt es immer wieder Vorschläge, die eingesetzten nuklearen Materialien proliferationsresistenter zu gestalten. Diskutiert wird etwa die gleichzeitige Abtrennung anderer Aktinide (Neptunium, Americium) mit dem Plutonium oder die Abtrennung des Plutoniums direkt am Standort des Reaktors, um die Risiken beim Transport zu reduzieren. Solche Maßnahmen verbessern sicherlich die Proliferationsresistenz in einigen Szenarien (Entwendung des Materials durch Dritte), der staatliche Zugriff auf waffengrädiges spaltbares Material ist jedoch jederzeit möglich, so dass letztlich nur die Kontrollen der IAEA zur Überwachung einer rein zivilen Nutzung eine Abzweigung verhindern. Der Aufwand zu einer ausreichend genauen Materialbilanzierung ist jedoch gerade im Fall von Wiederaufarbeitungsanlagen extrem hoch, wenn eine Fehlbilanzierung von wenigen Kilogramm Plutonium, die ausreichend zum Bau einer Waffe sind, detektiert werden soll. Der Fehler in der Materialbilanzierung bei Wiederaufarbeitungsanlagen liegt heute bei etwa 1%.

Schnelle Reaktoren können im Prinzip auch zur Plutoniumbeseitigung genutzt werden. Die USA und Russland hatten ein Abkommen zur Beseitigung von 34 t Waffenplutonium abgeschlossen. Russland setzt hierfür den BN-800 ein. Dazu wird Plutonium in Form von MOX-Brennelementen in die Reaktoren eingesetzt und ein Teil des Plutoniums gespalten, bzw. der Isotopenvektor des Plutoniums so verändert, dass es weniger geeignet für Kernwaffen ist. Der Einsatzmodus des BN-800 zur Plutoniumreduktion besteht im Wesentlichen darin, dass auf den gleichzeitigen Einsatz von Brutelementen (blankets) im Reaktormantel oder an anderen Positionen verzichtet wird. In (Kütt et al. 2014) wird allerdings gezeigt, dass mit einer einfachen Umkonfiguration des Reaktorkerns hin zum Brutmodus, durch Einsatz von Brutelementen im Reaktormantel, bis zu 162 kg waffengrädiges

Plutonium pro Jahr gebrütet werden könnten. Die Strahlenbarriere in solchen Blankets wäre signifikant niedriger als in abgebrannten Leistungs-Brennelementen.

Ein Staat, der einen Schnellen Reaktor mit entsprechender Wiederaufarbeitungstechnologie betreibt besitzt, alle Komponenten zur Produktion waffenfähigen Plutoniums zum Bau einer Kernwaffe. Ein Teil des Plutoniums wird zur Verarbeitung in separierter Form vorliegen.

Fazit Proliferationsrisiken

In Hinsicht auf die Proliferation ist für SFR besonders die Eigenschaft relevant, dass in den Uran-Brutblankets von Schnellen Reaktoren waffengrädiges Plutonium entsteht, beziehungsweise SFR grundsätzlich dafür gedacht sind, zusätzliche Mengen an spaltbarem Material zu erzeugen. Zusammen mit der angedachten Separierung des Plutoniums zum Wiedereinsatz in MOX-Brennstoffen macht dies SFR wesentlich proliferationsrelevanter als LWR mit einem offenen Brennstoffkreislauf.

Die Infrastruktur eines SFR mit der zugehörigen Wiederaufarbeitungstechnologie kann auch potentiell für ein militärisches Programm genutzt werden. Ebenfalls ist durch die Wiederaufarbeitung der Aufwand für Safeguards (Sicherungsmaßnahmen) der IAEA stark erhöht.

4.1.8 Kosten

Die folgende Darstellung basiert wesentlich auf einer aktualisierten Fassung von (Öko-Institut e.V. 2017, Kapitel 5).

In den Ländern der OECD wurden von 1974 bis 2007 in etwa 50 Mrd. USD für die Forschung und Entwicklung an Brutreaktoren ausgegeben, in den USA 15 Mrd. USD, Japan 12 Mrd. USD, UK 8 Mrd. USD, Deutschland 6 Mrd. USD, Italien 5 Mrd. USD. Frankreich hat nur etwa eine Mrd. USD an Ausgaben angegeben, offensichtlich eine unvollständige Angabe, da allein der Bau des Superphénix etwa 14 Mrd. USD gekostet hat. Russland und Indien hatten ebenfalls große Programme zur Entwicklung von Brutreaktoren, wobei alleine Russland (Sowjetunion) geschätzte 12 Mrd. USD ausgegeben hat (IPFM 2010).

(IPFM 2010) kommt zu dem Schluss, dass bei der Betrachtung der einzelnen nationalen Programme klar wird, dass Brutreaktoren ausschließlich dann ökonomisch konkurrenzfähig sind, wenn die Uranpreise dramatisch steigen würden, was aus heutiger Sicht nicht wahrscheinlich ist. Die Baukosten sind mehr als 25% höher als bei Leichtwasserreaktoren. Für die Demonstrationsreaktoren war der Strompreis pro Kilowattstunde in etwa doppelt so hoch wie bei kommerziellen Leichtwasserreaktoren.

Ein Uranpreis von unter 130 USD/kg trägt nur zu etwa 5% zu den Stromerzeugungskosten eines heutigen Leichtwasserreaktors bei. Die Nutzung der Wiederaufarbeitungstechnologie und der MOX-Brennstoffherstellung ist kommerziell nicht konkurrenzfähig (Holdren et al. 2003).

Die Verwendung des abgetrennten Urans und Plutoniums aus der Wiederaufarbeitung ist problematisch. Das rückgewonnene Uran enthält zusätzliche im Reaktorbetrieb entstandene Uranisotope mit ungünstigen physikalischen Eigenschaften, die eine Wiederverwendung als Kernbrennstoff teuer machen. Damit wird das rückgewonnene Uran zu einem großen Teil zu einem nicht verwertbaren Reststoff. Es bleibt nur das Plutonium für eine Verwendung in MOX-Brennstoff. Wirtschaftlich attraktiv ist auch das nicht, da MOX-Brennstäbe deutlich teurer sind als solche, die aus Natururan hergestellt werden. Aufgrund der Strahlungsproblematik und aufgrund von

Safeguardsauflagen ist die Brennstoffherstellung von MOX-Brennstoffen wesentlich teurer. Plutonium weist im Vergleich zu Uran eine höhere Radioaktivität auf. Um Auswirkungen auf die Beschäftigten in den Anlagen zur MOX-Herstellung zu reduzieren, ist daher eine weitgehende Automatisierung und Abschirmung des Fertigungsprozesses erforderlich. Weiterhin weist Plutonium eine geringe kritische Masse auf. Daher kann jeweils nur mit sehr kleinen Mengen von Plutonium gearbeitet werden, um ungewollte Kritikalität beim Verarbeitungsprozess sicher ausschließen zu können. Schließlich fallen beim Umgang mit Plutonium erhebliche Aufwendungen für Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) an, da eine Abzweigung von Plutonium für militärische Zwecke ausgeschlossen werden muss (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015).

Eine in den USA geplante MOX-Brennelementefabrik zur Herstellung von MOX-Brennstoff für Leichtwasserreaktoren aus 34 t Waffenplutonium zur Beseitigung des Plutoniums aus dem US-amerikanischen Kernwaffenprogramm wurde letztlich aufgrund massiver Kostensteigerungen aufgegeben. Die ursprüngliche Kostenschätzung der verantwortlichen National Nuclear Security Agency (NNSA) im Jahr 2002 für den Bau der Anlage lag bei 1 Mrd. USD mit einem geplanten Baubeginn im Jahr 2004. Der U.S. Kongress verlangte darüber hinaus im Jahr 2002, dass eine MOX-Produktion im Jahr 2008 beginnen und die zu diesem Zeitpunkt zur Beseitigung vorgesehenen 34 t Plutonium bis Ende 2018 umgesetzt sein müssten. Bereits zu Baubeginn der Anlage im Jahr 2007 war die Kostenschätzung auf 4,8 Mrd. USD angestiegen. Im Jahr 2014 wurden die Errichtungskosten der Anlage durch das verantwortliche Firmenkonsortium mit 7,78 Mrd. USD angegeben. Die gesamten Lebenszykluskosten der Anlagen, die Errichtung, Betrieb, Abfallmanagement und Rückbau umfassen, wurde vom U.S. Department of Energy mit 30 Mrd. USD beziffert. Für das Jahr 2015 beschloss das zuständige U.S. Department of Energy daher, die Anlage bis auf weiteres in einen „cold stand-by“ zu überführen und damit die Errichtung der Anlage bis zu einer grundsätzlichen Entscheidung über die Fortführung des Programms anzuhalten (CRS 2014).

Ein Sprecher von Rosenergoatom, Andey Timonov stellt in (Nuclear Engineering International (NEI) 2016) fest, dass die Betriebserfahrung des BN-800 entscheidend sei für die ökonomische Realisierbarkeit von zukünftigen Schnellen Reaktoren, da Schnelle Reaktoren im Vergleich mit kommerziellen Leichtwasserreaktoren russischer Bauart des Typs WWER (Wasser-Wasser-Energie-Reaktor) schlechter abschneiden. Rosenergoatom hoffe dabei auf weitere Funktionen neben der Elektrizitätserzeugung, die den Reaktor ökonomisch attraktiv machen sollen.

(Schulenberg 2020) stellt fest, dass die Notwendigkeit eines sekundären Natriumkühlkreislaufs die Investitionskosten für SFR gegenüber heutigen LWR erhöht. Weiterhin führt die Handhabung der abgebrannten Brennelemente, die für längere Zeit in Natrium gelagert werden müssen, zu höheren Kosten.

Schnelle Reaktoren müssten nach (IPFM 2010) ebenfalls hohe Auslastungen von mindestens 80% zur Leistungserzeugung erreichen wie derzeitige Leichtwasserreaktoren, um mit diesen konkurrieren zu können. Ein großer Teil der bisherigen Betriebserfahrungen zeigt jedoch, dass die Auslastung der Kraftwerke nicht zufriedenstellend war. Ein signifikanter Teil des Problems besteht darin, die Teile des Reaktors zu warten und zu reparieren, die im Natrium eingetaucht sind (IPFM 2010). Natrium ist optisch opak und reagiert bei höheren Temperaturen mit Luftsauerstoff. In (IPFM 2010) wird weiter argumentiert, dass bei einer Reparatur daher der Brennstoff entfernt, das Natrium entleert und das gesamte System sorgfältig gespült werden muss, um es von Natriumresten zu befreien ohne dabei Brände bzw. Explosionen zu verursachen. Entsprechende Vorbereitungen können Monate oder Jahre dauern. Dies ist ein großer Unterschied zu Leichtwasserreaktoren, in denen der Reaktordeckel entfernt werden kann und der gesamte Reaktorbehälter mit Wasser

geflutet wird. Reparaturen können mit Hilfe von Periskopen und Videokameras durchgeführt werden, während das Wasser die Strahlung der Brennelemente und der Stahlkomponenten abschirmt. Bei SFR hingegen sind langanhaltende Betriebsunterbrechungen erforderlich: So ist die Geschichte des Superphénix durch langanhaltende Betriebspausen gekennzeichnet ebenso wie bei Japans Monju, dem britischen Dounreay und Prototype Fast Reactor und dem amerikanischen Enrico Fermi 1. Im russischen BN-600 wurden höhere Auslastungen erreicht, weil der Betreiber gewillt war, trotz multipler Natriumbrände den Reaktor weiter in Betrieb zu halten (IPFM 2010).

Die World Nuclear Association stellt zusammenfassend fest, dass bereits seit den 1980er Jahren klar sei, dass SFR ökonomisch nicht konkurrenzfähig zu LWR sind, solange die Nutzung von Plutonium anstelle von Uran als Brennstoff sich nicht als wirtschaftlich erweist (WNA 2021a):

“... significant technical and materials problems were encountered, and also geological exploration showed by the 1970s that uranium scarcity would not be a concern for some time. Due to both factors, by the 1980s it was clear that [SFR] would not be commercially competitive with existing light water reactors for some time.

Today there has been progress on the technical front, but the economics of [SFR] still depends on the value of the plutonium fuel which is bred and used, relative to the cost of fresh uranium.”

Fazit Kosten

Die Investitionskosten von SFR werden typischerweise höher als diejenigen heutiger LWR eingeschätzt. Gleichzeitig sind die bislang erreichten Verfügbarkeiten von SFR geringer als bei LWR.

Mit Blick auf die Betriebskosten ergeben sich aufgrund der Kosten der Wiederaufarbeitung und der gegenüber reinen Uranbrennstoffen höheren Kosten der Brennstofffertigung von MOX-Brennstoffen ebenfalls ökonomische Nachteile von SFR gegenüber heutigen LWR.

Ein ökonomischer Vorteil wurde in der Vergangenheit für SFR erwartet, wenn sich durch eine Knappheit von Uran sehr hohe Preise für Spaltstoffe ergeben würden und damit die Nutzung von Plutonium als alternativer Spaltstoff attraktiv würde. Hierzu wären jedoch extrem hohe Uranpreise erforderlich. Diese sind aus heutiger Sicht für die nächsten Jahrzehnte nicht zu erwarten.

Die bisherige Betriebserfahrung mit SFR verweist weiterhin auf ein hohes Investitionsrisiko, da bereits durch einfache Ereignisabläufe längerfristige Anlagenstillstände bis hin zu einer vorzeitigen Stilllegung ausgelöst werden können.

Insgesamt ist damit für SFR mit Blick auf die Wirtschaftlichkeit von einem intrinsischen Nachteil gegenüber LWR auszugehen.

4.2 Bleigekühlte Schnelle Reaktoren (Lead-cooled Fast Reactors, LFR)

Die bleigekühlten Schnellen Reaktoren (LFR) gehören neben den natriumgekühlten Schnellen Reaktoren (SFR) zu den mit Flüssigmetallen gekühlten Schnellen Reaktoren. Ebenso wie der SFR wird für den LFR ein Betrieb mit einem geschlossenen Brennstoffkreislauf vorgesehen, mit dem abgestrebten Vorteil gegenüber LWR, Plutonium und MOX-Brennstoffe zu nutzen und damit zu einem geringeren Natururanverbrauch zu kommen. Ebenfalls soll der LFR für die Transmutation Minorer Aktinide genutzt werden. Wie SFR werden LFR bei niedrigem Druck betrieben, was mit entsprechenden Sicherheitsvorteilen einhergehen kann. Gegenüber SFR hat die Nutzung von Blei bzw. einer Blei-Bismut-Legierung den Vorteil, dass das Kühlmittel chemisch nicht reaktiv ist. Der Nachteil ist das sehr hohe spezifische Gewicht des Kühlmittels.

Neben der Hauptrolle des LFR zur Stromerzeugung kommt aufgrund der Betriebstemperaturen zwischen 400 und 620°C ebenfalls die Nutzung der Prozesswärme als Anwendung in Betracht, zukünftig sollen auch noch höhere Temperaturen erreicht werden (GIF 2020a). Ebenfalls soll die Sicherheit der Anlagen besonders hoch sein und die Möglichkeit für radioaktive Freisetzungen gering, so dass Anlagen auch nahe an kleineren Städten betrieben werden könnten um dort Quartierswärme zur Verfügung zu stellen (GIF 2020a).

Ein Nachteil des LFR ist, dass gegenüber dem SFR wesentlich weniger Betriebserfahrungen vorliegen und außerhalb des sowjetischen Programms zur Nutzung von bleigekühlten Schiffsreaktoren bisher noch kein größerer Prototyp eines LFR betrieben wurde. Die Entwicklung des LFR liegt hinter der Entwicklung von SFR weit zurück.

4.2.1 Systembeschreibung

Das Grundkonzept des Reaktors ist aufgrund des hohen Gewichts des Kühlmittels meist als „Pool“-Bauweise (Beckenprinzip) aufgebaut, um Probleme mit der seismischen Stabilität und der Statik zu vermeiden. Der Primärkreislauf ist im Reaktorbehälter selbst enthalten, inklusive der Dampferzeuger und der Pumpen, um das Kühlmittel (Blei oder Blei-Bismut-Legierung) durch den Kern und die Dampferzeuger zu pumpen. In einigen Systemen werden jedoch auch die Dampferzeuger vom primären Reaktorbehälter getrennt und mit z. B. einbetonierten Zuleitungsrohren mit dem Kühlmittel versorgt. Vorteil der „Pool“-Bauweise sind geringere Kosten, es bestehen aber Risiken wie z. B. der Verstopfung der Bleiumlaufkühlung oder auch des Eintritts von Dampf in den Reaktor bei einem Dampferzeugerheizrohrleck. Getrennte Dampferzeuger haben hier Vorteile, Nachteil ist der komplexere Aufbau des Reaktors und dadurch höhere Anforderungen an die seismische Stabilität und an eine Verhinderung der Erstarrung des Kühlmittels.

Ein Zwischenkühlkreislauf zwischen dem flüssigmetallgekühlten Primärkreislauf und dem Wasser-Dampf-Kreislauf ist im LFR-Konzept nicht vorgesehen. Ob der Verzicht auf einen Zwischenkühlkreislauf aufgrund der dadurch möglichen transienten Unfallabläufe, aber auch wegen der Unzugänglichkeit der Dampferzeuger für Wartung und Reparaturen, genehmigungsfähig ist, muss allerdings nach (IRSN 2015) bezweifelt werden und in jedem Fall – je nach dem konkreten Reaktorkonzept – genauer untersucht werden.

Reaktorsystem

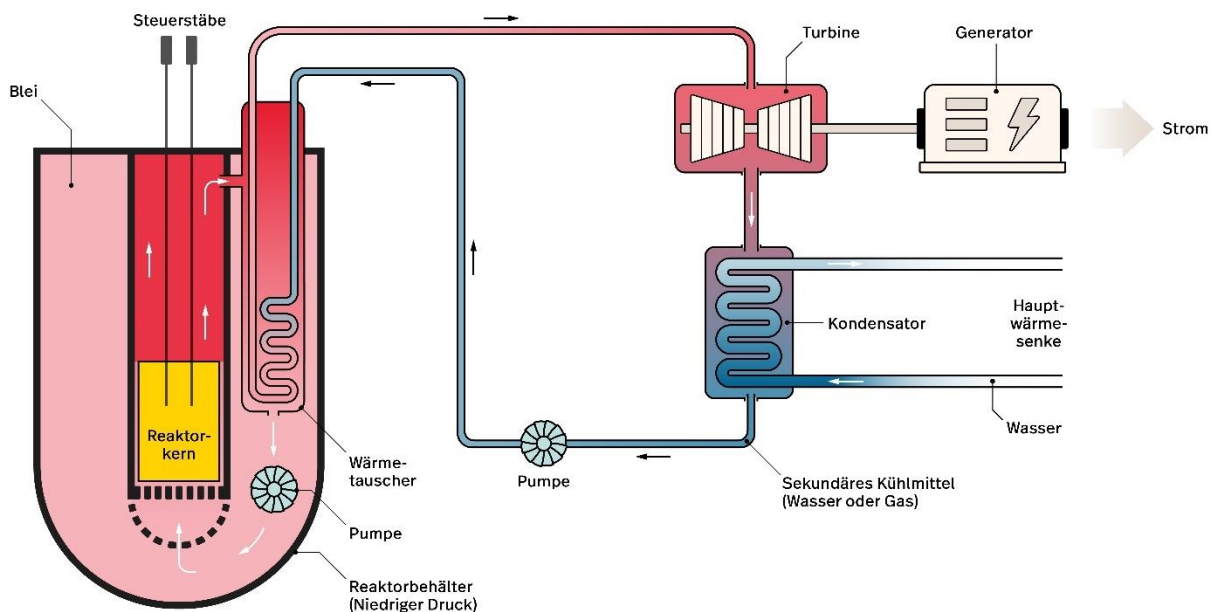
Der Aufbau eines LFR in „Pool“-Bauweise besteht aus einem großen Reaktorbehälter (siehe Abbildung 4-2). Der Reaktorkern mit den Brennelementen ist von einer eigenen zylindrischen Metallhülle umgeben. Dies erlaubt gegenüber frei stehenden Brennelementen im Reaktorbecken

eine stabilere Kerngeometrie und eine vergleichsweise einfache Handhabung der Brennelemente. Nachteil dieser Lösung ist, dass es zur Blockade des Kühlmittelflusses von unten in den Kern kommen kann. Reaktorkonzepte mit mehreren Kühlmittelzugängen von unten in den vom Stahlzylinder umgebenen Kern sollen eine völlige Blockade des Kerns im Störfall verhindern (IRSN 2015).

Der Abstand der Brennelemente im Kern beruht auf einem Kompromiss aus Neutronik und der Notwendigkeit, die Geschwindigkeit des Kühlmitteldurchflusses im Kern zu begrenzen. Das schwere Kühlmittel führt bei zu hoher Geschwindigkeit zu Erosion an den Brennstabhüllrohren und Strukturmaterialien, der Effekt wird durch Korrosion verstärkt. Der Abstand zwischen den Brennelementen wird daher relativ groß gewählt und führt insgesamt zu einer niedrigen Leistungsdichte im Kern (ca. 100 MW/m^3), wodurch der LFR weniger empfindlich ist gegenüber lokalen Abkühlungseffekten als der SFR (IRSN 2015). Günstig wirkt sich dabei die geringe Moderation des Kühlmittels aus, so dass der Kern nicht sehr kompakt gebaut werden muss.

Typischerweise ist im LFR ein Sicherheitsbehälter vorgesehen, um Kühlmittleckagen zu vermeiden. Er besteht aus einer massiven Betonhülle mit einer inneren Stahlhülle oder aufgrund des hohen Gewichts des Kühlmittels aus einer betonierten Reaktorgrube mit Stahlhülle. Der massive Reaktordeckel enthält typischerweise Zugänge für die Dampferzeuger, die Pumpe des Primärkreises, ein System zur Nachwärmeabfuhr und weitere Hilfssysteme (IRSN 2015). Der Reaktorbehälter ist nicht vollständig mit Blei-haltigem Kühlmittel gefüllt, sondern enthält eine Schutzgasschicht z. B. aus Argon. Die Schutzgasschicht spielt eine entscheidende Rolle bei der Kontrolle des Sauerstoffgehalts des Kühlmittels, die durch Hinzufügen von Wasserstoff oder Wasserdampf in das Schutzgas geregelt wird (Schulenberg 2020).

Abbildung 4-2: Konzeptdarstellung eines bleigekühlten Schnellen Reaktors (LFR)



Quelle: Eigene Abbildung

Brennstoff

Der typische Brennstoff eines LFR ist MOX-Brennstoff. Beim Einsatz zur Transmutation können MOX-Brennelemente mit Minoren Aktiniden zum Einsatz kommen. Ebenfalls wird der Einsatz von Nitrid- und Carbiddrennstoffen diskutiert. Gerade Carbiddrennstoffe könnten aufgrund ihrer höheren Dichte bei niedrigeren Temperaturen eingesetzt werden, wodurch bei Hüllrohrversagen die Bildung von Oxiden im Kühlmittel verringert würde. Ebenfalls könnte dadurch der Reaktivitätsverlust während eines Zyklus verringert werden und dadurch die Reaktivitätswirksamkeit der Steuerstäbe. Die Folge wäre ein vermindertes Risiko eines Reaktivitätseintrags bei unbeabsichtigtem Ausfahren der Steuerstäbe (IRSN 2015).

Brennstoffkreislauf

Der LFR ist wie der SFR für den Einsatz in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf vorgesehen. Die meisten Konzepte eines LFR sehen jedoch nicht den Einsatz als Brüter vor. Idealerweise soll der LFR nach einer anfänglichen Beladung mit Plutonium einen Gleichgewichtszustand erreichen, in dem die Brennstoffzusammensetzung am Anfang eines Zyklus dieselbe ist wie am Ende eines Zyklus und lediglich Natururan bzw. abgereichertes Uran dem Brennstoff nach der Wiederaufarbeitung zugeführt wird. Ein solcher Betrieb ist jedoch nicht spezifisch für den LFR und ist auch das Ziel der Entwicklung bei manchen SFR und GFR. Häufig wird der LFR auch für den Einsatz zur Transmutation diskutiert (Alemberti 2021).

Kühlmittel / Spektrum (Moderator)

Als Kühlmittel für den LFR ist entweder reines Blei oder eine Legierung bzw. ein Eutektikum aus Blei-Bismut im Phasengleichgewicht (aus 55,5% Blei und 44,5% Bismut) vorgesehen. Der Hauptvorteil von Blei bzw. Blei-Bismut ist, dass es keine stark exotherme chemische Reaktion mit Luft oder Wasser erzeugt, die Oxidation verläuft sehr langsam. Diese Eigenschaft ist vor allem gegenüber dem natriumgekühlten SFR ein Vorteil. Die Eigenschaft führte auch dazu, dass viele Reaktorkonzepte den Einbau des Dampferzeugers direkt im Reaktorbehälter vorsehen (IRSN 2015; Schulenberg 2020).

Ein weiterer Vorteil von Blei ist die günstige Neutronenbilanz aufgrund der geringen Moderationswirkung von Blei und niedrigen Absorptionsquerschnitten. Im Prinzip ist dadurch auch ein Betrieb als Brutreaktor möglich. Der Kern muss nicht sehr kompakt gebaut werden, was größere Abstände ermöglicht und dadurch geringere Fließgeschwindigkeiten erlaubt und auch der Erosion durch das Kühlmittel entgegenwirkt. Dies ermöglicht auch geringe Druckverluste im Kern sowie eine geringe Leistungsdichte (ca. 100 MW/m^3). Dies wiederum erlaubt im Prinzip die Nachwärmeabfuhr durch Naturkonvektion und die Nutzung anderer passiver Sicherheitssysteme. Beim Einstellen einer Naturkonvektion ist die hohe Dichte des Kühlmittels ebenfalls förderlich.

Die Viskosität von Blei ist relativ niedrig, aber höher als die von Natrium, während die Wärmeleitfähigkeit geringer ist als von Natrium. Trotz der deutlich schlechteren spezifischen Wärmekapazität ist jedoch Blei aufgrund der hohen Dichte bei gleicher Strömungsgeschwindigkeit insgesamt ein besseres Kühlmittel als Natrium (Schulenberg 2020). Aufgrund der hohen Dichte und des hohen Volumens an Kühlmittel ist die Karenzzeit bei Kühlmittelverlust sehr lang und der Reaktor reagiert thermisch eher träge. Bei niedrigen Temperaturen erstarrt das Kühlmittel außerdem, was einen möglichen Kühlmittelverlust bei einer Leckage begrenzen kann. Die hohe Dichte führt auch dazu, dass die meisten Komponenten aufgrund ihrer geringeren Dichte einen starken Auftrieb im Kühlmittel erfahren. Dies führt zu Schwierigkeiten, wenn längere Gegenstände in das Kühlmittel

eingetaucht werden. Ebenfalls wird die maximale Geschwindigkeit des Kühlmittels limitiert, um Erosion zu vermeiden (Alemberti 2021).

Ein Vorteil von Blei-Bismut gegenüber Blei ist der niedrigere Schmelzpunkt mit 123°C (Blei-Bismut, Siedepunkt 1670°C) gegenüber 327°C (Blei, Siedepunkt 1749°C). Damit muss der gesamte Reaktor nicht permanent auf ca. 400°C gehalten werden, um ein Erstarren zu verhindern. Der Nachteil von Blei-Bismut ist die Produktion von stark strahlendem Polonium-210 im Kühlmittel. In einem Reaktor mit hoher Leistung können einige Kilogramm Polonium entstehen, deren Nachwärme bei der Auslegung berücksichtigt werden muss (Schulenberg 2020). Außerdem ist Bismut sehr teuer. Ein Problem des Blei-Bismut-Eutektikums ist, dass nach einem schnellen Erstarren des flüssigen Metalls aufgrund einer Änderung des Kristallgitters das Volumen sich anschließend langsam ausdehnt, über das Volumen in der flüssigen Phase hinaus. Das bedeutet, dass ein Erstarren in jedem Fall verhindert werden muss, um den Reaktorbehälter und die Einbauten zu schützen (IRSN 2015; Alemberti 2021).

Der hohe Siedepunkt von Blei und Blei-Bismut wirkt sich günstig auf mögliche Transienten aufgrund eines Reaktivitätseintrags durch Kühlmittelsieden aus. Ein Kühlmittelsieden ist höchst unwahrscheinlich, selbst im Fall eines Station Blackout. Strukturmaterialien im Kern würden außerdem schon vor Erreichen des Siedepunktes des Kühlmittels versagen. Ein weiterer Vorteil ist auch die hohe Löslichkeit und Rückhaltung volatiler Spalt- und Aktivierungsprodukte wie Cäsium, Iod und Polonium im Kühlmittel wodurch sich der Quellterm für Freisetzungen außerhalb des Primärkreislaufes verringern (Alemberti 2021).

Temperatur

Typische Betriebstemperaturen liegen zwischen 400 und 620°C. Durch den sehr niedrigen Schmelzpunkt des Eutektikums Blei-Bismut kann der Reaktor bei relativ niedrigen Temperaturen (270°C) betrieben und damit die Gefahr durch Korrosion vermindert werden.

Druck

Der LFR kann wie der SFR mit niedrigem Druck betrieben werden, ebenfalls ist der Dampfdruck des Blei-haltigen Kühlmittels bei den normalen Betriebstemperaturen extrem niedrig (Alemberti 2021).

Konstruktionswerkstoffe

Die größte Herausforderung der Nutzung von Blei und Blei-Bismut sind Korrosion und Erosion der Strukturmaterialien und Brennstabhüllrohre. Je höher die Temperaturen, desto größer werden die Korrosionsprobleme. Ab einer Temperatur von 450°C, bzw. 500°C für reines Blei lösen sich zunehmend Eisen und Nickel direkt im Blei auf. Eine Verwendung typischer korrosionsbeständiger Nickelstähle ist daher nicht möglich, stattdessen werden eher ferritische Stähle aus Eisen mit geringen Anteilen an Chrom als Strukturmaterialien verwendet (Schulenberg 2020).

4.2.2 Historische Entwicklungen

Die Entwicklung von Reaktoren mit Blei bzw. Blei-Bismut als Kühlmittel geht auf ein Entwicklungsprogramm in den USA zurück, wo ab 1942 ein Forschungsprogramm dazu durchgeführt wurde, das aber schon 1950 aufgrund von Problemen durch Korrosion und Verunreinigung des Kühlmittels wieder aufgegeben wurde. Erst in den 2000er Jahren wurde die Forschung mit dem System SSTAR wieder aufgenommen (siehe Kapitel 4.2.3) (Alemberti 2021; IAEA 2000).

Die einzige weitere nennenswerte Forschung an bleigekühlten Systemen fand in der Sowjetunion statt. Im Jahr 1953 begann die Sowjetunion mit dem Bau eines Prototypen eines LFR mit einem angeschlossenen Schiffsantriebssystem. Der Prototyp 27/VT wurde an Land errichtet und 1959 in Betrieb genommen und führte in den 1960er zum Bau von Schiffsantrieben für Unterseeboote, die bis in die 1990er Jahre in Betrieb waren. Ein weiterer landgestützter Prototyp wurde 1978 am A.P. Aleksandrov Scientific Research Technological Institute (NITI) in Sosnovy Bor in Betrieb genommen. In einem Bericht für die Internationale Atomenergiebehörde wurden die wesentlichen Betriebserfahrungen aus der Nutzung der Reaktoren zusammengefasst (IAEA 2000).

Der erste Unfall ereignete sich 1968 mit dem ersten Prototyp der 1963 auf einem sowjetischen U-Boot in Betrieb ging. Aufgrund der fehlenden Reinigungsanlage des Kühlmittels wurden größere Mengen an Bleioxiden im Reaktor nicht ausgefiltert. Die Bleioxide formten sich vermutlich nach einer Leckage von Luft in das Schutzgas des Primärsystems bei einer Reparatur. Außerdem gelangte Schmieröl von Dichtungen der Pumpen in den Primärkreislauf. Die Verunreinigungen verstopften in Folge den Kern und es kam zu einer lokalen Überhitzung und durch den negativen Temperaturkoeffizienten zu einem Rückgang der Reaktivität und der Leistung des Reaktors. Aufgrund fehlender Instruktionen im Betriebshandbuch wurde die volle Leistung des Reaktors durch kontinuierliches Ziehen der Kontrollstäbe wiederhergestellt und die Reaktivitätsreserve von 12 Steuerstäben, ausreichend für 4000 h Normalbetrieb innerhalb von 30 min in den Reaktor eingebracht. Durch die dadurch weiterbestehende lokale Überhitzung schmolz ein Teil der Brennstäbe und die Schlacke wurde mit dem Kühlmittel aus dem Kern gespült (IAEA 2000). Warnungen zur überhöhten Strahlung und zur Evakuierung der Crew aus dem U-Boot-Kapitel wurden ignoriert, 9 Seeleute starben an der hohen Strahlendosis. Der Reaktor wurde ausgebaut und das U-Boot mit Bitumen und Furfural verfüllt und 1982 bei Navaja Semlja in der Karasee versenkt (IAEA 2000; Schulenberg 2020; Rawool-Sullivan et al. 2002).

Der Unfall zeigte die Bedeutung entsprechender Filtersysteme für das Kühlmittel. Der Sauerstoffgehalt im Kühlmittel muss gemessen und durch Injektion von Wasserstoff (in einer sicheren Mischung mit Helium) kontrolliert werden. Bei Reparaturen muss ein Überdruck im Schutzgas erhalten bleiben. Öldichtungen sind zugunsten von anderen Dichtungen wie Wasser- und Gasdichtungen zu vermeiden.

Anfang der 1970er Jahre nahm die Sojetunion eine neue Klasse an U-Booten mit bleigekühlten Reaktorantrieben in Betrieb, die Lira Klasse (NATO Bezeichnung Alfa), von denen 7 Stück gebaut wurden (Rawool-Sullivan et al. 2002). Der Hauptteil der U-Boot-Flotte der Sowjetunion wurde aufgrund der Sicherheitsprobleme mit LFR und der Fortschritte mit Leichtwassertechnologie mit LWR ausgestattet. Größter Nachteil der LFR war, dass die Reaktoren auf Temperatur gehalten werden mussten, was nur mit speziellen Anlagen zur Zufuhr von Dampf durch externe Leitungen möglich war, die nur im Heimathafen zur Verfügung standen. Ein Brennstoffwechsel war technisch zu schwierig, da das Kühlmittel einzufrieren drohte und die Reaktoren wurden daher nie mit frischem Brennstoff versorgt, ebenfalls konnte keine Wartung und Reparatur stattfinden. Tatsächlich wurden die LFR-Schiffsreaktoren ab den 1980er Jahren bis zum Ende ihrer Betriebszeit (1990, bis auf ein U-Boot, das bis 1996 in Betrieb war) im Dauerbetrieb laufen gelassen, da die Dampfversorgung immer wieder ausfiel.

1972 wurde ein Schaden an einem Rohr des Primärkreises an einem LFR-Reaktor entdeckt, der aufgrund von Oberflächenkorrosion entstanden war. Dieses war durch erhöhte Feuchtigkeit im Reaktorraum ausgelöst, die wiederum auf fehlende Dichtigkeit der Dampferzeuger zurückzuführen war. Es kam zu einer Leckage von radioaktivem Kühlmittel.

Ein weiterer Unfall 1982 an einem LFR-U-Bootreaktor wurde durch Korrosion an den Dampferzeugerheizrohren verursacht, die auf einer falschen Reinigung des Speisewassers in einem Ionenaustauscher mit Kupfer beruhte, so dass das Kupfer in den Sekundärkreislauf gelangte und zur Korrosion führte. So konnte Dampf aus dem Sekundärkreis in den Primärkreis gelangen, der dort nach der Trennung vom Kühlmittel im für diesen Fall vorgesehenen Notfallkondensator gesammelt und immer wieder durch die Betriebsmannschaft entleert wurde. Die Entleerung stoppte jedoch aus unklaren Gründen und die wärmeübertragenden Wände des Kondensators wurden von Wasser geflutet, so dass die Dampfbentnahme stoppte, was zu einer Erhöhung des Drucks im Gassystem des Primärkreises führte. Der Primärkreis ist zwar dafür ausgelegt, dem gesamten Überdruck des Sekundärkreises standzuhalten, allerdings kam es aufgrund eines fehlerhaft offenstehenden Ventils zu einem Versagen eines Manometers und dem Austritt von 150 l radioaktivem Dampf in den Mannschaftsraum, wodurch 10 Seemänner mit 10% der erlaubten Dosis an Polonium-210 belastet wurden. Der gesamte Reaktor wurde in Folge ausgetauscht (Rawool-Sullivan et al. 2002).

Insgesamt wurden nach (Schulenberg 2020) in Russland etwa 80 Reaktorjahre Erfahrung mit Blei-Bismut-gekühlten Reaktoren gesammelt. Die Erfahrungen der UdSSR im militärischen Bereich hat für die aktuelle Diskussion von LFR Bedeutung. Auch wenn drei der acht U-Boote wegen schwerer Störfälle vorzeitig stillgelegt wurden, werden die Betriebserfahrungen von der IAEA insgesamt positiv bewertet (IAEA 2007). Weltweit blieben allerdings Versuchsanlagen und Experimente zur Technologie eines LFR eine Seltenheit. Diese wurden auch eher bei niedrigen Temperaturen betrieben. Für Temperaturen über 650°C liegen bis heute keine Experimente vor, da auch entsprechende Werkstoffe nicht zur Verfügung stehen (Schulenberg 2020).

4.2.3 Aktuelle Entwicklungen

In den 1990er Jahren fanden LFR wieder neues Interesse, vor allem durch die Diskussion um beschleunigergetriebene Systeme, vergleiche Kapitel 4.7. In jüngerer Zeit erhöhte sich das Interesse durch die Aufnahme als eine der Technologielinien der GIF. Mittlerweile bestehen weltweit einige Initiativen zur Entwicklung eines LFR.

Die ARIS-Datenbank der IAEA listet zehn der Technologielinie der LFR zugeordnete Reaktorkonzepte: ALFRED, BREST-OD-300, CLEAR-I, ELECTRA, ELFR, G4M, LFR-AS-200, MYRRHA, PEACER, SEALER, SVBR-100 sowie den W-LFR (IAEA 2023b).

Die drei GIF-Referenzsysteme sind der „European Lead Fast Reactor“ (ELFR) mit einer elektrischen Leistung von 600 MW, das russische System BREST-OD-300 mit einer elektrischen Leistung von 300 MW (siehe Kapitel 5.3) und ein kleines modulares System zwischen 10 und 100 MW elektrischer Leistung, für das der in den USA ehemals entwickelte SSTAR herangezogen wurde. Damit sind alle Leistungsgrößen in GIF adressiert, mit der Idee, dass zwischen den Entwicklungssträngen Synergien entstehen (GIF 2021a).

Unter den sogenannten Small Modular Reactors (SMR) ist das SSTAR-System erwähnenswert. Obwohl es nicht aktiv weiterverfolgt wird, ist es dennoch das Referenzsystem für einen LFR von geringer Leistung im Rahmen des GIF. Der SSTAR sollte eine elektrische Leistung von 20 MW bei einer thermischen Leistung von 45 MW haben und mit einem Schiffscontainer transportierbar sein. Der Reaktor sollte passiv durch Naturkonvektion gekühlt werden, sowohl im Betrieb, als auch im Stillstand, mit einer sehr langen Laufzeit von 15-30 Jahren (Alemberti 2021). In den USA wird durch Gen4 Energy Inc, vormals Hyperion Power Generation Inc., ebenfalls ein SMR-Konzept G4M

verfolgt mit einer thermischen Leistung von 70 MW und 25 MW elektrischer Leistung mit aktiver Kühlung und einer Standzeit von 10 Jahren (IAEA 2023b).

China verfolgt ebenfalls mit CLEAR-M (China Lead-based Mini-Reactor) ein SMR-Projekt mit 35 MW thermischer und 10 MW elektrischer Leistung durch das Institute of Nuclear Energy Safety Technology (INEST), die Chinese Academy of Sciences (CAS) und Frontier Development of Sciences (FDS) mit einer Laufzeit des Kerns von 10-20 Jahren und Betriebstemperaturen von 375°C Kerneintritts- und 495°C Kernaustrittstemperatur. Es soll niedrig angereicherter Uranoxid-Brennstoff eingesetzt werden, der Reaktor soll mit passiver Naturumlaufkühlung gekühlt werden.

Weitere Pläne gibt es mit dem SEALER der Firma LeadCold (140 MW thermischer und 55 MW elektrischer Leistung) in Schweden und dem ELECTRA Projekt, einem 0,5 MW Trainingsreaktor, der an der Königlich Technischen Hochschule in Schweden etwa um das Jahr 2012 geplant war, aber bisher nur als Konzeptstudie vorliegt. In China wird mit dem CLFR und BLESS von zwei Firmen ein Konzept für einen LFR vorgeschlagen. Erwähnenswert sind noch ein Reaktorkonzept in Südkorea (PASCAR) und in Japan (PBWFR, 100 MW elektrischer Leistung) (Alemberti 2021).

Tabelle 4-6: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des LFR

Reaktorkonzept	Land	Leistung	Kühlmittel
CLFR	China	100 MWe und 300 MWe	Blei-Bismut / Blei
CLEAR-M	China	35 MWth / 14 MWe	Blei-Bismut
BLESS	China	300 MWth / 100 MWe	Blei
ALFRED	EU	300 MWe / 125 MWth	Blei
ELFR	EU	1500 MWth / 630 MWe	Blei
DFR	Kanada	3000 MWth / 1500 MWe	Blei
LFR-AS-200	Luxemburg	480 MWth / 280 MWe	Blei
BREST-OD-300	Russland	700 MWth / 300 MWe	Blei
SVBR-100	Russland	280 MWth / 100 MWe	Blei-Bismut
ELECTRA	Schweden	0,5 MW	Blei
SEALER	Schweden	140 MWth / 55 MWe	Blei
PEACER	Südkorea	850 MWth / 350 MWe	Blei-Bismut
SSTAR	USA	20 MWe	Blei-Bismut
G4M	USA	70 MWth / 20 MWe	Blei-Bismut
W-LFR	USA	950 MWth / 460 MWe	Blei

Quelle: (IAEA 2023b)

4.2.3.1 Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie

Eine Übersicht einiger Anlagenkonzepte bietet Tabelle 4-6.

4.2.3.2 CLFR / BLESS

In China werden zwei LFR-Konzepte entwickelt. Die Reaktoren der CLFR-Serie durch das China Nuclear Power Technology Research Institute Co. (CNPRI) für die China General Nuclear Power Corporation (CGN). Sowie die Entwicklung des BLESS (Breeding Lead-based Economical and SafeSystem) durch das State Power Investment Corporation Research Institute (SPICRI) und das Forschungsinstitut der State Power Investment Corporation (SPIC) in China.

Die CLFR-Reihe umfasst den CLFR-100 und den CLFR-300, die entwickelt wurden, um die Skalierbarkeit von LFR zu demonstrieren. Der CLFR-100 LFR mit 100 MW elektrischer Leistung und Blei-Bismut als Kühlmittel ist als SMR geplant und soll bis 2030 in Betrieb gehen. Der CLFR-300 ist ein bleigekühlter Schneller Reaktor mit 300 MW elektrischer Leistung, der die wirtschaftliche Wettbewerbsfähigkeit gegenüber LWR demonstrieren soll. Das Reaktorkonzept der Baureihe ist in Beckenbauweise geplant mit allen Primärkomponenten im Reaktorbehälter, die herausnehmbar gebaut werden für Instandhaltung und Wartung. Die Sicherheitssysteme sollen vollständig passiv ausgelegt werden (einschließlich des Verzichts auf Batterien oder elektronische Geräte).

Das BLESS-Reaktorkonzept soll ein bleigekühlter Demonstrationsreaktor sein mit einer Leistung von 300 MW (thermisch) bzw. 100 MW (elektrisch). Das Konzept ist ebenfalls in Beckenbauweise geplant mit allen Primärkomponenten im Reaktorbehälter, acht Dampferzeugern und vier Pumpen sowie passiven, redundanten, diversitären und unabhängigen Systeme zur Nachwärmeabfuhr. Der Kern in einem Innenbehälter soll mit UO₂ und MOX-Brennelementen bestückt werden. Die Kernein- und austrittstemperaturen betragen 340 und 490 °C. Das Hauptziel von BLESS ist es, nach Angaben der Entwickler, insbesondere den Energiebedarf von abgelegenen Wohn- und Industriegebieten ohne nationalen Netzanschluss zu decken.

Des Weiteren wurden in China zwei Forschungsvorhaben vom chinesischen Wissenschafts- und Technologieministerium (MOST) gefördert, die auf kleine bleigekühlte ADS-Konzepte für eine flexible Energieversorgung abzielen (GIF 2021a, S. 11) (siehe Kapitel 4.7.3.4).

4.2.3.3 ALFRED

Das Reaktorkonzept des Advanced LFR European Demonstrator (ALFRED) mit 300 MW_{th} wurde im 7. Rahmenprogramm der Europäischen Kommission im Projekt LEADER von 2010 bis 2013 entworfen. Der Reaktor in Beckenbauweise soll mit reinem Blei gekühlt werden. Die einfache Konstruktion mit einem Fallrohr mit einem Dampferzeuger am oberen Ende und einem Steigrohr mit dem Kern am unteren Ende soll eine effiziente Naturkonvektion des Kühlmittels ermöglichen. Oberhalb des Kerns ist ein torroidaler Ring mit 8 Auslassrohren angebracht. Daran angeschlossen sind 8 vertikale Einheiten mit je einer Pumpe und einem Dampferzeuger, die den Kern umgeben. Das heiße Blei aus dem Kern wird durch eine Pumpe in dem vertikalen Rohr nach oben geleitet, bevor es durch eine Einlassöffnung in am oberen Ende in den Dampferzeuger eintritt und schließlich am unteren Ende wieder in den Reaktorpool gelangt. Dabei sind die Primärkreisumpen in der heißen Region des Reaktors zwischen Kernaustritt und Dampferzeuger angebracht. Der Reaktorbehälter ist von einem Sicherheitsbehälter umgeben und im inneren befindet sich der nach unten offene innere Behälter mit dem Kern, dem torroidalen Ring, und einem Brennelementlager oberhalb des Rings. Der innere Behälter trenn damit die heißen Bereiche des Reaktors von den kalten (Alemberti 2021).

Das Reaktorkonzept ist noch nicht abgeschlossen. Im sogenannten Fostering ALfred CONstruction (FALCON) Konsortium wurde versucht, den relativ zügigen Bau des Reaktors zu unterstützen und

es wurde versucht, Limitierungen und Probleme älterer Konzepte zu identifizieren. Das Konsortium besteht aus Ansaldo Energia (Italien), der National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development (ENEA, Italien) und dem Institute for Nuclear Research (RATEN ICN, Rumänien). Das FALCON Konsortium hat 2018 seine Vereinbarung erneuert. Die Hauptmodifikationen an ALFRED sind eine Beseitigung thermischer Kühlmittelschichten durch einen neuen Kühlmittelumlauf mit einem heißen und kalten Becken, die Verwendung einwandiger Bajonettrohre im Dampferzeuger, nur drei Dampferzeuger und drei Pumpen und drei zusätzliche Tauchkühler, die mit den Isolationskondensatoren verbunden sind, als komplett diversitäres System für die Nachwärmeabfuhr das mit einem System ausgestattet ist, um das Erstarren des Kühlmittels zu verhindern. Das FALCON Konsortium sieht ebenfalls eine progressive Zunahme der Reaktortemperaturen bei gleichbleibendem Kühlmittelmassenfluss nach Inbetriebnahme vor, und eine sukzessive Qualifizierung neuer Materialien bzw. der Strategie zum Korrosionsschutz. In drei Phasen soll von schon demonstrierter und bekannter Technologie und Materialien bei niedrigen Temperaturen (100 MWth, 390°C/430°C Kernein-/austrittstemperatur) zu einer zweiten Phase mit mittleren Temperaturen (200 MWth, 400°C/480°C) übergegangen werden, um die Brennelemente bei höheren Temperaturen zu qualifizieren. In einer dritten Phase mit hohen Temperaturen (300 MWth, 400°C/520°C) sollen auch Hauptkomponenten wie u. a. die Dampferzeuger für verbesserte Performance unter Betriebsbedingungen erprobt werden, die typisch für einen industriellen Einsatz von LFR wären. Jede Phase soll dabei erneut eine Teilgenehmigung erhalten. (GIF 2020a; Alemberti 2021)

Der Bau von ALFRED soll in Rumänien erfolgen. 2019 wurde durch die rumänische Regierung am Forschungszentrum RATEN ICN ein Projekt zur Vorbereitung von Aktivitäten für die Entwicklung der ALFRED Infrastruktur in Rumänien durchgeführt (2,5 Millionen EUR). Im Anschluss wurden Projekte für unterstützenden Infrastruktur für Testanlagen ausgeschrieben, das Projekt ATHENA eine Experimentieranlage in Beckenbauweise für Blei und ChemLab, ein Labor zur Untersuchung der Bleichemie mit einem Budget von 20 Millionen EUR (GIF 2020a).

4.2.3.4 ELFR

In Europa wurde 2006 mit dem Projekt ELSY (European Lead-cooled SYstem) der Europäischen Kommission die ersten Studien zur Auslegung eines kommerziellen Reaktors dem European Lead-cooled System (ELFR) mit einer Leistung von 1500 MW (thermisch) bzw. 600 MW (elektrisch) vorgelegt. Die Entwicklung wurde im 7. Rahmenprogramm im LEADER (Lead-cooled European Advanced DEMonstration Reactor) Projekt 2010 fortgesetzt. Im LEADER Projekt erfolgt auch die Forschung des ALFRED Reaktorkonzepts (siehe Kapitel 4.2.3.2). (IRSN 2015)

Das ELFR-Reaktorkonzept ist eine Fortentwicklung von ELSY. Es ist ein Reaktor in Beckenbauweise, der Reaktorbehälter wurde so kompakt wie möglich gestaltet, um das Kühlmittelinventar aus seismischen Gründen so gering wie möglich zu halten und gleichzeitig Platz für die Reaktoreinbauten bereit zu halten. Diese bestehen aus 8 Dampferzeugern, 8 Primärkreispumpen und 8 Tauchkühlern zur Nachwärmeabfuhr. Der Bereich mit dem heißen Kühlmittel ist von einem inneren Behälter eingeschlossen, der mit den Primärkreispumpen in der Mitte der Dampferzeuger über Rohre verbunden ist. Kühlmittelintrittstemperatur ist 400°C und Kühlmittelaustrittstemperatur 480°C bei einem Druckverlust im Kern von 0,9 bar. Die Wärmequelle im Kern und die Wärmesenken in den Dampferzeugern sowie die einfache Gestaltung des Fließweges des Kühlmittels sollen sicherstellen, dass sich ein Naturumlauf im Kern einstellen kann im Falle einer Notabschaltung. Die Nachwärmeabfuhr soll durch zwei unabhängige, redundante, diversitäre und passive Systeme gewährleistet werden.

Angestrebt wird ein Brennstoffkreislauf, in dem sich ein Gleichgewicht einstellt und der Plutoniumgehalt im Brennstoff aus Proliferationsgründen immer gleich bleibt.

4.2.3.5 DFR

In Deutschland wurde ein Anlagenkonzept für einen Dual-Fluid Salzschnmelze-Reaktor (Dual Fluid Reactor -DFR) (Huke et al. 2015; He 2016; Wang 2017) vorgestellt, der auch für die Transmutation genutzt werden könnte (Institut für Festkörper-Kernphysik 2019). Es handelt sich um einen bleigekühlten Reaktor mit einer Chlorsalzschnmelze mit Uran-Plutonium als Brennstoff, mit der Möglichkeit den Reaktor direkt mit pyrochemischen Verfahren zur Wiederaufarbeitung zu koppeln. Das Design soll mit einer mittleren Temperatur von 1000°C betrieben werden. Das Unternehmen ist 2021 nach Kanada gezogen (Dual Fluid 2021).

4.2.3.6 LFR-AS-200

Der LFR-AS-200 (Liquid Fast Reactor - Amphora Shaped) mit 200 MW elektrischer Leistung wird von Hydromine Nuclear Energy S.à.r.l., Luxemburg, entwickelt. Es ist ein schneller Reaktor in Beckenbauweise mit Bleikühlung, bei dem alle Primärkomponenten im Reaktorbehälter untergebracht sind. Die Kühlung erfolgt über sechs Dampferzeuger mit innovativen Spiralrohren mit jeweils einer Pumpe und 2 diversitären, passiven, redundanten Eintauchkühler-Systemen zur Nachwärmeabfuhr durch 6 Eintauchkühler. Um Eintrag von Wasser oder Dampf in das Kühlmittel bei einem Dampferzeugerheizrohrleck zu verhindern, sind Wasser- und Dampfkollektoren vorgesehen und die Dampferzeuger sind kurz und ragen aus dem Blei heraus. Die Reaktivitätskontrolle erfolgt über Kontrollstäbe. Das nicht aktive Ende der Brennelemente ragt über das Blei hinaus und die Enden sind verbunden, so dass ein selbsttragender Kern entsteht. Der Brennelementwechsel erfolgt dadurch unter Sichtkontrolle durch ein ferngesteuertes System, das Brennelementlager ist außerhalb des Reaktorbehälters. Die Firma gibt an, dass das kompakte System eine Leistungsdichte von 1 m³/MWe haben werde und dadurch ein kleines Reaktorgebäude, was ein Wirtschaftlichkeitsfaktor sei. Der Verzicht auf eine Brennelementwechsellmaschine und auf Strukturen oberhalb des Kerns, die in Blei getaucht sind, soll den Bedarf an In-Service-Inspektionen (ISI) verringern. Der Brennstoff und das Reaktorkonzept werden so gewählt, dass ein Brutverhältnis von 0,9 erreicht wird und der Plutoniumbedarf gering bleibt. (Alemberti 2021)

4.2.3.7 BREST-OD-300

Zu BREST-OD-300 siehe Kapitel 5.3.

4.2.3.8 SVBR-100

Der SVBR-100 mit einer Leistung von 280 MW (thermisch) bzw. 100 MW (elektrisch) ist ein SMR und wird von AKME Engineering in Russland konzipiert. Der Reaktor ist eine Weiterentwicklung der mit Blei-Bismut gekühlten Reaktorlinie des russischen U-Boot Programms. Der gesamte Reaktor mit Dampferzeuger, Kern und Pumpen sowie Abschirmung soll als Monoblock gefertigt werden mit einer umgebenden Schutzhülle. Der Reaktor soll passive Sicherheitssysteme durch Naturkonvektion haben, die für mindestens 72 h eine Temperaturerhöhung zu verhindern sollen. Der SVBR-100 soll als Mehrzweckreaktor genutzt werden, für kleinere Netze zur Stromversorgung und zur Bereitstellung von Prozesswärme und zur Entsalzung. Der Brennstoff ist Uranoxid mit ca. 16% Anreicherung, es kann aber auch MOX Brennstoff in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf

verwendet werden. Der Reaktor soll auf der Schiene transportierbar sein und in einer zentralen Fabrik gefertigt werden.

4.2.3.9 PEACER

Südkorea plant einen LFR, der proliferationsresistent, umweltfreundlich, unfalltolerant und wirtschaftlich sein soll, den Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual, and Economical Reactor (PEACER). Der Reaktor soll vor allem zur Transmutation eingesetzt werden und ist seit 1996 in Planung. Im Jahr 2008 wählte jedoch das koreanische Ministerium für Wissenschaft und Technologie den natriumgekühlten Schnellen Reaktor (SFR) als Technologie für die Transmutation langlebiger Abfälle aus. Es gibt jedoch neuere LFR-Forschungsansätze zu einem SMR System und ADS Konzepten. (GIF 2021a; Shin et al. 2015)

4.2.3.10 W-LFR

Die Westinghouse Cooperation entwickelt ebenfalls ein LFR-Reaktorkonzept den Westinghouse-LFR (W-LFR). Westinghouse kooperiert dabei mit mehreren Universitäten etwa zur Untersuchung der Rückhaltefähigkeit von Blei. Auch der 2022 gestoppte Versatile Test Reactor mit schnellem Neutronenspektrum sollte für die Entwicklung genutzt werden. Westinghouse bemühte sich ebenfalls darum im britischen Advanced Modular Reactor (AMR) Feasibility and Development Projekt Fortschritte beim W-LFR zu erzielen und LFR Komponenten zu demonstrieren und die Entwicklung von Hochtemperaturmaterialien und Fertigungsverfahren zu beschleunigen (GIF 2020a).

Der W-LFR soll eine elektrische Leistung von 460 MW erreichen, klein genug, um in kleineren Netzen genutzt zu werden, und groß genug für Grundlast. Der Reaktor ist in Beckenbauweise geplant und soll mit einem luftgekühlten superkritischem CO₂ Energieerzeugungssystem gekoppelt werden. Der W-LFR soll ökonomisch kompetitiv, flexibel einsetzbar sein in zukünftigen und diversen Märkten, hohe Sicherheitsstandards erreichen und Grundlast liefern sowie lastfolgefähig sein und über passive Sicherheitseigenschaften verfügen. Lastfolgebetrieb ist dabei keine Eigenschaft des Reaktors selber, sondern wird durch ein integriertes Energiespeichersystem mit kostengünstigen Materialien erreicht. Der Lastfolgebetrieb wird daher ohne eine Änderung der Leistung des Reaktors erreicht. Aufgrund der Luftkühlung ist kein größeres Gewässer notwendig und die Standortsuche wird stark vereinfacht.

Der Reaktorbehälter ist sehr kompakt durch die Nutzung eines robusten hybriden primären Wärmetauschers mit Mikrokanälen, und durch Nutzung eines Behälterkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen mit Wasser als Kühlmittel. Bei Ausfall der Wärmetauscher ist die Einstellung einer Naturkonvektion vorgesehen, die sich allein aufgrund des Wärmetransports einstellt, der Wärmetransport erfolgt vom Reaktorbehälter durch den Sicherheitsbehälter in ein umgebendes Becken an Wasser. Nachdem das Wasser verbraucht ist, stellt sich ein Luftumlauf zur weiteren Kühlung ein, der außerhalb des Sicherheitsbehälters zirkuliert. Zu Beginn sollen Kühlmitteltemperaturen von 530°C genutzt werden und höhere Kühlmitteltemperaturen, sobald innovative Materialien zur Verfügung stehen würden.

4.2.4 Technologischer Entwicklungsstand

Die (IRSN 2015) fasste 2015 die wesentlichen notwendigen Entwicklungsschritte zu einem LFR zusammen. Etliche Entwicklungsprogramme wurden seither konzipiert und teilweise begonnen, es

fanden jedoch keine umfassenderen Entwicklungsbemühungen statt und der Stand hat sich daher nicht wesentlich geändert. Der Entwicklungsbedarf betrifft

- das Management der Korrosions- und Erosionsrisiken. Hier ist die Qualifikation neuer z. B. austenitischer Stähle für den RDB und neuere korrosions- und erosionsresistenter Materialien für die Reaktoreinbauten, beschichteter Brennstoffhüllrohre und Dampferzeugerheizrohre und für die Schaufeln der Primärkreispumpen notwendig.
- die Sensitivität des Reaktorkonzepts gegenüber seismischer Aktivität aufgrund der hohen Masse des Kühlmittels. Im SILER Projekt (Seismic-Initiated events risk mitigation in LEad-cooled Reactors, 2011-2014) im 7. Forschungsrahmenprogramm der EU wurden hier z. B. Isolationstechnologien zur seismischen Entkopplung erforscht. Die Studie (Alemberti 2021) geht davon aus, dass kürzere Reaktorbehälter und seismische Entkopplung Möglichkeiten sind, der Problematik entgegen zu wirken.
- eine laufende Inspektion des Reaktor- und Sicherheitsbehälters und der Strukturen und Einrichtungen innerhalb des Reaktorbehälters, im integrierten Reaktorkonzept ohne Kühlmittelumlauf außerhalb des RDB in z. B. Rohrleitungen. Dies betrifft die Entwicklung geeigneter Methoden und Instrumente und die Untersuchung, ob es möglich ist, Komponenten des Reaktors während seiner Laufzeit auszutauschen. Die Opazität des Kühlmittels erschwert den Umgang mit Bauteilen im RDB und beim Brennelementwechsel. Die Studie (Alemberti 2021) geht davon aus, dass hier Fortschritte durch geeignete spezifische Reaktorkonzepteneigenschaften erreicht werden könnten, etwa durch innovative Kernkonfigurationen, in der die oberen, nicht aktiven Teile der Brennelemente in das Gasplenum reichen, wie dies bei einigen europäischen Reaktorkonzepten verfolgt würde.
- die Filtrierung des Kühlmittels. Hier sind Methoden zu entwickeln, das Kühlmittel geeignet zu filtern, um die Bildung von Aerosolen zu vermeiden und den Sauerstoffgehalt zu überwachen und zu regulieren.

In (Alemberti 2021) wird auch auf benötigte F&E-Arbeiten aufgrund der Poloniumproduktion in Blei-Bismut, aber durch Verunreinigungen auch in Blei hingewiesen.

Weitere Entwicklungsbemühungen zielen auf das Verständnis des Störfallverhaltens des LFR nach (IRSN 2015):

- Die Phänomenologie des Dampferzeugerheizrohr-Leckstörfalls. Hier wurden z. B. experimentelle Tests an der „Lithium for Fusion“ (LIFUS) Anlage der „Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile“ (ENEA) in Italien durchgeführt. Die Ergebnisse wurden genutzt, um Codes zu validieren. Weitere Experimente waren vorgesehen, inklusive des Baus eines doppelwandigen Dampferzeugers für Testzwecke.
- Das Verhalten eines geschmolzenen Kerns bzw. Coriums im Kühlmittel.
- Die Zusammensetzung und Quantität von Spalt- und Aktivierungsprodukten im Gasplenum nach einer Kernschmelze: die Problematik ist eine der größeren Herausforderungen für das Konzept eines LFR (ebenso wie für einen SFR). Hierzu muss geforscht werden, wie Spaltprodukte aus dem Brennstoff in das Kühlmittel übergehen und von dort in das Schutzgas.
- Die Risiken der Erstarrung des Kühlmittels. Hier sind die experimentelle Analyse und Berechnung der Schäden am Brennstoff maßgeblich, aber auch die Entwicklung von Methoden, das Kühlmittel

auch bei Stillstand des Reaktors und bei Verlust der externen Stromversorgung konstant auf einer Temperatur zu halten.

Die Hauptschwierigkeit bei der Entwicklung des LFR zu einem industriell nutzbaren Reaktorkonzept ist aber die Korrosions- und Erosionsproblematik. Blei und Blei-Bismut wirken vor allem bei höheren Temperaturen stark korrosiv auf Stahlkonstruktionen, insbesondere auf den Reaktorbehälter und die Brennstoffhüllrohre, die Eisen, Nickel und Chrom enthalten und sich in Blei auflösen können. (IRSN 2015).

Derzeit besteht die einzige Möglichkeit, Korrosionseffekte zu minimieren, im Aufbau einer Eisenoxidschicht auf die Strukturmaterialien im Reaktor, die in Kontakt mit dem Kühlmittel sind, durch Zufuhr von Sauerstoff im Kühlmittel. Die Zugabe von Sauerstoff zur Verhinderung von Korrosion durch Ausbildung einer Oxidschicht auf den Oberflächen der Strukturmaterialien wurde zum ersten Mal im sowjetischen U-Boot-Programm zur Mitigierung von Unfallfolgen genutzt und wurde in Experimentieranlagen für ADS weiterentwickelt. Einige Änderungen wurden für reines Blei als Kühlmittel vorgenommen, aber nur für kleine Systeme.

Bei zu viel Sauerstoff entstehen jedoch Bleioxidkristalle, die zum Verstopfen führen können. Nach (Schulenberg 2020) ist dafür der Sauerstoffgehalt durch präzise Sauerstoffmessung und -regelung zwischen 0,001 bis 0,01 ppm zu halten. Dies wird durch Beimischen von Sauerstoff (Zugabe) bzw. Wasserstoff (Abzug von Sauerstoff aus dem Kühlmittel) in das Schutzgas erreicht. Problematisch dabei ist, dass die Oxidbildung in Blei temperaturabhängig ist und die Temperatur im Primärkreislauf lokal variiert. Die Schwierigkeit besteht auch darin, die Sauerstoffkonzentration über den Reaktor verteilt möglichst konstant zu halten. Ebenfalls muss die Oxidschicht überwacht werden. (IRSN 2015; Schulenberg 2020)

*„Das Flüssigmetall muss dann aber ständig in Bewegung bleiben und muss alle Teile des Reaktors gleichmäßig durchspülen. In Nischen, die nicht durchspült werden, bleibt ansonsten zu viel Sauerstoff hängen und es bilden sich Bleioxidkristalle. Ist dagegen die Strömungsgeschwindigkeit zu hoch, wäscht es den Sauerstoff aus der Oxidschicht und es bilden sich Korrosionslöcher. In einem großen Reaktor ist diese Sauerstoffregelung alles andere als trivial. Zur Konstruktion eines zuverlässigen Reaktors braucht man viel Erfahrung und man ist daher besser beraten, zunächst mit niedrigeren Temperaturen anzufangen, sodass heiße Stellen im Reaktorkern nicht gleich zu Schäden führen.“
(Schulenberg 2020)*

Diesen Prozess für ein kleines System zu nutzen wurde nachgewiesen, allerdings ist es nach (IRSN 2015) extrem komplex, das Vorgehen auf ein großes Reaktorkonzept zu übertragen. Der Prozess müsste unter allen Betriebsbedingungen überwacht werden, auch beim Ablassen und Befüllen des Reaktors, im gesamten Primärkreislauf und in Bereichen mit unterschiedlicher Temperatur. Gelingt es nicht, die Korrosions- und Erosionseffekte zu kontrollieren, wird dies die erreichbaren Temperaturen und die Reinigung des Kühlmittels sowie die Kühlmittelgeschwindigkeit im Reaktor limitieren. Ebenfalls wäre ein entsprechender Nachweis auch für alle Betriebsbedingungen für ein großes kommerzielles Reaktorkonzept zu erbringen. Aus diesem Grund kommt (IRSN 2015) zum Schluss, dass lediglich maximale Temperaturen bis 500°C möglich sind. Auch (Alemberti 2021) kommt zu dem Schluss, dass eine relativ niedrige Betriebstemperatur helfen würde, die Problematik zu minimieren, wenn nicht sogar ganz zu vermeiden. Eine andere Lösung bestünde darin, die entsprechenden Oberflächen etwa der Hüllrohre vorzubehandeln oder auch Korrosionsinhibitoren ins Kühlmittel selbst einzubringen. Die Methoden werden erforscht, ein industrieller Nachweis der Machbarkeit ist noch nicht erfolgt (IRSN 2015).

Die Erosion durch Blei ist ein weiteres Problem, da die Kühlmittelgeschwindigkeit im Primärkreis dadurch limitiert ist. Dies begrenzt die Kühlmittelkanalbreite und entsprechend ist das Kerndesign limitiert auf eine elektrische Leistung zwischen 100-600 MW. Ebenfalls ist Erosionskorrosion ein größeres Problem in den Primärkreispumpen, die im heißen Teil des Primärkreises liegen. Die Geschwindigkeit der Pumpenschaufeln ist ebenfalls begrenzt, außerdem können die Pumpenschaufeln nicht mit einer Oxidschicht überzogen werden. Forschungs- und Entwicklungsprogramme zu geeigneten Materialien für die Pumpen untersuchen spezielle Materialien wie Pulverkeramiken, Titan-Siliziumcarbid, ferritischen CrMo-Hartguss-Stahl oder Tantal-Beschichtungen. Ebenfalls kann für die Stähle Versprödung auftreten, wie etwa bei T91 Stahl, der für die Brennstoffhüllrohre des ELFR bei Temperaturen zwischen 350°C-400°C untersucht wurde.

(IRSN 2015) kommt daher zu dem Schluss, dass die Tauglichkeit der verschiedenen Methoden zur Korrosions- und Erosionskontrolle bisher nicht demonstriert werden konnte und dass gerade die Kombination aus Korrosion und Erosion sehr schwierig zu kontrollieren sei. Die IRSN schließt, dass es nicht wünschenswert für ein Reaktorkonzept des GIF sei, die Sicherheit der Anlage größtenteils betrieblichen Lösungen anzuvertrauen, die besonders schwer zu handhaben sind (IRSN 2015).

Eine umfassende Übersicht jüngerer weltweiter Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu Strukturmaterialien in LFR werden in (IAEA 2021a) vorgelegt. Die Autoren kommen ebenfalls zum Schluss, dass

- es bereits Werkstoffe für Niedertemperaturanwendungen gibt, die erforscht und genutzt werden können. Bei hohen Temperaturen bestünden jedoch Bedenken u. a. hinsichtlich der Haltbarkeit und unvollständiger Normen zur Materialprüfung.
- neue F&E-Anstrengungen müssten zur Qualifizierung von Materialien für den Hochtemperaturbetrieb sowie für die Entwicklung entsprechender Konsequenzen für Reaktorkonzepte sowie bei den Bewertungs- und Prüfverfahren unternommen werden.
- neue vielversprechende Werkstoffe und Beschichtungstechnologien auf der Basis von Aluminiumoxid entwickelt wurden und verfügbar seien; aber für einige neue Werkstoffe und Beschichtungen noch erhebliche weitere Forschung und Zeit für die Qualifizierung vor einer Kommerzialisierung nötig sei. Insbesondere aluminiumbildende Stähle weisen sehr günstige Korrosionseigenschaften auf, einige andere Eigenschaften (z. B. Kriechen) oder ihr Verhalten unter Bestrahlung würden noch weitere Untersuchungen erfordern;
- es daher nötig sei, die Frage der Qualifizierung neuer Werkstoffe für den Einsatz in neuen, innovativen Nuklearsystemen in einer umfassenderen Weise anzugehen, die es ermöglicht, die Anforderungen der Aufsichtsbehörden zu harmonisieren.

Als Konsequenz wird auch in (GIF 2020a) davon ausgegangen, dass die Entwicklung eines LFR in zwei Schritten erfolgen sollte. Zunächst mit moderaten Temperaturen in einer ersten Phase mit einem Demonstrationsreaktor bis 2030 und einer zweiten Phase bis 2040 mit einer verbesserten Performance.

Neuere europäischen Forschungsprojekte sind GEMMA (GEneration iv Materials MAaturity, 2017-2021, 4 Millionen EUR), M4F (Multiscale Modelling for Fusion and Fission Materials, 2017-2021, 4 Millionen EUR), INSPYRE (Investigations Supporting MOX Fuel Licensing in ESNII Prototype Reactors, 2017-2022, 4 Millionen EUR), des Weiteren werden auch Projekte im US-EU INERI

Programm gefördert (United States-Euratom International Nuclear Energy Research Initiative). Weitere EURATOM Projekte sind das PIACE Projekt (Passive Isolation Condenser, 2019-2022, 2,5 Millionen EUR durch die EU), das auf das MYRRHA-Projekt zielende PATRICIA (Partitioning And Transmuter Research Initiative in a Collaborative Innovation Action, 2020-2024, 6,5 Millionen EUR durch die EU) und PASCAL (Proof of augmented safety conditions in advanced Liquid-metal-cooled systems, 2020-2024, 3,8 Mio EUR durch die EU). Das SESAME-Projekt (thermal hydraulics Simulations and Experiments for the Safety Assessment of METal cooled reactors, 2015-2019, 5,2 Mio. EUR durch die EU) wurde schon 2019 abgeschlossen (GIF 2020a).

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Im Fall des LFR sind die Herausforderungen für die weitere Entwicklung unter anderem der hohe Schmelzpunkt von Blei, die Poloniumproduktion in Blei-Bismut, die Opazität des Kühlmittels, die seismischen Probleme aufgrund der hohen Masse des Kühlmittels und das Korrosions- und Erosionspotential, wenn das Kühlmittel mit Strukturmaterialien und Brennelementhüllrohren in Berührung kommt. Es liegen nur begrenzt Erfahrungen aus dem sowjetischen U-Boot-Programm vor. Zur weiteren Entwicklung ist der Aufbau einer experimentellen Infrastruktur notwendig.

Aufgrund der ungelösten Korrosionsproblematik ist für einige der derzeit geplanten Experimental- und Demonstrationsanlagen ein Betrieb bei relativ niedrigen Temperaturen vorgesehen. Erst danach sollen mit Hilfe neuer Materialien und Beschichtungen höhere Betriebstemperaturen erreicht werden, die für eine industrielle Anwendung des LFR benötigt werden. Die Forschungs- und Entwicklungsprogramme bei den derzeit präferierten bleigekühlten ADS ergänzen sich mit denen von LFR.

Die Forschung an LFR ist insgesamt auf dem Stand der „angewandten Forschung“ einzuordnen.

4.2.5 Sicherheit

Auch bei den Sicherheitseigenschaften des LFR spielen die Eigenschaften des Kühlmittels eine entscheidende Rolle. Der LFR ähnelt in vielen Eigenschaften eines Schnellen Reaktors dem SFR. Einen jüngeren Überblick zu Sicherheitseigenschaften des LFR bietet (GIF 2020b; Alemberti 2021). Immer noch aktuell ist die Einschätzung nach (IRSN 2015). Bisher liegen nur wenige Betriebserfahrungen vor und einige der nachfolgend beschriebenen Sicherheitseigenschaften sind bisher noch nicht demonstriert worden.

Eine positive Eigenschaft von Blei ist die fehlende chemische Reaktivität von Blei- und Blei-Bismut beim Kontakt mit Wasser und Luft. Ebenfalls gibt es keine chemische Reaktion mit Uran- oder MOX-Brennstoff (Alemberti 2021). Allerdings formt Blei bei Lufteinbruch oder dem Eindringen kleinerer Mengen Wasser aus einem Dampferzeuger Oxide im Kühlmittel, die verschiedene Bleiverbindungen erzeugen und auskristallisieren und zu Verringerung des Wärmeaustauschs im Kern oder zur Blockade von Kühlkanälen führen können, mit den Folgen einer lokalen Überhitzung und Brennstoffversagen. Eine Überwachung und Kontrolle des Oxidgehalts bzw. Filtrierung des Kühlmittels ist daher vorzusehen (IRSN 2015).

Aufgrund der neutronischen Eigenschaften von Blei kann der Kern mit einer niedrigen Leistungsdichte und großen Abständen zwischen den Brennstäben ausgelegt werden, um Blockaden des Kerns etwa durch Bleioxidbildung zu verhindern. Ebenfalls ist eine Auslegung denkbar, die eine passive Nachwärmeabfuhr durch Naturkonvektion ermöglicht, wenn das Reaktorkonzept eine entsprechend niedrige Gesamtleistung aufweist. In Kombination mit dem

trägen thermischen Verhalten ist der Reaktor entsprechend unabhängig einer aktiven Kühlmittelumwälzung und der dafür benötigten externen Stromversorgung oder einer Notstromversorgung auf der Anlage. Aufgrund der hohen thermischen Trägheit des LFR sind die Möglichkeiten für einen rapiden Anstieg der Temperaturen bei einem Ausfall der Kühlung begrenzt und es stehen mehrere Stunden zur Verfügung, Maßnahmen zu ergreifen, bevor es zu einem Materialversagen des RDB kommen würde. Bei der Auslegung ist besonders auch zu beachten, dass es nicht zu einem Ausfall aufgrund gemeinsamer Ursache („common-mode failure“) kommt bei Reaktorkonzepten, bei denen beide Wärmetauscher innerhalb des Reaktorbehälters verbaut sind (Alemberti 2021; IRSN 2015).

Der hohe Siedepunkt von Blei schützt den Kern vor Reaktivitätseinträgen durch Voideffekte. Voideffekte können praktisch nicht auftreten. Vor Erreichen der Siedetemperatur würden die Strukturmaterialien schmelzen. Voideffekte könnten nur durch Hüllrohrversagen und Austritt von Spaltgasen auftreten. Die Studie von (Alemberti 2021) stellt fest, dass der Effekt durch die Menge an Gasen und die zeitliche Bildung begrenzt sei. Dagegen geht (IRSN 2015) davon aus, dass es zu einem Überhitzen und zur Bildung eines Hohlraums kommen kann, wenn z. B. ein Brennelement blockiert wird, Spaltgase durch Hüllrohrversagen austreten oder Dampf nach einem Dampferzeugerheizrohrleck in das Kühlmittel gerät. Das IRSN stellt zwar fest, dass die Designer des Reaktorkonzepts ein solches Szenario (untersucht wurde ein Konzept des ELFR, siehe Kapitel 4.2.3.4), das den aktiven Teil des Kerns durch einen positiven Voideffekt beeinflusst, als unwahrscheinlich einschätzen. Selbst wenn die Wahrscheinlichkeit als sehr niedrig eingeschätzt würde, müsse nach IRSN dennoch eine detaillierte Untersuchung all dieser Szenarien erfolgen. So kann das Reaktorkonzept so ausgelegt werden, dass etwa der Transport von Dampfblasen bis zum Kerneintritt aufgrund der Strömung unwahrscheinlich ist, oder es können Strukturen eingebaut werden, um Dampf vom Blei zu trennen. Allerdings sei eine Analyse solcher Phänomene nur mit einer maßstabsgerechten Testanlage möglich (IRSN 2015). Der LFR muss gegenüber Kühlmittelverluststörfällen bzw. Verlust der Kernkühlung durch ein entsprechendes neutronisches Kerndesign ausgelegt sein.

Das Blei hat eine hohe Rückhaltung für volatile Spaltprodukte wie Cäsium und Iod, so dass die Freisetzung der Spaltstoffe aus dem primären Kühlkreislauf unwahrscheinlich ist. Dies könnte auch einen möglichen Quellterm verkleinern und damit die erforderlichen Planungszonen für den Notfallschutz (Alemberti 2021). Allerdings ist zu beachten, dass das Gasplenum und die Hilfssysteme einen möglichen Freisetzungspfad für volatile Spaltprodukte bilden können und das Verhalten von Corium im Kühlmittel und mögliche Freisetzungen von Spaltprodukten aus dem Kühlmittel bisher noch nicht gut verstanden sind.

Die hohe Dichte von Blei und die entsprechende Masse an Kühlmittel macht einen LFR besonders sensitiv gegenüber seismischen Risiken und stellt auch ein Problem für die internen Strukturen im Reaktorbehälter dar. Ein Designziel bei LFR ist daher auch, die Masse des Kühlmittels möglichst zu verringern, ohne neue Schwachstellen bezüglich der seismischen Auslegung zu öffnen, wie etwa durch Rohrleitungen. Dieses Problem macht das Konzept eines sehr großen LFR ebenfalls unwahrscheinlich (IRSN 2015).

Eine Kernkompaktierung würde durch Verringerung der Abstände im Kern zu einem Reaktivitätseintrag im Kern führen, insbesondere da die Brennelemente relativ weit voneinander entfernt sind. Das Risiko kann durch Einsatz von Abstandshaltern und Verwendung eines Diagonalgitters und die Wahl eines hexagonalen Kanals, der den Kern umgibt, verringert werden (IRSN 2015).

Sicherheits- und Reaktorbehälter müssen regelmäßig inspiziert werden. Die Nutzung von Blei hat dabei Nachteile. Selbst wenn der Reaktor stillsteht, ist die hohe Temperatur des Kühlmittels für die Instrumente ungünstig. Es ist aufgrund des Auftriebs ebenfalls schwer, Instrumente in das Kühlmittel einzubringen. Optische Methoden entfallen. Andere Methoden wie Ultraschall sind ebenfalls erschwert aufgrund des geringeren Dichteunterschieds zwischen Kühlmittel und Strukturmaterialien. Die vorgesehene Oxidschicht zum Korrosionsschutz behindert den direkten Kontakt eines Instruments mit der Oberfläche.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt ähnlich wie im SFR durch redundante und diversitäre Systeme mit Kontroll- und Abschaltstäben. Die Reaktivitätskontrolle durch Einfahren der Kontroll- und Abschaltstäbe ist durch die Auftriebskraft im Kühlmittel vergleichsweise herausfordernder als in anderen Technologielinien. Die Einfuhr durch Druckluftsysteme ist schwierig und es muss Ballast verwendet werden, falls die Druckluftsysteme versagen. Ebenfalls ist die Geschwindigkeit der Steuerstäbe ein kritischer Aspekt (IRSN 2015).

Im Fall einer Kernschmelze gehen die Entwickler davon aus, dass das Corium auf dem Blei schwimmt und daher kein Kernfänger („Core Catcher“) notwendig sei. Außerdem würde sich der Brennstoff auf der Oberfläche verteilen. Allerdings ist dieses Verhalten noch nachzuweisen, auch in Hinblick auf die Bildung von anderen Legierungen. Die Kühlung des geschmolzenen Brennstoffs müsste ebenfalls möglichst rasch wiederhergestellt werden, um weitere Schäden an der Struktur zu vermeiden. Dabei ist zu beachten, dass Teile des geschmolzenen Kerns in den Kühlkreislauf gelangt sein könnten und dass die Kühlung nicht genutzt werden kann, vor allem in Reaktorkonzepten mit Kühlrohren. Außerdem würde Corium, das auf dem Kühlmittel schwimmt, Hitze an den Reaktordeckel abgeben. Es müsste daher gezeigt werden, dass der Deckel der Wärmefreisetzung standhalten kann. Den Nachweis zu führen, könnte aufgrund der großen Unsicherheiten bezüglich der zahlreichen Phänomene schwierig sein. Bisher ist das Verhalten von Corium nicht gut verstanden, auch in LWR. Ebenfalls müsste nachgewiesen werden, dass keine Rekritikalität eintreten kann, entweder durch bestimmte geometrische Konfigurationen, oder durch Segregation in unterschiedliche Phasen und die Möglichkeit, dass Teile des Coriums im Kühlmittel absinken (IRSN 2015).

Bei Verzicht auf einen Core Catcher müsste ebenfalls der Bruch des Reaktorbehälter und des Sicherheitsbehälters unterstellt und die Interaktion mit dem Beton untersucht werden (IRSN 2015).

Fazit Sicherheit

Durch das Kühlmittel Blei oder Blei-Bismut haben LFR einen Vorteil gegenüber SFR, da das Kühlmittel wenig reaktiv gegenüber Luft- und Wasser ist. Ebenfalls ist der hohe Siedepunkt ein Vorteil des LFR, da Voideffekte durch Kühlmittelsieden vermieden werden. Positiv wirkt sich gegenüber LWR auch die Möglichkeit für eine passive Nachwärmeabfuhr aus sowie das träge thermische Verhalten des Kühlmittels.

Andererseits hat der LFR eine Reihe von Nachteilen aufgrund der Undurchsichtigkeit des Kühlmittels und der Notwendigkeit, auch bei Stillstand im Reaktorbehälter hohe Temperaturen aufrecht zu erhalten, um ein Erstarren des Kühlmittels zu verhindern. Dies behindert die Möglichkeiten zu Inspektion und Wartung. Regelmäßige Überprüfung der Strukturmaterialien ist aufgrund der Korrosions- und Erosionsanfälligkeit notwendig, und eine enge Überwachung des Oxidgehalts im Kühlmittel ist erforderlich. Die Reaktivitätskontrolle ist durch den Auftrieb des Kühlmittels schwieriger als in SFR oder LWR. Der LFR teilt mit dem SFR dieselben Nachteile Schneller Reaktoren bezüglich der Reaktivitätskontrolle gegenüber LWR.

Die Technologie des LFR befindet sich noch in einem frühen Entwicklungsstadium und es ist bisher nicht abzusehen, ob ein signifikanter Vorteil gegenüber LWR erreicht werden kann. Zum derzeitigen Zeitpunkt hat der LFR keine signifikanten Vor- und Nachteile gegenüber LWR oder SFR.

4.2.6 Ver- und Entsorgung

Der LFR hat dieselben Vor- und Nachteile bezüglich der Ver- und Entsorgung wie der SFR. Die eingesetzten Brennstoffe (MOX) und angestrebten Brennstoffkreisläufe ähneln sich. In der Literatur wird eher ein Einsatz zur Transmutation als zum Brüten neuen Spaltstoffs diskutiert. Aber auch der LFR kann als Brutreaktor genutzt werden. Polonium-210 ist aufgrund der kurzen Halbwertszeit kein besonderes Problem für die Entsorgung, ebenso wie das Blei.

Fazit Ver- und Entsorgung

Der LFR hat auf Ebene der Technologielinie dieselben Vor- und Nachteile bezüglich der Ver- und Entsorgung wie der SFR (siehe Kapitel 4.1).

Bezüglich der Anteile an Spaltprodukten in abgebrannten Brennelementen aus LFR besteht gegenüber den hoch radioaktiven Abfällen aus Leichtwasserreaktoren kein wesentlicher Unterschied. Durch den Einsatz von Wiederaufarbeitungstechnologien entstehen ebenfalls radioaktive Abfälle.

MOX-Brennstoffe müssten nach dem Einsatz im Reaktor ebenfalls in ein Endlager verbracht werden. Alternativ wäre eine Multirezyklierung, wie dies ursprünglich in einer Plutoniumökonomie vorgesehen war, bzw. in P&T-Szenarien angedacht wird, industriell zu entwickeln.

Die Nutzung von Schnellen Reaktoren hat nur marginalen Einfluss auf die notwendigen Kriterien für ein geologisches Endlager. Die Notwendigkeit für ein geologisches Endlager kann durch keine Variante eines geschlossenen Brennstoffzyklus oder einer P&T-Strategie vermieden werden.

4.2.7 Proliferationsrisiken

Die Proliferationsrisiken des LFR sind ähnlich wie bei anderen Schnellen Reaktoren wie dem SFR und abhängig vom eingesetzten Brennstoffkreislauf.

Schnelle Reaktoren eignen sich besonders gut zum Erbrüten von Plutonium als Spaltmaterial, auch wenn der Einsatz von Brutelementen entsprechend den Zielen der GIF in den aktuellen Reaktorkonzepten bei „regelgerechtem“ Betrieb nicht vorgesehen ist. Aufgrund der kompakten Bauweise des LFR ist ein Einsatz als Brutreaktor nicht angestrebt, dennoch ließen sich einzelne Brennelemente je nach Design durch Brutelemente ersetzen, die Möglichkeit zum Brüten ist jedoch durch den Verlust an Reaktivität im Kern begrenzt.

Der Einsatz von MOX-Brennstoffen ist im LFR vorgesehen und damit eine Nutzung der Wiederaufarbeitungstechnologie mit ihren Proliferationsrisiken, die auch bei der Verwendung von Transmutationsbrennstoffen mit der Beimischung von Minoren Aktiniden bestehen, auch wenn die Proliferationsresistenz solcher Brennstoffe im Vergleich zu klassischem U-Pu-MOX erhöht ist. Bei Einsatz reiner MOX- oder Transmutationsbrennstoffe würde die Notwendigkeit zur Urananreicherung wegfallen und entsprechende Proliferationsrisiken gemindert.

Mit (GIF 2021b) wurde eine umfassendere Übersicht zu Proliferationsrisiken von LFR durch das GIF vorgelegt. Die Betrachtung wurde anhand der drei Referenzsysteme des GIF, dem ELFR, BREST-

OD-300 und SSTAR durchgeführt. Die Autoren geben an, dass ein kompaktes Reaktordesign Vorteile für die Proliferationsresistenz bietet.

Fazit Proliferationsrisiken

Auf Ebene der Technologielinie hat der LFR dieselben Vor- und Nachteile bezüglich der Proliferationsrisiken wie der SFR (siehe Kapitel 4.1).

Besonders relevant ist die Möglichkeit waffengrädiges Plutonium brüten zu können. Die Nutzung einer Wiederaufarbeitung erhöht mögliche Proliferationsrisiken und erfordert höheren Aufwand bei der Spaltmaterialkontrolle und bei Überwachungsmaßnahmen. Bei Nutzung reiner MOX- oder Transmutationsbrennstoffe würde die Notwendigkeit zur Urananreicherung wegfallen.

Gegenüber dem LWR hat der LFR auf der Ebene der Technologielinie keine signifikanten Vor- oder Nachteile bei der Proliferationsresistenz, wenn ein offener Brennstoffkreislauf mit der Nutzung von LEU zu Grunde gelegt wird.

4.2.8 Kosten

Bisher liegen keine ausführlichen Kostenabschätzungen für den Bau und Betrieb eines kommerziellen LFR vor.

Die Studie (Alemberti 2021) gibt einige Eigenschaften von LFR an, die in Zukunft einen Vorteil bei den Kosten bieten könnten. Es wird zunächst die Eigenschaft des Kühlmittels aufgeführt, chemisch inert zu sein, was einfache und effiziente Designs möglich machen würde ohne komplexe und teure Zwischenkühlkreisläufe, um das Primärkühlmittel vom Dampfkreislauf zu trennen (Alemberti 2021). Diese einfache Bauweise erfordert allerdings eine Platzierung der Dampferzeuger direkt im Reaktorbehälter mit entsprechenden Auswirkungen auf die Reaktorsicherheit.

Auch sei der hohe Siedepunkt nach (Alemberti 2021) ein Vorteil, da ebenfalls ein einfaches Design möglich sei und auch die Demonstration von Sicherheitseigenschaften vereinfacht würde. Ebenfalls sei der niedrige Druck ein Kostenvorteil.

Der Einsatz von Hochabbrandbrennstoffen könnte nach (Alemberti 2021) ebenfalls ein Kostenvorteil sein durch Ressourceneinsparung. Allerdings wird dabei nicht auf die Kosten der Wiederaufarbeitung und MOX-Brennstoffherstellung eingegangen.

Bezüglich der angestrebten Temperaturen teilt der LFR die Eigenschaften aller SNR mit hohen Temperaturen, einen erhöhten Wirkungsgrad und die Möglichkeit Prozesswärme zu vermarkten.

Bezüglich eines Lastfolgebetriebs hat der LFR die Eigenschaft, dass die Temperaturdifferenz zwischen Stillstand und Betrieb aufgrund der Notwendigkeit, das Kühlmittel zu heizen, gering ist.

Die maximale Leistung eines LFR ist durch das Kühlmittel und die erwünschten passiven Sicherheitseigenschaften begrenzt. Entsprechende Skalierungseffekte zu Anlagen mit höherer Leistung und entsprechenden Kostenvorteilen könnten nicht genutzt werden.

Es sind bis zur erfolgreichen Entwicklung eines kommerziellen LFR noch erhebliche F&E-Kosten aufzuwenden.

Fazit Kosten

Bisher liegen keine ausführlichen Kostenabschätzungen für den Bau und Betrieb eines kommerziellen LFR vor. Die Risiken für Kapitalgeber sind hoch.

Kostenvorteile gegenüber SFR sind durch eine einfachere Konstruktion und durch Verzicht eines Zwischenkühlkreislaufes möglich.

Durch eine kompaktere und einfachere Bauweise hätten LFR einen möglichen Kostenvorteil gegenüber LWR, bei Nutzung eines offenen Brennstoffkreislaufs.

Insgesamt ist ein signifikanter Vor- oder Nachteil von LFR gegenüber LWR aber nicht zu erwarten.

4.3 Gasgekühlte Schnelle Reaktoren (Gas-cooled Fast Reactors, GFR)

Die gasgekühlten Schnellen Reaktoren (GFR) stellen neben den mit Flüssigmetallen gekühlten Schnellen Reaktoren (SFR, LFR) eine weitere Technologielinie Schneller Reaktoren dar. Sie unterscheiden sich von den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren im Wesentlichen durch die anderen Eigenschaften des Kühlmittels, wobei heute vor allem Helium als Kühlmittel für GFR diskutiert wird. Die GFR weisen daher auch Ähnlichkeiten zu den ebenfalls heliumgekühlten, aber mit thermischen Neutronen betriebenen Hochtemperaturreaktoren auf (Tsvetkov 2016; Schulenberg 2020; Hatala 2021; GIF 2021a).

Die potenziellen Vorteile eines GFR liegen darin, dass über die Gaskühlung mit Helium grundsätzlich besonders hohe Betriebstemperaturen im Bereich von 800-850°C möglich sind (GIF 2021a). Dadurch könnten solche Systeme sowohl einen hohen Wirkungsgrad aufweisen als auch für die Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozesswärme dienen.

Weiterhin kann durch das schnelle Neutronenspektrum im Reaktor neuer Spaltstoff erzeugt und der Aufbau von Minoren Aktiniden gegenüber heutigen LWR reduziert werden. Da GFR gegenüber SFR und LFR noch ein etwas härteres Neutronenspektrum ermöglichen würden, wären sie diesbezüglich den flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren grundsätzlich überlegen.

Nachteile ergeben sich insbesondere aus höheren Anforderungen im Bereich der notwendigen Materialien sowie bei der Kühlung des Reaktorkerns.

Gasgekühlte Schnelle Reaktoren werden innerhalb des GIF vor allem auch als längerfristige Alternative zu flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren angesehen (GIF 2021a).

4.3.1 Systembeschreibung

Bei GFR erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern nicht über eine Flüssigkeit, sondern über ein Gas. Wesentliche Unterschiede innerhalb der Technologielinie ergeben sich vor allem hinsichtlich des als Kühlmittel vorgesehenen Gases, siehe unten.

Im Rahmen des GIF wurden Reaktorkonzepte mit unterschiedlichen Leistungsgrößen analysiert. Bei Reaktorkonzepten mit geringeren thermischen Leistungen im Bereich von 600 MW ergeben sich grundsätzlich Möglichkeiten eines modularen Aufbaus und Vorteile mit Blick auf Lastfolgefahrweisen. Bei Reaktorkonzepten mit höheren thermischen Leistungen im Bereich von 2400 MW ergibt sich eine bessere Neutronenbilanz des Reaktorkerns, so dass das Ziel einer Spaltstoffproduktion zumindest für den eigenen Bedarf erreicht werden kann, solche Konzepte sind allerdings eher für einen Einsatz im Grundlastbereich geeignet (Tsvetkov 2016).

Reaktorsystem

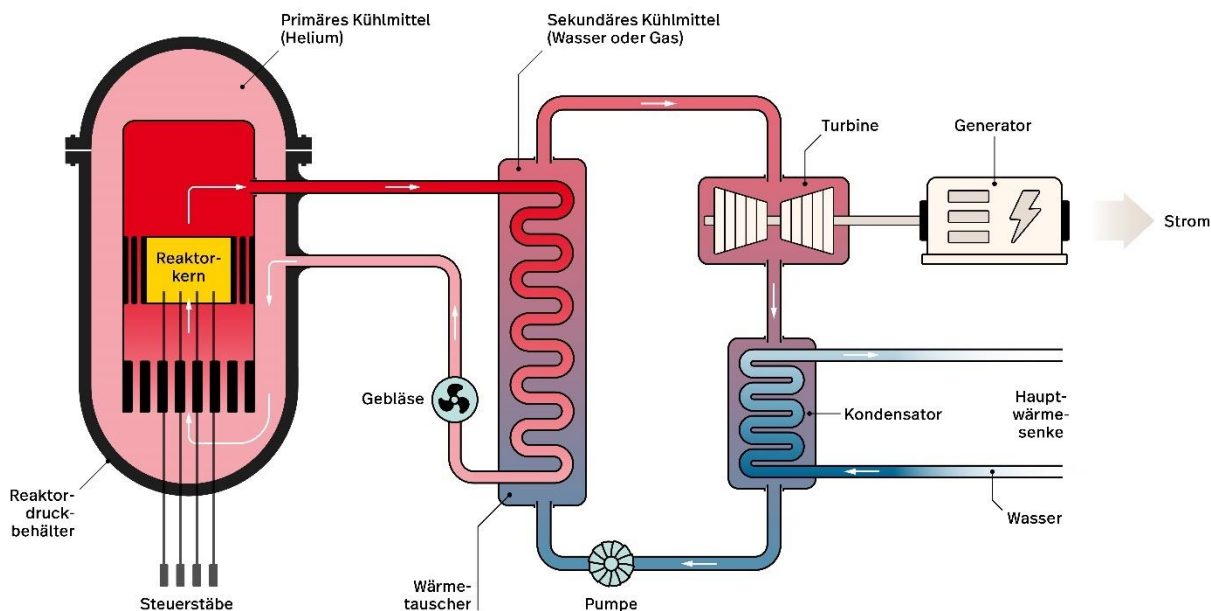
Der Aufbau eines GFR ähnelt den heutigen Druckwasserreaktoren, vergleiche Abbildung 4-3. Der Stahl des Reaktordruckbehälters (RDB) soll aus materialtechnischen Gründen nicht den hohen Gastemperaturen am Kernaustritt mit Temperaturen oberhalb von 500°C ausgesetzt werden. Daher darf das Kühlgas nach dem Durchgang durch den Reaktorkern nicht in direkten Kontakt mit der Wand des Reaktordruckbehälters kommen, wozu entsprechende Einbauten zur Strömungsführung erforderlich sind. So wird verhindert, dass die Stahlwand des RDB mit den hohen Kernaustrittstemperaturen beaufschlagt wird. In einem primären Kühlkreislauf strömt das Kühlgas in den RDB und füllt diesen im Innenraum vollständig aus. Das Kühlgas strömt von unten durch den Reaktorkern und wird dabei aufgeheizt. Oberhalb des Reaktorkerns wird das heiße Gas durch eine

interne Struktur von der Außenwand des RDB getrennt und strömt durch thermisch isolierte Anschlussleitungen aus dem RDB.

Grundsätzlich könnte dieses Kühlgas auch direkt zum Antrieb einer Gasturbine eingesetzt werden. Reaktorkonzepte mit einem direkten Kühlkreislauf und Gasturbine sind bis heute jedoch technisch nicht realisierbar und werden daher gegenwärtig nicht aktiv verfolgt. Stattdessen wird über einen Wärmetauscher die Wärme an einen sekundären Kühlkreislauf übertragen. Dieser kann je nach Reaktorkonzept sowohl aus einem weiteren Gaskühlkreislauf oder einem Wasser-Dampf-Kühlkreislauf bestehen. Bei Verwendung von Wasser im sekundären Kühlkreislauf ist aus sicherheitstechnischer Sicht (Reaktivitätskontrolle) allerdings zu beachten, welche Auswirkungen sich bei einem Leck zwischen dem primären und dem sekundären Kühlkreislauf und einem damit verbundenen Eindringen von Wasser bzw. Dampf in den Reaktor ergeben könnten.

Die Energie wird im sekundären Kühlkreislauf über eine Turbine und einen Generator in elektrischen Strom umgewandelt. Die Restwärme wird schließlich über einen weiteren Kühlkreislauf an eine externe Wärmeesenke abgegeben. Im primären Kühlkreislauf sorgen Gebläse durch eine aktive Umwälzung für den erforderlichen Kühlmassenstrom im Reaktorkern.

Abbildung 4-3: Konzeptdarstellung eines gasgekühlten Schnellen Reaktors (GFR)



Quelle: Eigene Abbildung

Damit das Kühlgas eine ausreichend hohe Dichte aufweist, um die im Reaktorkern entstehende Wärme abführen zu können, steht das primäre Kühlsystem bei heliumgekühlten GFR unter einem Druck von typischerweise ca. 7 MPa. Bei Verwendung anderer Gase sind andere Drücke erforderlich, bei mit Kohlendioxid gekühlten Reaktoren beispielsweise ca. 20 MPa (Tsvetkov 2016). Die Kernaustrittstemperaturen von GFR können bei Helium im Bereich 800-850°C liegen, bei anderen Gasen werden typischerweise geringere Kernaustrittstemperaturen im Bereich zwischen

500 und 600°C diskutiert. Dabei hängen die maximal möglichen Kernaustrittstemperaturen auch von der Verfügbarkeit entsprechender Strukturmaterialien ab.

Da im Reaktor auch nach Abschaltung weiterhin Nachzerfallswärme anfällt, die kontinuierlich abgeführt werden muss, kann der Reaktor auch im Stillstand nicht einfach drucklos gefahren werden, um den Reaktordruckbehälter für eine Brennelementbe- und -entladung zu öffnen. Daher müssen die Brennelemente über eine Schleuse durch den Deckel in den Reaktordruckbehälter eingebracht beziehungsweise entnommen werden. Eine Belademaschine, die die Brennelemente an ihre Positionen im Reaktorkern einsetzt, muss dazu im oberen Bereich des Reaktordruckbehälters untergebracht sein.

Daher werden die zur Leistungsteuerung und Abschaltung vorgesehenen Steuerelemente bei diesem Reaktorkonzept von unten in den Reaktordruckbehälter eingefahren.

Brennstoff

Für GFR werden unterschiedlichste Brennstoffe und Hüllrohrmaterialien diskutiert.

Die technologisch am weitesten entwickelte Variante besteht aus einem Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff (MOX), der von einem Edelstahlhüllrohr umschlossen wird, vergleichbar zu den in SFR eingesetzten Brennstoffen. Für den geplanten Prototypreaktor ALLEGRO, siehe Kapitel 4.3.3.1, wird als erste Kernbeladung ein solcher Brennstoff vorgesehen. Dieser Brennstoff würde in Brennelementen mit bspw. 169 Brennstäben in hexagonaler Anordnung eingesetzt. Der erforderliche Plutoniumgehalt des für den ALLEGRO geplanten MOX-Brennstoffs liegt bei ca. 30%. Bei Verwendung eines solchen Brennstoffs ist die maximale Betriebstemperatur im Reaktor zur Einhaltung zulässiger Hüllrohrtemperaturen auf einem Bereich zwischen 500 und 600°C, vergleichbar zu den Betriebstemperaturen eines SFR begrenzt.

Bei Temperaturen oberhalb von ca. 600°C verlieren Edelstähle ihre Stabilität und das Hüllrohr könnte entweder aufgrund des Innendrucks aufblähen oder unter dem bestehenden Außendruck kollabieren (Schulenberg 2020). Damit scheidet ein solcher Brennstoff für zukünftige GFR mit dem Ziel hoher Arbeitstemperaturen aus.

Um hohe Betriebstemperaturen zu ermöglichen, wurden für GFR vereinzelt auch TRISO-Brennstoffe als mögliche Option diskutiert, wie sie in thermischen Hochtemperaturreaktoren eingesetzt werden sollen, vergleiche Kapitel 4.6. Allerdings sind diese gegenüber dem schnellen Neutronenfluss in GFR nicht ausreichend lange beständig, da sich der enthaltene Pyrokohlenstoff zersetzen würde (Schulenberg 2020).

Als weitere Brennstoffvariante wird daher heute insbesondere der Einsatz von Uran-Plutonium-Carbid diskutiert. Dieser Brennstoff weist gegenüber MOX-Brennstoff eine wesentlich höhere Wärmeleitfähigkeit auf (bei Brennstofftemperaturen von 1000°C ca. um den Faktor zehn), so dass dieser Brennstoff eine höhere Leistungsdichte ermöglichen würde. Um die damit gleichzeitig einhergehenden höheren Hüllrohrtemperaturen zu ermöglichen, wird ein Hüllrohr aus faserverstärktem Siliciumcarbid diskutiert (Schulenberg 2020). Beim Referenzkonzept des GIF, vergleiche Kapitel 5.4, soll der Spaltstoffanteil des Brennstoffs unter 20% liegen.

Brennstoffkreislauf

Grundsätzlich kann mit GFR gegenüber flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren eine höhere Bruterate zur Erzeugung neuen Spaltstoffs bei gleichzeitig kürzeren Verdopplungszeiten erreicht werden. Während historisch GFR daher insbesondere auch als Brüter zur Erzeugung zusätzlicher

Mengen an Spaltstoff untersucht wurden, stehen gegenwärtig eher Konzepte im Vordergrund, die zu einer Stabilisierung der vorhandenen Mengen an Aktiniden (sowohl Plutonium wie Minore Aktinide) beitragen sollen (Tsvetkov 2016).

Grundsätzlich werden für GFR in jedem Fall Brennstoffkreisläufe mit einer Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffs vorgesehen. Dabei können Konzepte mit einem homogenen Reaktorkern und solche mit einem Brutmantel, in dem gezielt neuer Spaltstoff erzeugt werden soll, unterschieden werden.

Kühlmittel

Für GFR können grundsätzlich unterschiedliche Gase zur Kühlung verwendet werden. Heute werden vorrangig Konzepte auf Basis einer Kühlung mit Helium diskutiert, allerdings wäre grundsätzlich auch eine Kühlung mit Luft, Kohlendioxid oder sogar Wasserdampf möglich.

Helium als Kühlmittel bietet verschiedene Vorteile, insbesondere gegenüber der Verwendung von Natrium oder Blei wie im SFR bzw. LFR (Hatala 2021).

Zum einen reagiert es chemisch weder mit Luft noch mit Wasser, so dass keine Störfallabläufe auf Basis von Kühlmittel-Wasser- oder Kühlmittel-Luft-Reaktionen zu betrachten sind. Auch trägt es anders als Blei nicht zu einer Korrosion von Strukturmaterialien im Reaktor bei. Beim Abkühlen des Reaktors besteht weiterhin nicht die Gefahr, dass das Kühlmittel erstarrt und Kühlkanäle versperrt bzw. es zu Beschädigungen an Brennelementen oder Strukturmaterialien kommt.

Aus neutronenphysikalischer Sicht bietet Helium den Vorteil, dass es keine Neutronen absorbiert und aufgrund seiner geringen Dichte die Neutronen praktisch nicht moderiert, so dass es zu einem sehr harten Neutronenspektrum mit geringen Neutronenverlusten beiträgt. Damit ist grundsätzlich auch eine hohe Bruttoreate im Brennstoff möglich und es entstehen im Kühlmittel auch keine radiologisch problematischen Aktivierungsprodukte.

Helium ist anders als Flüssigmetalle ein transparentes Kühlmittel, so dass eine optische Untersuchung des Reaktors insbesondere während Stillstandszeiten und bei Brennelementbe- und -entladevorgängen möglich ist.

Diesen Vorteilen von Helium stehen allerdings auch Nachteile gegenüber. Dies betrifft insbesondere die Kühlbarkeit des Reaktors. Die Wärmeleitfähigkeit von Helium ist gegenüber Flüssigmetallen sehr gering, zusammen mit der geringen Dichte des Kühlmittels entstehen daraus hohe Anforderungen an das Kühlsystem. So muss einerseits ein höherer Druck im Bereich von 7 MPa gewählt werden, um eine zur Kühlung ausreichende Dichte des Kühlmittels zu gewährleisten. Gleichzeitig muss aber auch eine hohe Strömungsgeschwindigkeit gewährleistet sein, um einen ausreichenden Wärmeübergang vom Brennstoff in das Kühlmittel sicherzustellen. Die höhere Strömungsgeschwindigkeit kann zu verstärkten Vibrationen in den Brennelementen führen. Die maximal zulässige Leistungsdichte im Brennstoff bei GFR ist gegenüber flüssigmetallgekühlten Reaktorkonzepten deutlich reduziert, damit die Hüllrohrtemperaturen unter allen Betriebsbedingungen im zulässigen Bereich verbleiben.

Auch im Nichtleistungsbetrieb muss zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung ein ausreichend hoher Kühlmitteldurchsatz aufrechterhalten bleiben (Schulenberg 2020).

Luft als Kühlmittel würden gegenüber Helium den Vorteil bieten, bei Kühlmittelverluststörfällen leichter ergänzt werden zu können. Luft würde allerdings zu einer höheren Aktivierung und damit einem höheren radiologischen Inventar im Kühlmittel führen und schlechtere

Korrosionseigenschaften aufweisen, so dass es kaum als Kühlmittel für GFR diskutiert wird (Tsvetkov 2016).

Kohlendioxid bei Drücken und Temperaturen jenseits seines kritischen Punktes (vergleiche auch Kapitel 4.5) könnte ebenfalls als Kühlmittel verwendet werden. Aufgrund der thermischen Zersetzung von Kohlendioxid bei höheren Temperaturen jenseits von ca. 700°C wären für solche Reaktorkonzepte die Arbeitstemperaturen allerdings auf einen Bereich von unterhalb ca. 600°C begrenzt, was Hochtemperaturanwendungen solcher Reaktorkonzepte im Bereich von oberhalb 800°C ausschließen würde (Tsvetkov 2016).

Grundsätzlich kann ein gasgekühlter Schneller Reaktor auch mit Wasserdampf gekühlt werden. So werden beispielsweise bei mit superkritischen Wasser gekühlten Reaktoren auch Konzepte mit einem schnellen Neutronenspektrum diskutiert, vergleiche Kapitel 4.5.3, historisch wurden solche Konzepte auch in Deutschland untersucht (KfK 1966). Dabei muss die Kühlmittelkonzentration im Kern im Verhältnis zur Brennstoffkonzentration so gering wie möglich gewählt werden, um keine zu starke Moderation der Neutronen zu erhalten. Dies kann grundsätzlich durch eine dichtere Anordnung der Brennstäbe bei gleichzeitig höherer Spaltstoffkonzentration im Brennstoff erreicht werden. Allerdings befindet sich in diesen Fällen der Reaktorkern nicht in seiner kritischsten Anordnung. Bei einer Erhöhung der Kühlmitteldichte bzw. einem Wassereintritt oder einer Änderung der Brennstoffkonfiguration beispielsweise bei Störfällen könnte die Reaktivität im Reaktorkern sehr stark ansteigen (Schulenberg 2020). Weiterhin würde Wasserdampf höhere Anforderungen an das Korrosionsverhalten der Hüllrohre stellen (Tsvetkov 2016).

Insgesamt spielten daher die übrigen Kühlmittel neben Helium aktuell eine untergeordnete Rolle bei der Entwicklung von GFR, so dass sich die folgenden Diskussionen im Wesentlichen an einer Verwendung von Helium als Kühlgas orientieren.

Spektrum (Moderator)

Bei GFR handelt es sich um Reaktoren mit einem schnellen Neutronenspektrum, ein Moderator wird daher nicht eingesetzt. Das Neutronenspektrum eines GFR ist aufgrund der geringen Moderationseigenschaften des Kühlmittels im Vergleich zu flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren noch härter und die Neutronenverluste im Brennstoff und im Kühlmittel sind noch geringer, so dass grundsätzlich eine hohe Brutrate im Brennstoff erreicht werden könnte. Gleichzeitig ist die mittlere freie Weglänge der Neutronen im Reaktorkern groß, so dass es zu einer relativ hohen Neutronenleckage aus dem Reaktorkern kommen kann. Zur Verbesserung der Neutronenbilanz sind daher große Reaktorkerne und damit verbunden hohe Reaktorleistungen günstig.

Allerdings verweist (van Rooijen 2009) darauf, dass angesichts großer vorhandener Mengen an Plutonium aus LWR-Brennstoffen im Rahmen von GIF weniger eine zusätzliche Produktion von Spaltstoffen sondern eher eine Begrenzung des Neuanfalls von Aktiniden im Fokus steht.

Druck, Temperatur und Konstruktionswerkstoffe

Aufgrund der geringen Dichte und der geringen Wärmeleitfähigkeit von Gasen muss im primären Kühlkreislauf ein höherer Druck vorliegen. Dieser liegt je nach Kühlgas im Bereich von 7 bis ca. 20 MPa.

GFR können eine hohe Betriebstemperatur erzielen, die neben der Erzeugung von Elektrizität auch andere industrielle Anwendungen erlauben könnte (Prozesswärme, Wasserstoffproduktion). Unter Verwendung von heute im Bereich Schneller Reaktoren eingesetzter Materialien und bei bestimmten Kühlgasen wären die maximalen Betriebstemperaturen allerdings auf Werte im Bereich zwischen 500 und 600°C begrenzt, vergleichbar zu anderen Schnellen Reaktoren (SFR, LFR). Das GIF strebt daher die Entwicklung von neuen, hochtemperaturbeständigen Materialien an, mit denen dann mit Helium als Kühlgas auch Betriebstemperaturen im Bereich jenseits von 800°C erzielt werden sollen (GIF 2021a).

4.3.2 Historische Entwicklungen

Entwicklungen im Bereich der GFR erfolgten in den USA und in Deutschland in den 1960er und 1970er Jahren, in Großbritannien in den 1970er Jahren und in Japan in den 1990er Jahren. Bis heute wurde allerdings noch kein heliumgekühlter Schneller Reaktor gebaut und betrieben (Schulenberg 2020).

Von General Atomics wurde 1962 in den USA ein Konzept für einen Prototypreaktor von 300 MW thermischer Leistung und für einen kommerziellen Leistungsreaktor von 1000 MW elektrischer Leistung vorgelegt. Ab 1968 wurde das Konzept für den Prototypreaktor weiter ausgearbeitet. Er sollte bei einer Kerneintrittstemperatur von 385°C, einer Kernaustrittstemperatur von 550°C und einem Druck von 8,5 MPa betrieben werden. Als Brennstoff war eine Uran-Plutonium-Mischung mit einem Edelstahlhüllrohr vorgesehen. Die Kernauslegung glich sehr stark derjenigen von natriumgekühlten Schnellen Brüter-Konzepten. Die Entwicklungen wurden 1981 eingestellt. Bis zu diesem Zeitpunkt durchgeführte Sicherheitsanalysen ergaben kein eindeutiges Bild hinsichtlich des erreichbaren Sicherheitsniveaus (IRSN 2015).

In Deutschland wurde in den 1960er Jahren parallel zu den Arbeiten an natriumgekühlten Schnellen Brütern als Rückfalloption das Potential von gasgekühlten Schnellen Brütern untersucht (KfK 1971; 1967; 1966). Dabei wurde in (KfK 1971) davon ausgegangen, dass für einen GFR in erheblichem Umfang auf die Entwicklungen im Bereich der gasgekühlten, thermischen Reaktoren zurückgegriffen werden könne. Dabei wurden Systeme mit Gasturbine und mit Dampfturbine unterschieden. Weiterhin wurden oxidischer Brennstoff in Form von Pellets, carbidischer Brennstoff und oxidischer Brennstoff in Form von beschichteten Partikeln sowie Hüllrohrwerkstoffe aus Stahl und Vanadium diskutiert. Zum damaligen Zeitpunkt wurden klare Vorteile für einen GFR mit Dampfturbine und oxidischem Brennstoff gegenüber den anderen Varianten eines GFR gesehen, insbesondere mit Blick auf eine zeitnahe Realisierbarkeit. Mit Blick auf die Brennelemente könne ein GFR mit Dampfturbine und oxidischem Brennstoff weitgehend auf bekannte Hüllrohrmaterialien aufbauen. Allerdings sei für die Brennelemente eine Gasentlüftung während des Einsatzes erforderlich, um den Druckaufbau in den Brennstäben durch die entstehenden Spaltprodukte zu reduzieren. Aufgrund mangelnder Erfahrungen sei gegenüber einem System mit Dampfturbine das Potential von Varianten mit einer Gasturbine schwerer abzuschätzen. Hierfür müssten sowohl Komponenten für den Kühlkreislauf als auch, bedingt durch die höheren Betriebstemperaturen, fortschrittlichere

Brennelemente entwickelt werden. Die Entwicklungen in Deutschland wurden zugunsten des natriumgekühlten Schnellen Brütters nicht weiterverfolgt.

In der EU verfolgte ein Konsortium mehrerer Hersteller die Entwicklung eines GFR im Zeitraum von 1970 bis Anfang der 1980er Jahre. Dabei wurden vier verschiedene Konzepte unter der Bezeichnung GBR 1-4 verfolgt. Als Brennstoff wurden dabei sowohl Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffe als auch Siliziumcarbid beschichtete Brennstoffpartikel ähnlich der TRISO-Brennstoffe in Hochtemperaturreaktoren diskutiert (IRSN 2015). Nach (Hatala 2021) wurden in den Konzepten GBR-2 und -3 beschichtete Brennstoffpartikel diskutiert, um eine höhere Kernausgangstemperatur und damit einen höheren Wirkungsgrad zu erreichen. Dies hätte jedoch dazu geführt, dass verschiedene Reaktoreinbauten aus hochtemperaturbeständigen keramischen Materialien konstruiert werden müssten, was zum damaligen Zeitpunkt mit Blick auf die technische Machbarkeit als fraglich angesehen wurde.

Großbritannien verfolgte ab Ende der 1970er Jahre ein Programm zur Entwicklung von GFR aufbauend auf den Erfahrungen aus Entwicklungen im Bereich der SFR (Dounreay) sowie der mit Kohlendioxid gekühlten thermischen Reaktoren unter dem Begriff eines „Existing Technology Gas Breeder Reactors“ (ETGBR). Dieser Entwicklungsstrang wurde bis in die 1990er Jahre weiterverfolgt. Ab diesem Zeitpunkt wurde das Konzept als „Enhanced Gas-Cooled Reactor“ mit dem Ziel der Reduzierung vorhandener Aktinidenbestände neu definiert. Bei diesem Konzept sollte es sich um einen Reaktor mit einer thermischen Leistung von 3600 MW, einer Kühlung mit Kohlendioxid und einem nitridischen Brennstoff handeln (Hatala 2021).

In Japan wurde bereits in den 1960er Jahren ein Programm zur Entwicklung Schneller Brutreaktoren gestartet, in dem auch gasgekühlte Reaktorkonzepte diskutiert wurden. Dabei wurden Konzepte basierend auf Dampf, Kohlendioxid oder Helium betrachtet. Die dortigen Entwicklungen wurden bis in die 1990er Jahre fortgeführt und gingen dann in den Kontext der GIF-Entwicklungen über (Hatala 2021). Im Bereich der Brennstoffe wurden dabei insbesondere auch beschichtete Brennstoffpartikel aus nitridischem Brennstoff untersucht (Stainsby 2015).

Eine frühe Diskussion zu Sicherheitsaspekten thermischer und Schneller gasgekühlter Reaktorkonzepte findet sich beispielsweise in (IAEA 1980).

(IRSN 2015) stellt fest, dass sich bei den Entwicklungen der 1960er bis 1980er Jahre die Erwartung, dass sich bei einem GFR gegenüber einem SFR Vorteile ergeben würden, nicht realisieren ließen. Als Vorteile wurden insbesondere die bessere Neutronenbilanz eines GFR gesehen sowie die Möglichkeit, auf einen Zwischenkühlkreislauf zu verzichten, da Helium als Kühlmittel nur eine geringe Aktivierung aufweist. Diese möglichen Vorteile würden durch höhere Anforderungen bei der Kühlung des Reaktorkerns kompensiert, bei Verwendung der auch für SFR diskutierten Hüllrohrmaterialien seien auch keine höheren Temperaturen im Reaktor realisierbar, so dass sich keine wesentlichen Effizienzgewinne gegenüber SFR ergeben würden.

4.3.3 Aktuelle Entwicklungen

Beginnend in den 2000er Jahren erfolgten im Rahmen von GIF vor allem von Frankreich vorangetrieben Arbeiten an zwei Reaktorkonzepten, einem kleineren Prototypen von 75 MW thermischer Leistung, der heute als ALLEGRO weiterverfolgt wird, sowie ein Referenzkonzept von 2400 MW thermischer Leistung, das unter dem Namen GFR geführt wird (GIF 2021a).

Daneben wurden verschiedene andere Optionen basierend auf unterschiedlichen Brennstoffen (carbidschen Brennstoffplatten, nitridischen Brennstoffen sowie auf oxidischen Brennstoffen mit Siliciumcarbid-Hüllrohren), unterschiedlichen Hüllrohrmaterialien, verschiedenen Kühlkreisläufen und unterschiedlichen thermischen Leistungen betrachtet (Vasile 2017; Stainsby 2015; Poette et al. 2013; Stainsby et al. 2011; van Rooijen 2009). Konzepte mit einer geringeren thermischen Leistung im Bereich von 600 MW wurden ab ca. den 2010er Jahren nicht mehr weiter betrachtet, da in den damit verbundenen kleineren Reaktorkernen eine Bruttoreaterleistung von mindestens eins nicht erreicht wird. Damit könnte ein solcher Reaktor nicht den Spaltstoff neu erzeugen, den er selbst verbraucht. Konzepte mit direktem Antrieb einer Gasturbine wurden ebenfalls zu Gunsten eines Systems mit einem Zwischenkühlkreislauf auf Basis eines Helium-Stickstoffgemischs in Verbindung mit einem anschließenden Wasser-Dampfkreislauf verworfen. Brennstoffkonzepte auf Basis von Brennstoffplatten wurden mit Blick auf Schwierigkeiten im Bereich der Herstellungsverfahren gegenüber den heute eher üblichen Brennstabkonzepten zurückgestellt.

Die ARIS-Datenbank der IAEA listet drei der Technologielinie der GFR zugeordnete Reaktorkonzepte, den ALLEGRO, den EM² und den KAMADO FBR (IAEA 2023b). Das GIF-Referenzkonzept, welches ebenfalls unter der Abkürzung GFR geführt wird, wird im Detail in Kapitel 5.4 diskutiert.

4.3.3.1 ALLEGRO

Die ursprüngliche Auslegung des ALLEGRO erfolgte durch das französische Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) (Hatala 2021).

Beim ALLEGRO handelt es sich um eine erste Versuchsanlage, mit der das grundsätzliche Konzept eines GFR getestet werden soll. Der Reaktor soll eine thermische Leistung von 75 MW aufweisen, eine Stromproduktion ist bei diesem Reaktor nicht vorgesehen. Der Reaktor soll mit Helium bei einem Druck von 7 MPa und einer maximalen Betriebstemperatur von zunächst 530°C gekühlt werden (IAEA 2023b).

Der Reaktorkern des ALLEGRO soll in einem ersten Schritt aus 81 Brennelementen mit Uran-Plutonium-MOX-Brennstoff in einem Edelstahlhüllrohr aufgebaut werden. An sechs Positionen sollen in diesem Reaktorkern fortgeschrittene Brennelemente getestet werden können. In einem zweiten Schritt sollen dann die für spätere GFR-Konzepte vorgesehenen Brennelemente mit carbidschem Brennstoff mit einem keramischen Hüllrohr zum Einsatz kommen. Mit diesen Brennelementen soll eine Betriebstemperatur von 850°C erreicht werden. Ziel ist es, solche Brennelemente für einen Abbrand von 2000 effektiven Volllasttagen im Reaktor unter prototypischen Betriebsbedingungen zu betreiben, um sie damit für eine spätere Verwendung im gesamten Reaktorkern und für zukünftige GFR qualifizieren zu können. Die Kühlung des Reaktors erfolgt über zwei Heliumkühlkreisläufe, die die Wärme über Wärmetauscher an Wasser-Dampf-Kreisläufe übertragen (IAEA o.D.a).

Um den Reaktordruckbehälter gegenüber dem schnellen Neutronenspektrum im Inneren des Kerns ausreichend abzuschirmen, ist geplant, die Brennelemente mit vier Reihen von insgesamt 174 Reflektor-Brennelementen aus Edelstahl und weiteren drei Reihen mit insgesamt 198 Absorber-Brennelementen aus Borcarbid zu umgeben (Hatala 2021).

Um zwei verschiedene Brennelement-Typen in diesem Reaktor einsetzen zu können, sollen sie gemäß (Schulenberg 2020) jeweils die gleiche Dimensionierung aufweisen. Bei den carbidschen Brennelementen müsste für höhere Brennelement-Temperaturen dann eine Drosselung des

Gaseintritts in das Brennelement erfolgen, was wiederum eine thermische Isolierung des Brennelement-Kastens zur Begrenzung der maximalen Temperaturen der Strukturmaterialien notwendig machen würde.

Die Arbeiten der CEA zur Entwicklung des ALLEGRO werden seit 2010 in Rahmen einer gemeinsamen Absichtserklärung von Forschungsinstituten aus Polen, Ungarn, der Slowakei und Tschechien unterstützt. Im Juli 2013 wurde hierzu das V4G4 Center of Excellence gegründet. Arbeiten am ALLEGRO und zu allgemeinen Entwicklungen im Bereich der GFR werden beispielsweise über das SafeG-Projekt der EU gefördert (GIF 2021a).

4.3.3.2 EM²

Die folgende Darstellung basiert auf (Öko-Institut e.V. 2021b). Das EM² ist ein Konzept der Firma General Atomics für einen heliumgekühlten Schnellen Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 265 MW.

Als Brennstoff ist Urancarbid vorgesehen, welches von einem Hüllrohr aus einem von der U.S. amerikanischen Firma General Electric entwickelten, speziellen Siliziumcarbid-Verbundstoff (SiGA) umgeben wird. Der vorgesehene Zielabbrand liegt bei 143 MWd/kg Schwermetall. Entstehende Spaltgase sollen aus dem Brennstoff mittels eines Spaltgassystems abgezogen und gelagert werden. Dadurch können die erforderlichen hohen Abbrände erreicht und der Innendruck der Brennstäbe immer knapp unterhalb des Primärkreisdrucks von 13,3 MPa gehalten werden.

Der Reaktorkern besteht aus 85 Brennelementen. Diese bestehen aus Treiber-Brennelementen mit einer Anreicherung von 14,5% und Brutelementen mit Natururan. Im Mittel liegt die Anreicherung des Kerns damit bei 7,7%. Die Brennelemente sind von einem Schwermetallreflektor aus Zirkonium und einem weiteren Graphitreflektor umgeben.

Zur Kernkühlung wird Heliumgas bei einer maximalen Arbeitstemperatur von 850°C verwendet, das in einem geschlossenen Kühlkreislauf direkt in einer Power Conversion Unit (PCU) eine Turbine mit angeschlossenen Generator antreibt. Der Reaktorkern befindet sich in einem Reaktordruckbehälter, der über eine zylindrische Querleitung mit der PCU verbunden ist. Der Reaktordruckbehälter, die Querleitung und die PCU sind jeweils von einem gasdicht verschlossenen Containment eingeschlossen. Die Innenseite des Reaktordruckbehälters ist mit einer Silicium-/Aluminium-Isolation versehen, um die Wandtemperaturen unterhalb von 371°C zu halten. Dadurch kann ein Reaktordruckbehälterstahl vom Typ SA-533 grade B für den Druckbehälter verwendet werden.

4.3.3.3 KAMADO FBR

Beim KAMADO FBR handelt es sich um das Konzept eines mit Kohlendioxid gekühlten Schnellen Reaktors von 3000 MW thermischer und 1000 MW elektrischer Leistung. Das Konzept wurde vom japanischen Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) entwickelt. Die Entwicklungen wurden 2008 begonnen, letzte Informationen in der ARIS-Datenbank datieren auf das Jahr 2011. Zum damaligen Zeitpunkt befand sich das Konzept in einem sehr frühen Entwicklungsstadium (ARIS 2011a).

Als Entwicklungsziel wurde ein Reaktorkonzept mit vernachlässigbarer Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle formuliert. Gleichzeitig sollte das Problem limitierter Uranvorräte durch das Konzept adressiert werden.

Als Brennstoff soll Uran-Plutonium-Mischoxid mit einem Plutoniumgesamtgehalt von 18% eingesetzt werden, für die Hüllrohre ist Edelstahl vorgesehen. Damit soll ein Abbrand von 100 MWd/kg erzielt werden, was einem gespaltenen Anteil von 11% des anfänglichen Schwermetalls entspräche. In einem Brutbereich wird Natururan eingesetzt. Die Brennstoffe sollen wiederaufgearbeitet und das enthaltene Uran und Plutonium wiederverwendet werden.

Ein Brennelement ist aus 36 Brennstäben von 3,7 m Länge aufgebaut und befindet sich in einer Druckröhre. Die Druckröhren befinden sich in einem drucklosen Wasserbecken. Zur Kühlung wird superkritisches Kohlendioxid bei einer Eintrittstemperatur von 200°C und einer Austrittstemperatur von 400°C bei einem Druck von ca. 15 MPa genutzt. Die Wärme wird über einen Dampferzeuger an einen sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen. Das Wasserbecken dient zur Wärmeabfuhr bei Ausfällen der aktiven Kernkühlung. Während des Betriebs verdampft Wasser zwischen den Druckröhren, der entstehende Dampf wird ebenfalls zur Energieabfuhr genutzt. Bei Ausfall der aktiven Kühlung wird der Wasserdampf von Wasser mit niedrigen Temperaturen (< 60°C) verdrängt und damit die Kühlung sichergestellt. Um einen positiven Reaktivitätsbeitrag des Wassers zu kompensieren, soll dem Brennstoff Gadolinium zugesetzt werden, das sehr stark thermische Neutronen absorbiert. Das Reaktorkonzept verzichtet vollständig auf einen Reaktordruckbehälter und sieht keine Notwendigkeit für Notkühlsysteme.

4.3.4 Technologischer Entwicklungsstand

Als nächster Entwicklungsschritt im Rahmen des GIF ist der Bau des Experimentalreaktors ALLEGRO vorgesehen. Dieser Reaktor soll der Entwicklung und Erprobung des Brennstoffs, der Brennelemente, erforderlicher Helium-Technologien sowie der notwendigen Sicherheitssysteme, insbesondere der Nachwärmeabfuhrsysteme dienen. Weiterhin soll mit dem ALLEGRO die Bereitstellung von Prozesswärme für industrielle Anwendungen erprobt sowie allgemeine Forschung für Reaktorkonzepte mit schnellen Neutronen durchgeführt werden (GIF 2021a).

Als notwendige Entwicklungsschritte vor der Errichtung von ALLEGRO benennt (IAEA o.D.a) die Qualifizierung geeigneter Rechenprogramme, insbesondere für die Analyse von Transienten sowie technische Entwicklungen im Bereich der Heliumkühlung, des Nachweises der Kernkühlung durch Tests an Brennelement-Teilbündeln, die Entwicklung von hochtemperaturbeständigen Materialien (1250°C für eine Stunde), die Entwicklung von Helium-Gebläsen, die im Druckbereich zwischen 0,3 und 7 MPa einen konstanten Massenstrom aufrecht erhalten können, und die Entwicklung einer Kerninstrumentierung zur Überwachung der Leistungsverteilung und zur Brennelementhandhabung.

Auch (Hatala 2021) sieht als notwendigen nächsten Entwicklungsschritt den Betrieb eines Experimentalreaktors, wie er in Form des ALLEGRO geplant ist, um die Qualifizierung hochtemperaturbeständiger Materialien sowie die Demonstration von GFR-spezifischen Sicherheitssystemen durchzuführen. Die Qualifizierung des fortgeschrittenen carbidischen Brennstoffs mit keramischen Hüllrohren kann ausschließlich nach einer Bestrahlung und entsprechenden Nachbestrahlungsuntersuchungen unter realistischen Betriebsbedingungen erfolgen. Daher kann der Experimentalreaktor ALLEGRO nicht sofort mit solchen Brennelementen bestückt werden.

Der Brennstoff für den Start des ALLEGRO soll aus Uran-Plutonium-Mischoxid mit einem Hüllrohr aus 15-15-Titanstahl bestehen. Nach (GIF 2021a) sind hierzu weitere Untersuchungen des Verhaltens dieses Hüllrohr-Materials bei hohen Temperaturen unter einer Heliumatmosphäre notwendig. Weiterhin sind Bestrahlungsversuche des zum Einsatz im ALLEGRO vorgesehenen

Brennstoffs mit diesem Hüllrohr in einem Versuchsreaktor mit schnellen Neutronen sowie entsprechende Nachbestrahlungsuntersuchungen erforderlich. Für Siliziumcarbid-Materialien sollen dagegen zunächst Schwerionenbestrahlungen des Materials mit einer anschließenden Untersuchung des Materialverhaltens erfolgen. Weiterhin ist die Untersuchung des Oxidationsverhaltens dieser Werkstoffe bei hohen Temperaturen (1500°C) vorgesehen. Das Bestrahlungsverhalten dieser Werkstoffe kann dann im ALLEGRO selbst untersucht werden.

Die nach (GIF 2021a) kurzfristig durchzuführenden weiteren Arbeiten betreffen Rechnungen zur Reaktorkernauslegung mit Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff, die endgültige Festlegung der Reaktorleistung und der Leistungsdichte zur Erreichung der Forschungsziele sowie zur Einhaltung der sicherheitstechnischen Parameter und die Festlegung der Kriterien für die Auswahl des optimalen Reaktorkerns. Weiterhin müssen geeignete Daten für Rechenprogramme zur Brennstoffentwicklung ermittelt werden. Schließlich hat die Qualifizierung des MOX-Brennstoffs für die erste Betriebsphase des ALLEGRO zu erfolgen und ein Qualifizierungsprogramm für die keramischen Brennstoffe im ALLEGRO ist aufzustellen.

Weiterhin sieht (Hatala 2021) die Erfordernis, vor dem Einsatz von fortgeschrittenen Brennelementen in ALLEGRO Tests an Brennelementen oder Teilbündeln unter repräsentativen Druck- und Temperaturbedingungen durchzuführen. Schließlich sind auch großskalige Versuche zum Nachweis der passiven Wärmeabfuhr in ALLEGRO im Rahmen des Genehmigungsprozesses durchzuführen.

Nach (Tsvetkov 2016) liegen die wesentlichen Entwicklungsaufgaben bei GFR allgemein in den Bereichen Materialentwicklung, Brennstoffentwicklung, Steuerung und Instrumentierung sowie weitere Entwicklungen zur Sicherstellung eines zuverlässigen und sicheren Betriebs.

(Hatala 2021) nennt als aktuelle Entwicklungsziele für die Brennstoffentwicklung ein System, das im Normalbetrieb eine Hüllrohrtemperatur von 1000°C und während Störfällen einen sicheren Einschluss der Spaltprodukte auch bei Temperaturen von 1600°C über mehrere Stunden gewährleistet und dessen Kühlbarkeit auch bei Hüllrohrtemperaturen von bis zu 2000°C gegeben bleibt. Entsprechende Hüllrohrmaterialien und ihre Herstellungsverfahren sind noch zu entwickeln. Dabei sind insbesondere auch die Anforderungen an die erforderliche Länge, Durchmesser, Oberflächenrauigkeit (die entscheidend für den Wärmeübergang aus dem Brennstab in das Kühlgas ist), Duktilität und Dichtigkeit auch unter Bestrahlungseinflüssen einzuhalten. Weiterhin sind Herstellungsverfahren für Uran-Plutonium-Carbidpellets zu entwickeln und deren Verhalten unter Bestrahlung zu testen. Gegenwärtige Rechenprogramme zur Vorhersage des Brennstoffverhaltens decken bereits die Einsatzbedingungen des für den ALLEGRO geplanten Brennstoffs nicht ab. Hier sind entsprechende Messungen insbesondere hinsichtlich der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstoffpellets erforderlich. Dies bestimmt den Druckaufbau im Brennstab und damit die Frage der Hüllrohrbeständigkeit. Schließlich sind auch die in üblichen Datenbanken vorliegenden nuklearen Daten für die Nachweisführung in entsprechenden Rechenprogrammen entsprechend der Bedingungen in GFR zu ergänzen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Mit Blick auf die für GFR erforderlichen Materialien (insbesondere die Brennstoffe selbst, die Hüllrohre, aber auch die Strukturmaterialien im Reaktorkern) kann zwischen den Anforderungen für GFR mit Temperaturen im Bereich anderer Schneller Reaktoren (500°C-600°C) und den Anforderungen im Bereich höherer Temperaturen (> 800°C) unterschieden werden.

Grundsätzlich existieren für den Temperaturbereich zwischen 500°C und 600°C bereits Brennstoffe und Materialien, die für den Einsatz in Schnellen Reaktoren geeignet sind. Auch diese müssen jedoch für die spezifischen Bedingungen in GFR angepasst und weitere Nachweise geführt werden. Der Entwicklungsstand für diesen Temperaturbereich kann als an der Grenze zwischen „Angewandter Forschung“ und dem Bereich der „Entwicklung“ eingeschätzt werden. Bei dem für GFR eigentlich angestrebten Bereich hoher Temperaturen größer 800°C existieren dagegen weder qualifizierte Brennstoffe noch geeignete Hüllrohr- oder Strukturmaterialien. Hier befinden sich die Entwicklungen noch in einer frühen Phase der „Angewandten Forschung“. Anlagen, mit denen sich solche Materialien unter relevanten Betriebsbedingungen untersuchen lassen (hohe Temperaturen, hoher Druck, hartes Neutronenspektrum) existieren bislang nicht.

Mit Blick auf betriebliche Systemfunktionen sind für GFR noch umfangreiche Fragen im Bereich der Entwicklung von Systemen und Komponenten (Kerninstrumentierung, Gasgebläse, Brennelementhandhabung) zu klären. Auch hier befinden sich die Entwicklungen insgesamt noch in einer frühen Phase der „Angewandten Forschung“.

Auch mit Blick auf wesentliche Sicherheitsfunktionen besteht noch erheblicher Entwicklungsbedarf. Dies betrifft die Frage von passiven oder zumindest diversitären Abschaltssystemen, die Sicherstellung einer ausreichenden Nachwärmeabfuhr bei allen zu unterstellenden Stör- und Unfällen und dabei insbesondere die Frage, inwieweit auch eine passive Kühlbarkeit des Reaktors gewährleistet werden kann. Bezüglich der erforderlichen Sicherheitsfunktionen befinden sich die Entwicklungen beim GFR damit insgesamt noch in der Phase der „Angewandten Forschung“.

Für die im Rahmen von Genehmigungsverfahren erforderlichen Nachweise sind weiterhin umfangreiche Daten für die im Reaktor vorgesehenen Materialien, aber auch zur Brennstoffentwicklung unter Bestrahlung sowie zu thermohydraulischen Nachweisen erforderlich. Auch der Bereich der Nachweisverfahren befindet sich damit noch in der Phase der „Angewandten Forschung“.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand von GFR vor diesem Hintergrund aktuell noch im Bereich der „Angewandten Forschung“ ein.

4.3.5 Sicherheit

Helium als Kühlmittel weist verschiedene grundsätzliche Vorteile auf, weshalb es sowohl bei thermischen gasgekühlten Reaktoren, vgl. Kapitel 4.6, als auch für GFR seit vielen Jahrzehnten diskutiert wird. So ist Helium chemisch inert und reagiert weder mit den Materialien im Reaktor (Korrosion, Wasserstoffbildung aus Reaktionen mit metallischen Hüllrohren bei hohen Temperaturen) noch mit anderen Kühlmitteln wie Wasser oder Dampf, welches in sekundären Kühlkreisläufen eingesetzt werden könnte. Es absorbiert auch keine Neutronen, so dass im Kühlmittel keine Aktivierungsprodukte gebildet werden, die die radiologischen Anforderungen im Normalbetrieb oder bei Störfällen erhöhen. Weiterhin handelt es sich um ein transparentes Kühlmittel, so dass wie bei Wasser aber anders als bei flüssigen Metallen eine optische Inspektion im Reaktor möglich ist.

Da Helium als Kühlmittel keinen Siedeübergang aufweist, erzeugt es keinen Void-Effekt. Bei einem Kühlmittelverlust entsteht allerdings ein – wenn auch geringer – positiver Dichte-Effekt, der bei der Kernausslegung zu berücksichtigen ist. Aufgrund der höheren Neutronenverluste aus dem Reaktorkern eines GFR gegenüber flüssigmetallgeköhlten Schnellen Reaktoren ist der Spaltstoffanteil im Brennstoff gegenüber solchen Reaktorkonzepten erhöht. Zusammen mit dem

härteren Neutronenspektrum ist der Doppler-Koeffizient des Brennstoffs dadurch etwas geringer als bei SFR oder LFR (Tsvetkov 2016).

Die Reaktivitätskontrolle bei GFR erfolgt über Steuer- und Abschalt Elemente. Für die Abschaltung des Reaktors ist beim ALLEGRO noch der Einsatz von zwei identischen, aber unabhängigen Gruppen von Steuer- bzw. Abschalt Elementen vorgesehen. Zur Erhöhung der Reaktorsicherheit ist nach (Hatala 2021) für GFR die Entwicklung eines vollständig diversitären und rein passiven Abschalt systems erforderlich. Während bei LWR hierzu dem Kühlmittel ein Neutronenabsorber (Bor) zugesetzt werden kann, ist dies bei GFR nicht einfach möglich.

Da Helium bzw. allgemein Gase praktisch nicht zur Moderation der Neutronen im Reaktorkern beitragen, sind mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle insbesondere Ereignisse zu betrachten, bei denen es zu einer erhöhten Moderation im Reaktorkern kommen kann. Dies wäre beispielsweise bei einem Eindringen von Wasser bzw. Wasserdampf aus einem sekundären Kühlkreislauf oder aus Notkühlkreisläufen denkbar. Daher ist die Verwendung von Wasser als Kühlmittel bei GFR in direkt an den primären Kühlkreislauf angrenzenden Systemen problematisch.

Wird als sekundärer Kühlkreislauf ein Wasser-Dampf-Kreislauf gewählt, so liegt der Druck im sekundären Kühlkreislauf typischerweise höher als im primären Kühlkreislauf. In diesem Fall sind auch Störfälle mit einem Eindringen von Wasser oder Dampf in den Reaktorkern (sowohl im Leistungsbetrieb als auch in Stillstandsphasen) insbesondere mit Blick auf einen möglichen Reaktivitätseintrag in den Reaktorkern zu berücksichtigen (Schulenberg 2020).

Ein wesentlicher Nachteil von Helium und allgemein Gasen zu Kühlung eines Reaktors besteht in der geringen Dichte und Wärmeleitfähigkeit von Gasen, woraus besondere Anforderungen an die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern resultieren.

Als ein wichtiger Ereignisablauf mit Blick auf die Sicherheit von GFR ist der Ausfall der aktiven Kühlmittelumwälzung im primären Kühlkreislauf anzusehen (Schulenberg 2020). Während sich in heutigen LWR oder auch bei flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren bei geeigneter Auslegung ein Naturumlauf im primären Kühlkreislauf einstellt, der eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern an den sekundären Kühlkreislauf nach Abschaltung des Reaktors sicherstellen kann, ist ein Kühlgas ohne aktive Umwälzung dazu typischerweise nicht in der Lage. Hier ist also bislang praktisch immer eine aktive Komponente (Gebläse bzw. Notgebläse) erforderlich, die entsprechend mit Antriebsenergie (Strom bzw. Notstrom oder Dampf aus dem sekundären Kühlkreislauf) versorgt werden muss.

Auch (Tsvetkov 2016) sieht eine wesentliche Herausforderung von GFR in der Schwierigkeit, eine passive Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern zu ermöglichen bzw. die aktive Wärmeabfuhr ausreichend zuverlässig sicherzustellen. Für Reaktorkonzepte mit geringerer thermischer Leistung wie beim ALLEGRO sei eine passive Kühlbarkeit zwar grundsätzlich denkbar, allerdings würden sich für solche Reaktorkonzepte erhebliche ökonomische Nachteile ergeben. (Hatala 2021) stellt fest, dass die Möglichkeit für eine passive Kernkühlung ein wesentliches Entwicklungsfeld der gegenwärtigen GFR-Forschung darstellt.

Als weiterer wichtiger Ereignisablauf ist der Kühlmittelverlust aus dem primären Kühlsystem zu betrachten. Bei LWR tritt in solchen Fällen das unter hohem Druck stehende Kühlmittel zunächst aus dem Kühlkreislauf aus. Es wird daher aus Druckspeichern und über Notkühlsysteme wieder ergänzt, um eine ausreichende Dichte des Kühlmittels und damit die Möglichkeit der Kernkühlung sicherzustellen. Bei flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren steht der primäre Kühlkreislauf

nicht unter Druck, so dass hier das Kühlmittel nur durch seinen geostatischen Druck je nach Lage eines Lecks aus dem Kühlsystem austritt. Wird der Reaktorbehälter bei flüssigmetallgekühlten Schnellen Reaktoren mit einem zweiten Behälter umgeben, der das bei niedrigem Druck austretende Kühlmittel auffängt, so kann ein starker Füllstandsabfall in solchen Reaktoren vermieden werden. Bei GFR würde demgegenüber das unter hohem Druck stehende Gas wie beim LWR aus dem primären Kühlkreislauf ausgeblasen werden. Um diesen Kühlmittelverlust zu ersetzen, sind bei GFR daher sehr große Druckspeicher erforderlich, mit denen Helium oder auch Stickstoff in das Kühlsystem eingespeist werden könnte (Schulenberg 2020).

Das primäre Kühlsystem sowie die erforderlichen Druckspeicher zur Noteinspeisung bei Kühlmittelverluststörfällen sind von einem Schutzbehälter ähnlich dem Sicherheitsbehälter bei heutigen LWR umgeben, der das austretende Kühlmittel zurückhält, um eine Freisetzung in die Umgebung zu verhindern. Dieser Schutzbehälter muss für einen Druck im Bereich von ca. 0,5 bis 1 MPa ausgelegt werden, damit das Kühlmittel weiterhin einen ausreichend hohen Druck und damit eine für die Kernkühlung ausreichend hohe Dichte aufweist.

Fazit Sicherheit

Als intrinsischer Vorteil von mit Helium gekühlten Schnellen Reaktoren gegenüber heutigen LWR ist festzuhalten, dass Helium als chemisch inertes Gas nicht zur Korrosion oder anderen chemischen Reaktionen führt. Wie Wasser ist Helium ein transparentes Kühlmittel, was zwar als Vorteil gegenüber anderen Schnellen Reaktoren, jedoch nicht gegenüber LWR angesehen werden kann. Dadurch dass in Helium auch keine radioaktiven Aktivierungsprodukte entstehen, ergibt sich ein weiterer intrinsischer Vorteil gegenüber heutigen LWR aber auch gegenüber anderen Schnellen Reaktoren.

Diesen Vorteilen stehen allerdings erhebliche intrinsische Nachteile mit Blick auf andere Sicherheitsfunktionen entgegen, die sich vor allem aus den schlechteren Eigenschaften von Helium zur Wärmeabfuhr ergeben.

Um die Wärmeabfuhr sicherzustellen, muss zu allen Zeitpunkten eine ausreichend hohe Dichte und damit ein ausreichend hoher Druck des Kühlmittels aufrecht erhalten bleiben. Dies setzt bereits im Normalbetrieb, also auch bei Anlagenstillständen für Brennelementwechsel und zu Inspektionen eine Aufrechterhaltung eines ausreichenden Überdrucks voraus. Weiterhin muss entweder durch eine entsprechende Kernausslegung ein ausreichender Wärmeübergang aus den Brennelementen in das Kühlmittel auch unter den Bedingungen eines Naturumlaufs gewährleistet werden, oder es ist eine aktive Kühlmittelumwälzung mit einer sehr hohen Zuverlässigkeit auch unter Stör- und Unfallbedingungen aufrecht zu erhalten. Dies stellt gegenüber heutigen LWR einen intrinsischen Nachteil dar.

Insbesondere mit Blick auf eine passive Kühlbarkeit des Reaktorkerns steht die aus ökonomischen Gründen zu bevorzugende höhere Leistung eines GFR auch im Widerspruch zu den sicherheitstechnischen Vorteilen geringerer Leistungsgrößen, so dass hier Zielkonflikte zwischen der Sicherheit und den zu erwartenden Kosten von GFR bestehen.

Auch mit Blick auf die Reaktivitätskontrolle sind für GFR zuverlässige, passive oder zumindest ausreichend diversitäre Abschaltssysteme bislang nicht entwickelt. Inwieweit dies bei konkreten Reaktorsystemen adressiert wird, kann auf Ebene der Technologielinie nicht bewertet werden.

Ebenfalls kann auf Ebene der Technologielinie nicht bewertet werden, inwieweit beispielsweise Ereignisabläufe mit einem Eintrag von Reaktivität (beispielsweise durch ein Eindringen von Wasser in den Reaktor) zu berücksichtigen sind.

Auf Ebene der Technologielinie ist damit bei GFR nicht von einem eindeutigen intrinsischen Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen. Aufgrund der umfangreichen offenen Fragen bezüglich der Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung ist insgesamt jedoch eher von einem Nachteil im Bereich der Sicherheit auszugehen.

4.3.6 Ver- und Entsorgung

Die Entwicklungen des GIF im Bereich der GFR zielen auf einen geschlossenen Brennstoffkreislauf ab. Dabei sollen die im abgebrannten Brennstoff enthaltenen Aktinide vollständig wiederverwendet und lediglich frisches Brutmaterial (Natururan oder angereichertes Uran) zugesetzt werden. Ein Reaktor soll seinen eigenen Spaltstoffbedarf aus dem im Reaktorkern enthaltenen Brutmaterial erzeugen, jedoch keinen oder nur sehr wenig Überschuss. Für den ersten Brennstoff neuer GFR-Reaktoren ist daher Plutonium aus dem abgebrannten Brennstoff von LWR vorgesehen. Um eine ausreichend hohe Ausbaurate von GFR-Reaktoren zu ermöglichen, soll der Reaktorkern eines GFR so ausgelegt werden, dass er nicht mehr als ca. 15 Tonnen Plutonium pro GW elektrischer Leistung enthält (GIF 2021a).

Fazit Ver- und Entsorgung

Die für GFR zukünftig zu verwendenden Brennstoffe sowie der zugehörige Brennstoffkreislauf sind aus heutiger Sicht noch weitgehend offen, es wird bislang noch eine Vielzahl von Brennstoffen diskutiert. Vor diesem Hintergrund kann eine Bewertung gegenwärtig nur vor dem erklärten Ziel der Entwicklungen und einer Einschätzung der Realisierbarkeit dieser Ziele erfolgen.

Für die Versorgung eines GFR wäre demnach im Gleichgewichtsbetrieb lediglich Natur- oder angereichertes Uran vorgesehen. Der damit grundsätzlich mögliche Verzicht auf eine umfangreiche Urangewinnung und die Anreicherung von Uran sowie die Erzeugung von neuem Spaltstoff für den eigenen Bedarf stellt einen Vorteil von GFR gegenüber heutigen LWR dar. Das intrinsische Potential von GFR, aufgrund eines besonders harten Neutronenspektrums eine hohe Bruttoreate und damit die zusätzliche Produktion von Spaltstoff für weitere Anlagen zu ermöglichen, wird in den gegenwärtigen Konzepten des GIF nicht verfolgt.

Gleichzeitig erfordert der angestrebte geschlossene Brennstoffkreislauf Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung unter Verwendung von großen Mengen spaltbarer Materialien. Insbesondere für fortgeschrittene Brennstoffkonzepte auf Basis von keramischem Brennstoff existieren bislang weder großtechnische Herstellungs- noch Wiederaufbereitungsverfahren. Ihre Realisierbarkeit ist damit gegenwärtig weitgehend offen. Dies stellt einen Nachteil von GFR gegenüber heutigen LWR mit offenem Brennstoffkreislauf dar.

Sofern das Ziel einer vollständigen Rückführung aller Aktinide aus dem abgebrannten Brennstoff von GFR erreicht werden könnte, würde sich daraus ein geringerer Eintrag von Aktiniden in ein Endlager ergeben. Inwieweit dieses Ziel allerdings mittel- und langfristig erreichbar ist, kann gegenwärtig nicht bewertet werden. Offen ist gegenwärtig ebenfalls, inwieweit sich durch die diskutierten fortgeschrittenen Brennstoffe weitere Veränderungen der Abfallinventare ergeben, die für die Langzeitsicherheit eines Endlagers von Bedeutung sind.

4.3.7 Proliferationsrisiken

Der Reaktorkern von GFR weist grundsätzlich höhere Neutronenleckagen auf als die Reaktorkerne von flüssigmetallgekühlten Reaktoren. Daher erfordern GFR gegenüber SFR oder LFR höhere Spaltstoffanteile im Brennstoff (Tsvetkov 2016).

GIF strebt einen hohen Abbrand des Brennstoffs an, damit die im abgebrannten Brennstoff entstehenden Aktinide (insbesondere Plutonium) eine ungünstige Isotopenzusammensetzung aufweisen und eine Abzweigung während der Wiederaufarbeitung unattraktiv ist (GIF 2021a).

(Hatala 2021) verweist bezüglich des geplanten Baus eines Experimentalreaktors (ALLEGRO) in Osteuropa bei der Nutzung von MOX-Brennstoffen auf erhebliche Unsicherheiten aufgrund von Proliferationsbedenken. Daher werde für ALLEGRO auch ein anfänglicher Reaktorkern auf Basis von angereichertem Uran (HALEU) geprüft.

Für eine ausführlichere Diskussion verschiedener Proliferationsaspekte bei unterschiedlichen Reaktorkonzepten innerhalb der Technologielinie der GFR wird an dieser Stelle auch auf (GIF 2022b) verwiesen.

Fazit Proliferationsrisiken

Auch mit Blick auf Proliferationsrisiken ist zunächst festzustellen, dass die für GFR zukünftig zu verwendenden Brennstoffe sowie der zugehörige Brennstoffkreislauf aus heutiger Sicht noch weitgehend offen sind. Vor diesem Hintergrund kann eine Bewertung auf Ebene der Technologielinie gegenwärtig nur vor dem erklärten Ziel der Entwicklungen und einer Einschätzung der Realisierbarkeit dieser Ziele erfolgen.

Ein möglicher Verzicht auf Anlagen zur Urananreicherung stellt einen Vorteil gegenüber heutigen LWR dar. Dem steht der Nachteil einer Wiederaufarbeitung gegenüber, die mit erhöhten Proliferationsrisiken einhergeht und höheren Aufwand bei der Spaltmaterialkontrolle und Überwachungsmaßnahmen erfordert. Sofern das Ziel einer vollständigen Rückführung aller Aktiniden aus dem abgebrannten Brennstoff von GFR erreicht werden könnte, sind die Proliferationsrisiken gegenüber einem Brennstoffkreislauf mit Abtrennung von reinem Plutonium reduziert.

4.3.8 Kosten

(Tsvetkov 2016) sieht als wesentliches wirtschaftliches Potential für GFR solche Reaktorkonzepte, die bei einer hohen Leistungsdichte ohne Zwischenkühlkreislauf betrieben werden können.

Für Reaktorkonzepte mit geringerer thermischer Leistung ist eine höhere Sicherheit durch die Möglichkeit einer passiven Kernkühlung grundsätzlich denkbar, allerdings würden sich für solche Reaktorkonzepte erhebliche ökonomische Nachteile ergeben (Tsvetkov 2016).

Weiterhin sieht (Tsvetkov 2016) die Wirtschaftlichkeit von GFR mit einem geschlossenen Brennstoffkreislauf für die nächste Zukunft nicht als realisierbar an. Erst gegen Ende des 21. oder zu Beginn des 22. Jahrhunderts könnte sich unter Bedingungen eines Mangels an Spaltstoffen ein ökonomischer Anreiz für solche Brennstoffkreisläufe ergeben. Durch eine Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozesswärme sieht (Tsvetkov 2016) das Potential, GFR näher an eine ökonomische Machbarkeit heranzuführen.

Fazit Kosten

Die Entwickler von GFR verweisen als einen wesentlichen Vorteil der GFR-Entwicklung auf eine verbesserte Ökonomie aufgrund des möglichen höheren Wirkungsgrads von GFR-Reaktoren. Dies würde insbesondere auch bei einer Nutzbarkeit für Hochtemperaturanwendungen (Prozesswärme, Wasserstoffproduktion) gelten. Allerdings ist deren Realisierbarkeit gegenwärtig noch als weitgehend offen einzustufen.

Bezüglich des Investitionsbedarf, der notwendigen Bauzeiten, Betriebskosten, Lebensdauer und Auslastung von GFR ist derzeit noch keine zuverlässige Aussage zu treffen.

Die Risiken für Kapitalgeber sind hoch, da bisher keine vergleichbaren Erfahrungen vorliegen.

4.4 Salzschnmelzereaktoren (Molten Salt Reactors, MSR)

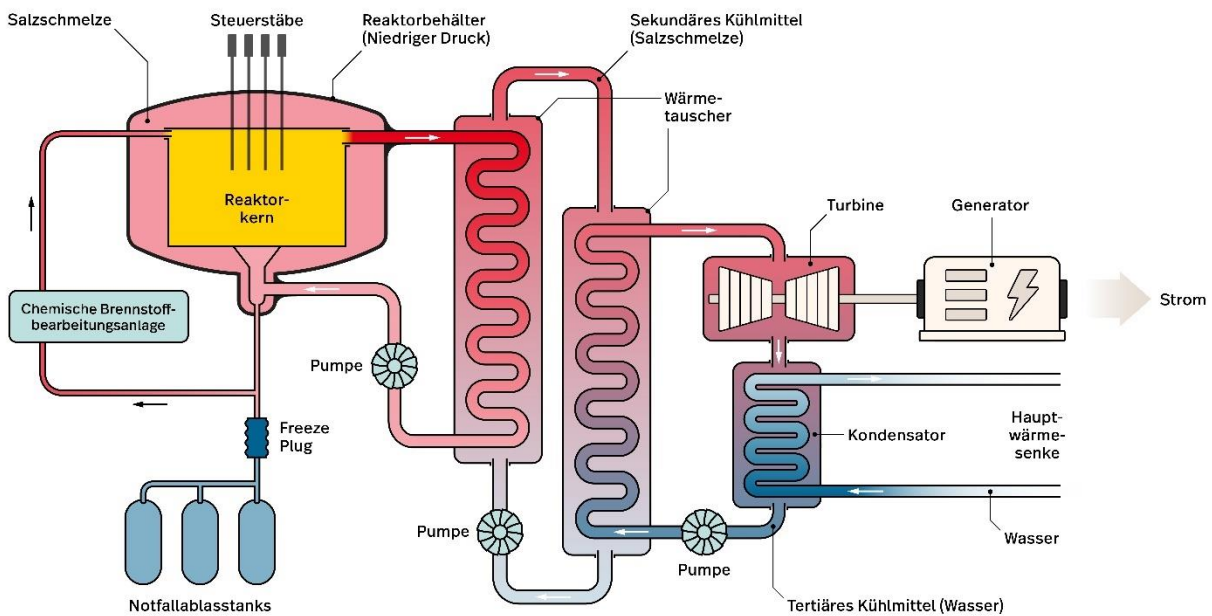
4.4.1 Systembeschreibung

Die ursprüngliche Idee eines Salzschnmelzereaktors ist es, spaltbare und fertile Stoffe in flüssigem Fluorid- oder Chloridsalz aufzulösen, so dass die Spaltung und das Brüten neuen Spaltmaterials im flüssigen Brennstoffsalz erfolgt. Im Prinzip ist durch einen flüssigen Brennstoff eine flexible Handhabung der nuklearen und chemischen Prozesse durch kontinuierliche Veränderung der Brennstoffzusammensetzung möglich, ohne dass der Reaktor zur Be- und Entladung abgeschaltet werden muss. Diese Flexibilität würde Optimierungsstrategien ermöglichen z. B. bei der Brennstoffausnutzung. Dies soll auch zu einer hohen betrieblichen Verfügbarkeit des Reaktors führen.

Reaktorsystem

Die Salzschnmelze durchläuft zunächst einen aktiven Kernbereich, in dem die Kettenreaktion zur Energieerzeugung aufrechterhalten wird, siehe Abbildung 4-4. Je nach konkretem Design kann die Kettenreaktion im Reaktor durch Steuerstäbe kontrolliert oder aufgrund der thermischen Rückkopplungseffekte der Salzschnmelze (wie beim MSFR geplant) selbstständig stabilisiert werden.

Abbildung 4-4: Konzeptdarstellung eines Salzschnmelzereaktors (MSR)



Quelle: Eigene Abbildung

Außerhalb des Kernbereichs ist die Salzschnmelze aufgrund der geometrischen Bedingungen unterkritisch, so dass hier nur die radioaktive Zerfallswärme (Nachzerfallsleistung) frei wird. Die aufgeheizte Salzschnmelze wird mittels Pumpen durch einen Wärmetauscher gefördert, in dem die Energie auf einen sekundären Kühlkreislauf übertragen wird. Die Salzschnmelze im primären

Kühlkreislauf wird innerhalb weniger Sekunden einmal umgewälzt. Im sekundären Kühlkreislauf wird ebenfalls eine Salzschnmelze eingesetzt, diese überträgt die Energie über einen weiteren Wärmetauscher auf einen dritten Kühlkreislauf. In diesem kann beispielsweise Wasser verdampft werden, um damit eine Turbine und damit den Generator zur Stromerzeugung anzutreiben. Alternativ werden auch sekundärseitige Heliumkühlkreisläufe diskutiert. Die verbleibende Abwärme wird an eine externe Wärmesenke, also beispielsweise einen Fluss oder das Meer abgegeben. In manchen Konzepten ist aufgrund der hohen Betriebstemperatur auch eine Anwendung zur industriellen Produktion von Wasserstoff vorgesehen.

Salzschnmelze (Betriebsmedien)

In den am weitesten fortgeschrittenen MSR-Konzepten wird der Brennstoff in der Salzschnmelze aufgelöst. Als Salzschnmelze ist typischerweise ein Fluoridsalz vorgesehen, in dem sowohl der Brennstoff als auch die entstehenden Spaltprodukte in Lösung gehen können. Alternativ werden auch Chloridsalze diskutiert, da Chloridsalz eine hohe Löslichkeit von Uran und/oder Transuranelementen ermöglicht und als Flüssigbrennstoff ein härteres Neutronenspektrum aufweist. Allerdings ist der Kern eines Reaktors mit Chloridsalz erheblich größer als mit Fluoridsalz. Ebenso unterscheiden sich die thermomechanischen Eigenschaften (Noori-kalkhoran et al. 2022). Als Salze werden vielfach Lithium-, Natrium- oder Zirkoniumfluoride favorisiert, vor allem die konkreten Salzschnsysteme LiF-BeF₂ (FLiBe - Flibe) und LiF-NaF-KF (FLiNaK - Flinak). Die genaue chemische Zusammensetzung eines Salzes für MSR ist jedoch von verschiedenen Parametern (Neutronenspektrum, Brennstoffzusammensetzung, Betriebstemperaturen, Strukturmaterialien) und daher vom detaillierten Reaktorkonzept abhängig (GIF 2002).

Brennstoff

Die ursprüngliche Idee von MSR beinhaltete Flüssigbrennstoffe. Aufgrund der technologischen Herausforderungen werden aber auch MSR Konzepte mit festem Brennstoff diskutiert. Die Salzschnmelze wird dann lediglich zur Kühlung eines Reaktorkerns mit festen Brennelementen genutzt, die den Brennstoff enthalten, meist in Form von TRISO-Partikeln (z. B. TMSR-SF, AHTR, HERMES). Des Weiteren gibt es auch Konzepte, bei denen unterschiedliche Salzschnmelzen für den Brennstoff und zur Kühlung verwendet werden.

Bei flüssigen Brennstoffen werden typische Probleme bei der Nutzung von Brennelementen durch thermische Spannungen und die Ansammlung von Defekten im Brennstoff, die mit einer Leistungsänderung einhergehen, vermieden. Sicherheitstechnisch weisen MSR mit Flüssigbrennstoffen geringe Betriebsdrücke auf, da das Kühlmittel nicht siedet. Die Verwendung von flüssigem Brennstoff bedeutet aber den Verlust von zwei wesentlichen Sicherheitsbarrieren (Brennstoffmatrix, Brennstoffhüllen) typischer Reaktorkonzepte mit festem Brennstoff. Der flüssige Brennstoff kann allerdings in zuvor vorbereitete Ablasstanks entladen werden, mit einer Geometrie, die eine Kritikalität unmöglich macht. Allerdings muss die Wärmeabfuhr unabhängig gesichert sein.

Vorteil flüssiger Konzepte, in denen der Brennstoff in der Salzschnmelze aufgelöst ist, ist die Möglichkeit zur Integration von pyrochemischer Wiederaufarbeitungsschritten Vor-Ort und eine im Prinzip flexible Verwendung von unterschiedlichen Spaltstoffkombinationen.

Als Spalt- und Brutstoffe kommen üblicherweise Plutonium, Uran und Thorium zum Einsatz (U-235/Pu, Th/U-233). Auch der Einsatz von Transuranen (TRU), also Plutonium gemeinsam mit Minoren Aktiniden (Am, Cm) wird diskutiert. Als Teil von fortgeschrittenen Brennstoffkreisläufen wird vor allem eine Thorium-Uran-Mischung diskutiert.

Thoriumbasierte Reaktoren wurden seit den 1950er Jahren entwickelt. Da Thorium selbst nicht spaltbar ist, muss der Reaktor zunächst mit einem anderen Spaltstoff gestartet werden und dann während des Betriebs den Spaltstoff Uran-233 nachbrüten. Ein Unterschied eines Th/U-233-Brennstoffs ist, dass Größenordnungen weniger Transurane erzeugt werden als in anderen Brennstoffkreisläufen mit Uran oder MOX als Brennstoff.

Brennstoffkreislauf und chemische Brennstoffbearbeitung

Die meisten MSR-Konzepte sehen eine chemische Bearbeitung des Brennstoffs vor. Dabei muss eine chemische Aufbereitung des Brennstoffs im Sinne von Filtrierung und Abscheidung von Spaltprodukten (Spaltgase aber auch Feststoffe), d.h. eine Reinigung oder Purifizierung des Brennstoffs, von einer zusätzlichen pyrochemische Behandlung zur Entfernung und Wiederverwendung von Aktiniden, also die klassische Wiederaufarbeitung, unterschieden werden. Einige Konzepte sehen keine der beiden Prozessschritte vor (z. B. einige Konzepte mit Festbrennstoffen). MSR-Konzepte mit flüssigem Brennstoff beinhalten immer eine chemische Bearbeitung zur Reinigung der Brennstoffsalzschmelze im Betrieb. Eine Wiederaufarbeitung zu Gewinnung von Spaltstoffen ist in vielen MSR-Konzepten Teil des angestrebten Brennstoffkreislaufes, z. B. bei Thoriumbrennstoffen.

Die Wiederaufarbeitung kann kontinuierlich oder im batch-Betrieb erfolgen, d.h. es werden Chargen an Brennstoff in zeitlichen Abständen entnommen. Bei der kontinuierlichen Wiederaufarbeitung wird ein Teilstrom der Salzschnmelze kontinuierlich entnommen, um ihr in einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage verschiedene Spaltprodukte zu entziehen und den verbrauchten Brennstoffanteil zu ersetzen, aber auch, um z. B. Lanthanide und Zirconium aus der Schmelze zu entfernen, die die Löslichkeit von Aktiniden negativ beeinflussen würden. Die gereinigte Salzschnmelze wird anschließend wieder dem Reaktor zugeführt, wobei auch – sofern erforderlich – neues Spaltmaterial zugesetzt wird. Die Wiederaufarbeitung erfolgt innerhalb der Anlage (onsite) (z. B. Transatomic, Flibe). Andere Konzepte sehen eine zentrale Wiederaufarbeitungsanlage für mehrere Reaktoren an verschiedenen Standorten vor (z. B. ThorCon). (Transatomic 2016; IAEA 2016c; 2020c).

Um dem Reaktor gasförmige Spaltprodukte und bestimmte Edelmetalle zu entziehen, soll dem Kühlkreislauf darüber hinaus kontinuierlich ein inertes Gas wie Helium zugesetzt werden, das durch die Salzschnmelze strömt und im oberen Bereich des Reaktors wieder entnommen und der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung zugeführt wird (IRSN 2015). MSR mit schnellem Neutronenspektrum haben den Vorteil, dass die Anforderung zur Abtrennung von Spaltprodukten aus Reaktivitätsgründen geringer ist als bei thermischen MSR.

Kühlmittel

Als primäres Kühlmittel wird in einem MSR eine Schmelze aus Fluorid- oder Chloridsalz verwendet (LeBlanc 2010; Riley et al. 2019). Das Kühlmittel kann gleichzeitig den Brennstoff enthalten oder es werden unterschiedliche Salzschnmelzen für den Brennstoff und die Kühlung vorgesehen oder das Kühlmittel wird zur Kühlung fester Brennstoffe verwendet. Anstelle einer Salzschnmelze können andere Kühlmittel (wie z. B. Flüssigmetalle) eingesetzt werden, aber auch reine Brutkreisläufe können verwendet werden.

Spektrum (Moderator)

Grundsätzlich kann ein MSR sowohl mit thermischem wie mit schnellem Neutronenspektrum betrieben werden. Ist ein thermisches Spektrum vorgesehen, so findet im Kernbereich eine Neutronenmoderation statt, wofür Graphit als Moderator eingesetzt werden soll.

Neben Graphit wurden mehrere andere Moderatormaterialien vorgeschlagen, wie Metallhydride, Beryllium aber auch Wasser oder Schwerwasser, die jeweils eigene Herausforderungen haben. Alle Moderatormaterialien müssen mit Hüllmaterialien versehen werden, um die Moderatormaterialien von der Salzschnmelze zu trennen. Thermische Reaktoren weisen Sicherheitsvorteile auf, wie etwa eine sehr träge thermische Reaktion, eine längere Neutronenlebensdauer und die, aufgrund der geringen Anreicherung spaltbaren Materials im Brennstoffsalz, praktische Abwesenheit von Kritikalitätsproblematiken außerhalb des Reaktorkerns (Greenspan 2021).

Ebenfalls wird in thermischen Systemen die Reaktorwand mit einem wesentlich geringeren Neutronenfluss bestrahlt im Vergleich zu Schnellen Reaktorsystemen.

Bei MSR mit schnellem Neutronenspektrum (MSFR) entfällt der Moderator im Kernbereich. Schnelle MSR haben einen stark negativen Reaktivitätskoeffizienten aufgrund des Dichte- und Dopplereffekts, wodurch sie sich von Schnellen Reaktoren wie SFR, LFR mit Festbrennstoffen unterscheiden. Der Dichteeffekt ist besonders für Reaktoren relevant, in denen die Salzschnmelze gleichzeitig als Kühlmittel dient.

Ein thermisches Spektrum erlaubt bei Einsatz niedrigangereicherter Urans oder Thorium auch ein einfacheres Schema zur Aktinidenverbrennung ohne zusätzliche Wiederaufarbeitung. Allerdings sind Schnelle Systeme mit Wiederaufarbeitung aufgrund der Neutronenbilanz besser zur Transmutation geeignet. Die Neutronenbilanz wird auch durch das Fehlen von Strukturmaterialien im homogenen flüssigen Reaktorkern begünstigt, ebenso wird die Flexibilität zu Änderungen der Brennstoffzusammensetzung ohne Veränderung der Kernkonfiguration verbessert (Greenspan 2021).

Temperatur

MSR haben eine hohe Betriebstemperatur, die neben der Erzeugung von Elektrizität auch andere industrielle Anwendungen erlauben könnte (z. B. Wasserstoffproduktion). Die Schmelztemperatur typischer für MSR diskutierter Salze liegt bei ca. 500°C, der Siedepunkt im Bereich von 1400°C, Betriebstemperaturen sollen im Bereich von 600-700°C liegen (GIF 2002; Riley et al. 2019). Die Obergrenze liegt aufgrund der Temperaturverträglichkeit der heute diskutierten Strukturmaterialien bei ca. 800°C (GIF 2002).

Druck

Da das Kühlmittel (Salzschnmelze) bei den Betriebstemperaturen im MSR nicht siedet, steht der primäre Kühlkreislauf eines MSR nicht unter hohem Druck, wie dies bei wassergekühlten Reaktoren der Fall ist.

Konstruktionswerkstoffe

Durch die Verwendung einer heißen Salzschnmelze werden durch Korrosion an die Strukturmaterialien besondere Anforderungen gestellt, insbesondere für Schnelle Systeme mit ihrem harten Neutronenspektrum. Die Strukturmaterialien sind meist spezielle Nickel-Molybdän Stahl-Legierungen mit einem hohen Nickel- und niedrigem Chrom-Anteil von nur 6-7%.

4.4.2 Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie

MSR unterscheiden sich bezüglich der eingesetzten Spaltstoffe, der eingesetzten Salzschnmelze und des Neutronenspektrums sowie der Bauweise. Es wurden Konzepte mit festen und flüssigen Brennstoffen sowie Reaktorkonzepte mit thermischen und schnellen Neutronen entwickelt.

Eine Übersicht einiger Reaktorkonzepte bietet Tabelle 4-7.

Tabelle 4-7: Thermische und Schnelle MSR: Beispiele für Reaktorkonzepte

Brennstoff / Moderator	Spektrum	Spaltstoff	Salzschmelze	Bsp. Reaktorkonzept
Fest / Graphit	thermisch	U	Fluoride	AHTR, HERMES, KP-FHR, Mk1 PB-FHR, SmAHTR, TMSR-SF
Fest / -	schnell	TRU	Cloride	SSR-W
Flüssig / Graphit	thermisch	U	Fluoride	IMSR-400, ThorCon, MSR-FUJI, MSTW, LFTR, TAP – MSR, TMSR-LF
Flüssig / Graphit	thermisch	Th-U233	Fluoride	LFTR, TMSR
Flüssig / -	schnell	U-Pu	Chloride	MCFR, MC-SFR
Flüssig / -	schnell	U-Pu	Fluoride	U-Pu FMSR,
Flüssig / -	schnell	TRU	Chloride	DFR
Flüssig / -	schnell	TRU	Fluoride	MOSART
Flüssig / -	schnell	Th-U233	Fluoride	IMSB, MSFR, MOSART

Quelle: (WNA 2021b; IAEA 2023b; GIF 2021a). Die Tabelle enthält einige den SMR zugerechnete Reaktorkonzepte siehe dazu ausführlicher (Öko-Institut e.V. 2021b)

Aufgrund der großen Vielfalt an Reaktorkonzepten werden zwei Reaktorkonzepte als Stellvertreter für eine detailliertere Darstellung zu folgenden repräsentativen Entwicklungspfaden von MSR ausgewählt:

- **Thermische MSR:** Die Entwicklung von thermischen MSR ist durch die Vermeidung von Materialbelastungen durch Schnelle Neutronen und durch den Einsatz von Fluoridsalzen am weitesten fortgeschritten. Als Moderator kommt meist Graphit zum Einsatz, das direkt chemisch kompatibel ist mit Fluoridsalz. Hierfür wird in Kapitel 5.5 der LFTR als spezifisches Reaktorkonzept diskutiert.

Thermische Anlagenkonzepte sind beim Brüten neuen Spaltmaterials viel weniger effizient als Schnelle Anlagenkonzepte. Vorteil von thermischen Konzepten ist allerdings, dass aufgrund der geringen Energiedichte im Reaktorkern selbst Bauteile zur Reaktivitätskontrolle untergebracht werden können und Abschirmung bzw. Moderation zum Schutz von Bauteilen möglich ist, um Neutronenversprödung zu vermeiden. Die Mehrheit der heute in Entwicklung befindlichen MSR haben ein thermisches Neutronenspektrum und sind graphitmoderiert. MSR mit thermischem Spektrum sind vom Entwicklungsstand am weitesten fortgeschritten.

- **Schnelle MSR:** Schnelle MSR sind aufgrund des harten Neutronenspektrums besser geeignet sowohl zum Erbrüten frischen Brennstoffs, als auch zur Transmutation von Transuranen. Ebenfalls könnten Schnelle MSR Chloridsalzschnmelzen nutzen. Hierfür wird in Kapitel 5.6 der MCFR als spezifisches Reaktorkonzept diskutiert.

Schnelle MSR haben eine bessere Neutronenbilanz zur Verbrennung von Aktiniden als thermische Reaktoren. Diese Eigenschaft teilen sie zunächst mit allen Schnellen Reaktormodellen bei Einsatz von Transuranen (TRU) im Brennstoff oder dem Nachbrüten von Plutonium aus Uran-238 (U-Pu). Zudem besteht aber bei MSR auch die Möglichkeit Th-U-233 als Brennstoff zu verwenden, so dass viel weniger Aktinide entstehen als bei Verwendung von U-Pu Brennstoffen.

Und gegenüber thermischen MSR mit Th-U-233 werden aufgrund des Neutronenspektrums in Schnellen Reaktoren und des geringeren Neutroneneinfangs in U-233 weniger Aktinide nachgebildet. Das harte Spektrum führt jedoch bei allen MSR zu größeren Strahlungsschäden, die meisten Anlagenkonzepte sehen daher keine innere Struktur des Reaktorbehälters zur Reaktivitätsregulierung vor. Überwachungselektronik muss stark abgeschirmt werden.

4.4.3 Historische Entwicklungen

In (LeBlanc 2010; EPFL 2018; Öko-Institut e.V. 2017; Greenspan 2021) finden sich historische Überblicke über die MSR-Entwicklungen.

Ursprünglich wurde das Konzept der MSR aufgrund ihrer hohen Leistungsdichte und der damit einhergehenden potenziell kompakten Bauweise für den Antrieb von Flugzeugen seit Ende der 1940er Jahre in den USA untersucht (Aircraft Nuclear Propulsion Program, ANP). Als erste Versuchsanlage wurde 1954 das Aircraft Reactor Experiment (ARE) durchgeführt (AEC 1972). Dabei handelte es sich um einen thermischen Reaktor mit einer thermischen Leistung von 2,5 MW, Berylliumoxid als Moderator und einer Fluorid-Salzschmelze. Er wurde insgesamt für ca. 100 Stunden bei 860°C betrieben (IRSN 2015). Die weitere Forschung fand ab 1957 am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) der USA statt.

Das ORNL untersuchte während den 1960er Jahren große graphitmoderierte MSR-Konzepte mit einem U-Th-Brennstoffkreislauf, sowohl zur Transmutation als auch zum Erbrüten. Es wurden mehrere Konzepte vorgeschlagen: zunächst ein Reaktorkonzept mit zwei getrennten Salzschmelzen – eine Salzschmelze mit spaltbarem Brennstoff und eine zweite, getrennte Salzschmelze mit fertilem Material (Uran oder Thorium) zum Erbrüten neuen Spaltstoffs (AEC 1972). Das erbrütete Uran-233 wird mittels Fluorinierung in das Brennstoffsalz transferiert. Fluorinierung erfolgt, indem Fluorgas durch die fertile Salzschmelze gesprudelt wird, um produziertes UF₄ in volatiles UF₆ umzuwandeln. Das gasförmige UF₆ wird anschließend wieder in feste LiF-UF₄ Pellets umgewandelt und zur Brennstoffsalzschmelze hinzugegeben. Derselbe Prozess wird auch heute noch im Prozessschema von MSR vorgesehen (Greenspan 2021).

Der Hauptvorteil eines MSR mit zwei Salzschmelzen ist das reduzierte anfängliche Spaltmaterialinventar und die Vereinfachung der Reinigungsprozesse. Da kein Thorium in der Brennstoffflüssigkeit ist, ist es wesentlich einfacher, Protactinium oder lösbare Lanthanidenelemente abzutrennen, die ansonsten durch Neutronenabsorption im thermischen Spektrum das Brüten spaltbaren Materials vermindern würden (Greenspan 2021).

Der Nachteil des MSR mit zwei Salzschmelzen ist allerdings die notwendige Barriere zwischen Kern und fertiler Zone in einem komplexeren Reaktorbehälter und die dadurch zusätzlich entstehenden Probleme aufgrund von Materialschäden durch Strahlung und Korrosion.

Ebenfalls ab 1960 wurde das „Molten Salt Reactor Experiment“ (MSRE) durchgeführt, aufgrund des einfacheren Designs mit einer einzigen Salzschmelze mit darin gelöstem Spaltmaterial. Der Reaktor wies eine thermische Leistung von 8 MW bei 700°C auf und wurde zwischen 1965 und 1969 für etwa 18.000 Stunden betrieben. Als Spaltstoff wurde zunächst Uran-235 verwendet, ab 1968 wurde jedoch auch Uran-233 eingesetzt, zuletzt auch Plutonium (Greenspan 2021). Der MSRE verwendete kein fertiles Material und erbrütete daher kein neues spaltbares Material. Die Verarbeitung der Salzschmelze erfolgte im nicht-kontinuierlichen (Batch)-Betrieb und damit weitgehend unabhängig vom eigentlichen Reaktorbetrieb (AEC 1972).

Seit der Abschaltung im Jahr 1969 befindet sich das Reaktorgebäude in unverändertem Zustand, die Salzschnmelze befindet sich noch in erstarrter Form im Reaktor, da die Entsorgung noch nicht geklärt ist (IRSN 2015).

Das ORNL setzte in einem kleinen Programm die Entwicklungen von MSR bis in die frühen 1980er Jahre fort und propagierte ein weiteres Design, den sogenannten denaturierten MSR, um Proliferationsbedenken zu begegnen. In dem Design wurde auf eine Wiederaufarbeitung verzichtet und lediglich Krypton- und Xenon-Gas aus dem Brennstoff entfernt, der Reaktor wurde mit LEU Brennstoff einer Anreicherung von 19,75% geplant. Die Laufzeit wurde durch die Graphit Lebensdauer auf 30 Jahre begrenzt, das Konzept hieß daher „30 Year Once Through Design“ (Greenspan 2021).

Eine Zusammenfassung des mit dem MSRE erreichten Entwicklungsstands durch die U.S. amerikanische Atomic Energy Commission findet sich in (AEC 1972). Demnach befand sich das Konzept der MSR zum damaligen Zeitpunkt in einer frühen Machbarkeitsphase. Bis zum Zeitpunkt des Berichts waren demnach seit den 1940er Jahren ca. 150 Mio USD für die Entwicklung ziviler wie militärischer Konzepte basierend auf MSR-Technologien investiert worden. Die notwendigen, weiteren Entwicklungskosten für ein MSR-System wurden zum damaligen Zeitpunkt auf ca. 2 Mrd. USD geschätzt.

Als wesentlicher Vorteil des MSR-Konzepts wurde in (AEC 1972) die Möglichkeit benannt, in thermischen Reaktorkonzepten aus Thorium spaltbares Uran-233 zu erbrüten. Darüber hinaus wurden zum damaligen Zeitpunkt als die besonderen Vorteile eines MSR angesehen, dass

- durch einen flüssigen Brennstoff im Zusammenspiel mit einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitung die Herstellung, der Transport und die Wiederaufarbeitung fester Brennstoffe vermieden werden könnte,
- die geschätzten Kosten des Brennstoffkreislaufs gering seien, wobei wesentliche Unsicherheiten bei den tatsächlichen Kosten der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung gesehen wurden,
- der Reaktor möglicherweise relevante Sicherheitsvorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten aufweisen könnte, wobei aufgrund der frühen Entwicklungsphase diesbezüglich noch keine abschließenden Einschätzungen möglich seien,
- der Reaktor aufgrund hoher Temperaturen mit einer hohen Effizienz bei der Stromerzeugung betrieben werden könne.

Demgegenüber wurden in (AEC 1972) jedoch auch noch wesentliche offene Fragen im Zusammenhang mit diesem Reaktorkonzept identifiziert:

- Kontinuierliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze: Die notwendige Abtrennung von Spaltprodukten und Protactinium-233, die Ausgasung von gasförmigen Spaltprodukten sowie die Kontrolle der Salzchemie zur Vermeidung von Korrosion und Ablagerungen in den Kühlkreisläufen sei noch nicht entwickelt.
- Geeignete Strukturmaterialien für den Reaktor und für die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze: Als Strukturmaterial wurde die nickelbasierte Stahllegierung Hastelloy-N verwendet, die sich während der vierjährigen Experimentierdauer des MSRE zufriedenstellend verhielt. Jedoch wurden bei Untersuchungen des Metalls nach Beendigung des Experiments auch Hinweise auf Korrosionsprobleme unter den Bedingungen eines langfristigen Kontakts der Metalloberfläche mit den in der Salzschnmelze verbleibenden Spaltprodukten vorgefunden. Weiterhin sei das bis dahin verwendete Hastelloy-N langfristig nicht ausreichend beständig unter Neutronenbestrahlung. Nach (Greenspan 2021) zeigen jedoch spätere Arbeiten, dass die

Korrosionsprobleme durch das Spaltprodukt Tellur entstehen und kontrolliert werden könnten und ebenfalls die Neutronenversprödung durch modifizierte Legierungen beherrschbar sei.

- Entwicklung einer geeigneten Salzzusammensetzung: Das verwendete Salz sollte keinen zu hohen Schmelzpunkt aufweisen, damit es im Betrieb oder bei Störfällen insbesondere in den Wärmetauschern nicht zu einer Erstarrung der Salzschnmelze und dadurch einem Verlust der Kühlung kommt. Weiterhin müsste das im Salz enthaltene Lithium ggf. aus angereichertem Lithium-7 bestehen, um den Neutroneneinfang im natürlich vorkommenden Lithium-6-Isotop zu reduzieren. Schließlich waren die Eigenschaften des bestrahlten Salzes im Zusammenspiel mit den darin enthaltenen Spaltprodukten weitgehend offen.
- Entwicklung eines geeigneten Moderator-Graphits: Das bis dahin verwendete Graphit wird unter andauernder Neutronenbestrahlung strukturell instabil. Weiterhin müsste das Graphit geeignet versiegelt werden, um ein Eindiffundieren von gasförmigen Spaltprodukten und Tritium zu verhindern.
- Methoden zur Tritiumkontrolle: Bei der Verwendung von Fluoridsalzen, insbesondere auf Lithiumbasis, werden durch Neutronenreaktionen größere Mengen des radioaktiven Wasserstoffisotops Tritium erzeugt. Die im MSRE verwendeten Strukturmaterialien waren zur ausreichenden Rückhaltung von Tritium ungeeignet. (Greenspan 2021) weist darauf hin, dass nach vielen Entwicklungen später eine Kühlfüssigkeit gefunden (NaF-NaBF_4) wurde, um das Tritium einzufangen und zu entfernen und in einem Gasreinigungssystem zu isolieren.
- Reaktorsysteme und Hilfsanlagen: Die verwendeten Komponenten wie Salzumwälzpumpen, Ventile und Wärmetauscher, aber auch Kontroll- und Steuerstäbe müssten von den experimentellen Randbedingungen im MSRE auf ein kommerzielles Reaktorsystem (unter Berücksichtigung der Notwendigkeit von Instandhaltungserfordernissen) hochskaliert werden. Dies stellt einen wesentlichen technologischen Entwicklungsschritt dar. Auch das Konzept des Ablasstanks (in den bei Störungen am Reaktor oder zur Instandhaltung des primären Kühlkreislaufs die Salzschnmelze abgelassen wird) sei für ein System mit großer Leistung anzupassen.
- Instandhaltungstechnologien: Da anders als bei Reaktorkonzepten mit festen Brennstoffen die radioaktiven Elemente nicht in Brennelemente eingeschlossen, sondern direkt im Kühlmittel gelöst sind, ist der gesamte primäre Kühlkreislauf hoch radioaktiv kontaminiert. Daher seien geeignete Verfahren zur automatischen und fernhantierten Inspektion und Instandsetzung von Komponenten im primären Kühlkreislauf erforderlich. Schwierigkeiten bei der Instandhaltung von Komponenten des primären Kühlkreislaufs könnten die Verfügbarkeit eines Reaktorsystems stark reduzieren und damit die kommerzielle Nutzbarkeit in Frage stellen.
- Rechenprogramme und Standards: Die zur Nachweisführung verwendeten Rechenprogramme müssten für die Randbedingungen eines MSR validiert werden, weiterhin müssten die angewendeten Regeln und Richtlinien zur Genehmigung von Materialien und Komponenten an die spezifischen Anforderungen von MSR angepasst werden.
- Sicherheitsaspekte: Einerseits weise ein MSR grundsätzliche Sicherheitsvorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten auf. Hierzu wurden der geringe Betriebsdruck und der große Abstand zum Siedepunkt des Kühlmittels (Salzschnmelze) ebenso wie die gute Löslichkeit wichtiger Spaltprodukte wie Jod und Strontium in der Salzschnmelze gezählt. Aufgrund der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung seien weiterhin die Überschussreaktivität sowie das totale radioaktive Inventar im Reaktorkühlkreislauf gering. Als nachteilig sei jedoch anzusehen, dass der gesamte primäre Kühlkreislauf sowie die anschließenden Systeme wie die Salzlagerung stark radioaktiv kontaminiert seien. Auch müsse die kontinuierliche Abfuhr der Nachzerfallswärme aus den Ablasstanks mit sehr hoher Zuverlässigkeit unter allen Betriebsbedingungen sichergestellt

werden. Inwieweit sich mit diesem System daher tatsächlich sicherheitstechnische Vorteile gegenüber anderen Reaktorkonzepten erzielen lassen würden, sei aus damaliger Sicht daher nicht bewertbar.

Auch mit Blick auf mögliche Wechselwirkungen zwischen den neutronenphysikalischen und den thermohydraulischen Eigenschaften des Reaktors wurde weiterer Forschungsbedarf gesehen. So verweist (AEC 1972) darauf, dass es in der Anfangsphase des Betriebs des MSRE mit Uran-233 zu unerwarteten und nicht aufgeklärten Leistungsschwankungen gekommen sei. Ein möglicher Erklärungsansatz wurde in einer Wechselwirkung beim Durchströmen des Reaktorkerns mit Heliumgas, das der Salzschnmelze zum Entzug der gasförmigen Spaltprodukte beigemischt werden muss, gesehen.

Forschung und Entwicklung von MSR wurden auch in China, Frankreich und vor allem in Russland betrieben (Greenspan 2021). Nach (WNA 2021b) wurde in Großbritannien 1968-1973 das Konzept für einen bleigekühlten Schnellen MSR mit einem Brennstoff aus Plutonium in einer Chlorid-Salzschnmelze untersucht. In der Schweiz wurden zwischen 1973 und 1980 Forschungsvorhaben im Zusammenhang mit MSRs durchgeführt (Křepel 2017). Diese Arbeiten konzentrierten sich auf Salzschnmelze-Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum, in dem ein Uran-Plutoniumgemisch als Brennstoff in einer Chloridsalzschnmelze eingesetzt werden sollte. Als besondere Vorteile dieses Reaktorkonzepts wurde die kontinuierliche Abtrennung der flüchtigen Spaltprodukte und dadurch – im Zusammenspiel mit niedrigen Maximaltemperaturen unter Unfallbedingungen – die gegenüber Leichtwasserreaktoren deutlich reduzierten Quellterme bei schweren Unfällen identifiziert. Als Nachteile wurden festgehalten, dass die Technologie der Salzschnmelze-Reaktoren noch nicht ausreichend entwickelt sei, die Korrosion von Strukturmaterialien ein besonderes Problem darstelle und diese Art des Reaktors ein besonders hohes Inventar an Plutonium aufweise (Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung 1980).

4.4.4 Aktuelle Entwicklungen

Es liegen eine Reihe aktueller Übersichten zu den in Entwicklung befindlichen MSR Systemen vor (Öko-Institut e.V. 2017; WNA 2021b; Dolan 2017; EPFL 2018; GRS 2020; IAEA 2023b).

Die meisten derzeit in Entwicklung befindlichen Reaktorkonzepte mit flüssigem Brennstoff sehen Lithium- und/oder Natriumfluoride als Salzschnmelze vor. Die überwiegende Anzahl der Designs setzen dabei auf ein thermisches Neutronenspektrum mit Graphit als Moderator. Transatomic will für den TAP-MSR Zirconiumhydrid als Moderator verwenden.

Vor allem in werden einige Systeme – teils von den Entwicklern selbst – detaillierter vorgestellt: ThorCon, IMSR, Thorium Molten Salt Reactor – TMSR, Stable Salt Fast Reactor – SSFR, Transatomic Power, Copenhagen Waste Burner, MSTW, Dual Fluid Reactor – DFR (Dai 2017; LeBlanc und Rodenburg 2017; Jorgensen 2017; Kloosterman 2017; Scott 2017; Robertson et al. 2017; Pedersen 2017; Schønfeldt und Klinkby 2017; Huke et al. 2017). Daneben wird auch auf exotischere Konzepte wie Fusions-Hybrid-Reaktoren (Furukawa et al. 2017) oder beschleunigergetriebene Systeme (Velikhov 2017) mit Salzschnmelzenutzung eingegangen. Ebenfalls werden in (GIF 2021a; 2020a; 2018a; Dolan 2017; Greenspan 2021; WNA 2021b) weitere weltweite Aktivitäten dargestellt.

In (GIF 2002) wurden MSR noch vorrangig als thermische Reaktoren mit dem Einsatzziel einer Reduzierung von Aktinidenbeständen diskutiert. Nach (GIF 2014) werden seit 2005 jedoch neben dem FHR vor allem auch Arbeiten an MSR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum (MSFR) durchgeführt.

Neben staatlichen Forschungsprogrammen hat sich in den letzten Jahren eine Vielzahl von kleineren Entwicklungsfirmen gegründet. (EPD 2015; WNA 2021b). Die meisten dieser Konzepte weisen zugleich wesentliche Eigenschaften kleiner, modularer Reaktoren auf. Nach (Öko-Institut e.V. 2021b) gibt es unter den weltweit diskutierten SMR derzeit 18 Anlagenkonzepte, die den Salzschnmelzereaktoren zugeordnet werden können.

Thermische MSR mit festem Brennstoff mit Fluoridsalz

In den USA wurde die Forschung an MSR durch das ORNL wiederbelebt. Geplant ist die Entwicklung des Advanced High Temperature Reactors (AHTR), der auch Fluoride High Temperature Reaktor (FHR) genannt wird. Der große Reaktor mit einer thermischen Leistung von 2400-3600 MW soll TRISO-Brennstoff in einer Graphitmatrix verwenden, ähnlich wie im Gas Turbine Modular Helium Reaktor (GT-MHR) mit prismatischem Brennstoff (siehe Kapitel 5.10.6). Als Kühlmittel ist Flibe vorgesehen, bei einer Betriebstemperatur von 700°C. Eine kleine Version des Reaktors ist der kleine modular ausgelegte SmaHTR mit einer thermischen Leistung von 125 MW, der transportierbar sein soll und ein Wiederbeladungsintervall von zweieinhalb bis vier Jahren aufweisen soll. Der Primärkreislauf soll mit Flibe gekühlt werden, der Sekundärkreislauf Flinak verwenden (WNA 2021b). Der AHTR ist eines der beiden Referenzkonzepte des GIF und ähnlich den VHTR-Konzepten. Allerdings erlaubt die Nutzung einer Salzschnmelze als Kühlmittel deutlich höhere Leistungsdichten und verspricht thermische Leistungen bis hin zu 4 GW ohne die Notwendigkeit von aktiven Sicherheitssystemen (WNA 2021b).

Ein anderer Entwicklungsstrang eines salzschnmelzegekühlten Kugelbetthaufenreaktors ist der Mark 1 Pebble Bed FHR (Mk1 PB-FHR), ein vorkonzeptuelles Design, das schon 2014 von einem Konsortium des ORNL, Westinghouse und der University of California, Berkley entworfen wurde. Der Reaktor besteht aus Modulen mit einer thermischen Leistung von 236 MW und soll eine elektrische Grundleistung von 100 MW mit einer Spitzenleistung von 240 MW durch gleichzeitige Verbrennung von zusätzlichem Gas erzeugen. Der Brennstoff hat mit 3 cm Kugeln einen viel kleineren Durchmesser als die typischen 6 cm in anderen HTR Konzepten (WNA 2021b).

Der KP-FHR wird von der Firma Kairos Power in den USA konzipiert und soll eine thermische Leistung von 320 MW haben und mit Flibe bei einer Betriebstemperatur von 650°C betrieben werden. Kairos Power arbeitet dabei eng mit dem ORNL zusammen. Der Reaktor soll Uran-Brennstoff mit 20% Anreicherung in TRISO-Partikeln verwenden und die Brennstoffzufuhr soll während des Betriebs erfolgen. Der Sekundärkreislauf soll mit Natriumnitrat, wie es in Solarthermischen Anlagen verwendet wird, betrieben werden. Vorgesehen sind passive Abschalt- und Wärmeabfuhrsysteme. Der Prototyp ist der Hermes Reduced-Scale Test Reactor mit 50 MW thermischer Leistung und ohne Elektrizitätsproduktion. Der Reaktor wurde vom DoE im Dezember 2020 für ein 629 Millionen USD Programm über sieben Jahre ausgewählt. Der Anteil des DoE beträgt 303 Millionen USD aus dem Advanced Reactor Demonstration Programm, der Rest wird vom Entwickler getragen. Im Mai 2021 versprach die Tennessee Valley Authority Unterstützung für die Entwicklung, den Betrieb und die Lizenzierung für das Hermes Projekt (WNA 2021b).

China verfolgt ein duales Programm zur Entwicklung von MSR, wobei schwerpunktmäßig auch Konzepte mit festem Brennstoff betrachtet werden (WNA 2021b). Der Brennstoff besteht aus separaten U- und Th-Brennstoffen in TRISO-Partikeln in prismatischen Brennelementen bzw. in Blöcken oder in Kugeln. Das Programm zur Entwicklung des Thorium Molten Salt Reaktor (TMSR) wurde durch die Chinese Academy of Sciences initiiert und wird am Shanghai Institute for Applied Physics seit 2011 durchgeführt. Ursprünglich war zunächst der Bau einer Pilotanlage mit einer thermischen Leistung von 10 MW vorgesehen. Der TMSR-SF1 sollte mit 17% angereichertem

TRISO-Brennstoff in 6 cm Graphitbrennstoffkugeln, ähnlich wie der Brennstoff für den HTR-PM (siehe Kapitel 5.8), betrieben werden. Die Kühlung erfolgt mit Fluorid bei einer Betriebstemperatur von 630°C. Das Projekt wurde jedoch nicht fortgesetzt und wurde durch den Bau eines Simulators ersetzt (TMSR-SF0). Der Simulator hat eine elektrische Heizung, um bis zu 650°C zu erreichen und einen Flinak Primär- und Sekundärkreislauf. Die Entwicklung soll mit einem Kugelhaufen-Demonstrationsreaktor (TMSR-SF2) mit einer thermischen Leistung von 100 MW mit einem offenen Brennstoffzyklus ab 2025 fortgesetzt werden (WNA 2021b).

Thermische MSR mit flüssigem Brennstoff mit Fluoridsalz

In den USA werden erstmalig seit 40 Jahren wieder Arbeiten an thermischen MSR-Konzepten mit flüssigem Brennstoff gefördert (DOE 2017b). Um die spätere Genehmigung von MSR vorzubereiten, erarbeitet die American Nuclear Society (ANS) gegenwärtig in Kooperation mit dem Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) und der American Society of Mechanical Engineers (ASME) neue Standards für MSR-Konzepte (Holcomb 2017b). Auch die NRC bereitet sich gegenwärtig darauf vor, bei zukünftigen Anträgen zur Genehmigung neuer Reaktorkonzepte über ausreichendes Know-how und ein anwendbares Regelwerk zu verfügen (NRC 2016).

Ein graphitmoderiertes Konzept, das IMSR-400 (integral molten salt reactor), wird von der Firma Terrestrial Energy aus Kanada entwickelt. Der Reaktor wurde in drei Größen konzipiert: 80 MW, 300 MW und 600 MW thermischer Leistung, aber das derzeitige Konzept sieht 440 MW vor. Bei diesem Konzept ist der Brennstoff in einer Fluoridsalzschnmelze gelöst bei einer Betriebstemperatur von 600-700°C. Es ist zunächst kein Lithium oder Beryllium in der Salzschnmelze vorgesehen, es besteht aber die Möglichkeit später Fluorid zu verwenden. Das Kühlmittel im Sekundärkreislauf ist ZrF₄-KF. Der integrale Salzschnmelzereaktor wird so genannt, weil er in eine kompakte, abgedichtete und austauschbare Kernreaktoreinheit, die sogenannte IMSR Core-unit, integriert ist (WNA 2021b; Dolan 2017). Das gesamte Core-unit-Modul kann nach einer Betriebszeit von sieben Jahren zum Austausch herausgenommen und vollständig ersetzt werden (Greenspan 2021). Das Konzept befindet sich in den USA und Kanada in einer Vorprüfung für eine Genehmigung. Die Firma hat Ende 2018 die erste Phase eines dreistufigen Reviewprozesses für eine spätere Genehmigung der kanadischen Aufsichtsbehörde beendet (WNA 2021b). Im Oktober 2020 hat die kanadische Regierung eine finanzielle Unterstützung in Höhe von 20 Millionen kanadische Dollar für die Firma Terrestrial Energy und ihren IMSR mit einer geplanten elektrischen Leistung von 192 MW zugesagt (GIF 2021a, S. 9).

Die Firma Martingale konzipiert den graphitmoderierten ThorCon MSR. ThorCon ist ein einfaches Scale-up des US MSRE am Oak Ridge National Laboratory. Als Brennstoffsalt soll BeF₂-NaF bei einer Betriebstemperatur von 700°C verwendet werden. Lithium soll aus Kostengründen vermieden werden. Als Kühlmittel im Sekundärkreislauf soll ebenfalls Natrium-Beryllium verwendet werden. ThorCon verwendet nur handelsübliche Komponenten und Materialien. Die Salzschnmelze mit gelösten Thorium- und Uranfluoriden (angereichert auf 19,7%) wird ebenfalls in einem Acht-Jahres-Zyklus entfernt und ersetzt (Dolan 2017), ohne Wiederaufarbeitung oder Abtrennung von Spaltprodukten während des Betriebs. ThorCon ist in zwei Module mit einer elektrischen Leistung von 250 MW unterteilt mit einem superkritischen 500-MW-Turbogenerator. Jedes Modul hat zwei geschlossene Reaktorbehälter einheiten (sealed cans). Alle vier Jahre wird ein Behälter, der in dieser Zeit abgekühlt ist, entfernt und durch einen neuen Behälter ersetzt (Greenspan 2021). Eine Pilotanlage des ThorCon wäre ähnlich wie der mini Fuji.

ThorCon hat mit der indonesischen Regierung zusammengearbeitet und im Jahr 2019 hat das dortige Energieministerium eine Studie über die Sicherheit, Wirtschaftlichkeit und Netzauswirkungen

des Prototyps mit 500 MW elektrischer Leistung erfolgreich abgeschlossen. Phase 1 ist der Bau und die Erprobung mit schrittweiser Inbetriebnahme, die mit einer Typgenehmigung für künftige Kraftwerke endet. Phase 2 ist die Fabrikproduktion von ThorCon-Kraftwerken (Greenspan 2021).

Im japanischen MSR-Programm FUJI wird ein graphitmoderierter Reaktor einer thermischen Leistung von 450 MW mit einem $\text{ThF}_4\text{-UF}_4$ Brennstoffsalz und Flibe als Kühlmittel bei einer Betriebstemperatur von 700°C konzipiert. Auch höhere elektrische Reaktorleistungen bis zu 1000 MW oder SMR Minivarianten mit 10 MW (mini Fuji) sind vorgesehen. Ebenfalls existieren Entwürfe zur Verwendung von Plutonium- und TRU-Brennstoff. Der Reaktor wird vom russisch-japanisch-US-amerikanischen Konsortium International Thorium Molten Salt Forum (ITMSF) konzipiert und beruht auf dem MSRE Konzept des ORNL. Die Firma Thorium Tech Solutions Inc (TTS) plant die Kommerzialisierung des Fuji Konzepts in Zusammenarbeit mit dem Halden Testreaktor in Norwegen (WNA 2021b).

Das Startup Transatomic Power stellte seinen Betrieb und die Entwicklung des TAP-MSR 2018 aufgrund von zugestandenen Fehlern im Anlagenkonzept ein (GRS 2020). Die Firma machte falsche Behauptungen zum erreichbaren Abbrand von Aktiniden (WNA 2021b).

Die Firma Seaborg Technologies aus Dänemark wurde 2015 gegründet und entwickelt einen graphitmoderierten Pilotreaktor mit einer thermischen Leistung von 40 MW und dem Ziel eines kommerziellen Moduls mit 250 MW thermischer Leistung. Für den Molten Salt Thermal Wasteburner (MSTW) oder auch Compact Molten Salt Reactor (CMSR) ist als Brennstoffsalz Lithium-7 vorgesehen, mit Uran als Brennstoff zu Beginn und später der Verwendung von Plutonium und Aktiniden aus abgebrannten Brennstoffen von LWR. Die Spaltgase sollen während des Betriebs abgetrennt werden. Als sekundäres Kühlmittel ist Flinak bei einer Temperatur von 700°C vorgesehen. Seaborg Technologies konnte 2017 eine Förderung durch die öffentliche Hand in Dänemark erhalten, dem ersten Investment Dänemarks in Nukleartechnologien seit 1985. Ende 2020 bestätigte das amerikanische American Bureau of Shipping die prinzipielle Machbarkeit, den Reaktor auf einer Barke zu nutzen. Seaborg wollte den ersten vollständigen Prototyp auf einer Schiffsbarke 2025 errichten (WNA 2021b). Mittlerweile hat sich laut Webseite der Firma die Zeitschiene auf eine Inbetriebnahme 2028 verschoben. Die Firma gibt auf ihrer Webseite ebenfalls an, im Juni 2022 durch ein EU-Programm für innovative Unternehmen, dem EIC Accelerator, gefördert zu werden.¹⁶¹

Im Rahmen seines dualen Programms für festen und flüssigen Brennstoff entwickelt China auch einen geschlossenen Th-U-Brennstoffkreislauf mit elektrometallurgischer pyrochemischer Wiederaufarbeitung. Ziel der Entwicklung ist zunächst eine Pilotanlage von 2 MW thermischer Leistung (TMSR-LF1), später dann ein experimenteller Reaktor (TMSR-LF2) bis 2025 und danach ein Demonstrationsreaktor (TMSR-LF3) mit einer thermischen Leistung von 100 MW mit vollständiger Wiederaufarbeitung bis ungefähr 2035. Später soll ein 1 GW Demonstrationsreaktor folgen. Der TMSR-LF1 verwendet angereichertes Uran (UF_4) mit bis zu 20% Anreicherung und etwa 50 kg Thorium, als Salzschnmelze soll Flibe mit zu 99,95% angereichertem Li-7 eingesetzt werden. Das Projekt startet im Batch-Betrieb, d. h. der Brennstoff wird alle 5-8 Jahre vollständig für Wiederaufarbeitung und Abtrennung der Spaltgase und Minoren Aktinide ersetzt. Während des Betriebs erfolgt nur begrenzt die Zufuhr frischen Brennstoffs und die Abtrennung gasförmiger Spaltprodukte. Eine kontinuierliche Prozessführung ist für den späteren Betrieb vorgesehen, ebenso

¹⁶¹ <https://www.seaborg.com/press-release-eic-grant>

wie die kontinuierliche Überführung von einem anfänglichen Anteil des Thoriums von 20% an der Leistungserzeugung auf später 80%.

Die TMSR-LF Entwicklungslinie ist etwa 10 Jahre hinter der Entwicklung der TMSR-SF Entwicklungslinie mit TRISO-Brennstoff zurück. Die Entwicklung wird durch das TMSR Centre Shanghai Institute for Applied Physics (SINAP) der Chinese Academy for Sciences durchgeführt. Mit dem Programm strebt China Technologieführerschaft zur Entwicklung von Thorium MSR Reaktoren an. Das DoE kollaboriert mit der China Academy of Sciences in dem Programm mit einem Start-Up Budget von 350 Millionen USD. Geplant sind Ausgaben von 3,3 Milliarden USD (WNA 2021b). Der Standort für den 2 MW TMSR-LF1 Testreaktor wurde 2017 gewählt und liegt bei Wuwei (Greenspan 2021). Baubeginn war 2018 und die Fertigstellung 2021, eine Anfahrgenehmigung wurde im August 2022 erteilt.¹⁶²

Schnelle MSR mit flüssigem Brennstoff mit Fluoridsalz

In Russland wird die Entwicklung des U-Pu Fast Molten Salt Reactor (U-Pu FMSR) (Holcomb 2017a) durchgeführt. Die Arbeiten bauen auf Untersuchungen des russischen Kurchatov Instituts zu einem Aktiniden-Brenner auf (MOLten Salt Actinide Recycler and Transmuter, MOSART) (IRSN 2019). Unter anderem wird dabei auch eine Brutvariante mit Thorium untersucht (GRS 2020).

Vollständige Vorentwürfe für MOSART gibt es noch nicht. Eine Einzelfluidkonfiguration für den MOSART mit einer thermischen Leistung von 2400 MW hat einen homogenen zylindrischen Kern mit einer Salzmischung auf Fluoridbasis. Es ist möglich, einen kritischen homogenen Kern zu entwerfen, der nur mit TRU-Trifluoriden aus UOX- oder MOX-LWR-Brennstoff betrieben wird. Als Strukturmaterial für den MOSART-Fluorsalzbehälter wurde eine spezielle Ni-Mo-Legierung des Typs HN80MTY mit einer niedrigen Cr-Konzentration, die mit 1% Al legiert ist, vorgeschlagen. Die Zusammensetzung der Legierung ist für die Korrosionsbeständigkeit optimiert (sowohl in einer sauerstoffarmen Gasatmosphäre als auch in geschmolzenen Salzfluoriden), ebenso wurden die Bestrahlungsbeständigkeit und mechanische Eigenschaften bei hohen Temperaturen optimiert (Greenspan 2021).

Parallel zum europäischen EVOL-Projekt („Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System“, 2010-2013) wurden auch in Russland Arbeiten zu Schnellen MSR Reaktoren durch Rosatom im Projekt MARS (Minor Actinide Recycling in molten Salt) durchgeführt (GIF 2014).

Da bei der Wiederauarbeitung Plutonium und Minore Aktiniden aus dem Brennstofflösungsmittel entfernt werden müssen, ist im MOSART Konzept ein System zur Entfernung von TRUs aus dem Brennstoffsalz und ihrer Wiedereinführung in das gereinigte Salz vorgesehen. Dieser Plutonium-Rückführungskreislauf hat den Vorteil, dass auch Americium und Curium in den Reaktorbrennstoff zurückgeführt werden (niedrige Trennkoeffizienten innerhalb der TRU-Gruppe). Da die höheren Aktiniden das Plutonium immer begleiten würden, würde laut (Greenspan 2021) bei diesem Verfahren kein elementenreines spaltbares Material erzeugt, das für eine Abzweigung attraktiv wäre.

Nach GIF werden seit 2005 vor allem Arbeiten an MSR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum durchgeführt, wie der Molten Salt Fast Reactor (MSFR) (GIF 2014).¹⁶³ Das Konzept des MSFR wurde praktisch erst im Rahmen des GIF um ca. 2000 erneut aufgegriffen, vgl. (GIF 2002). An der Entwicklung sind die Europäische Union, Frankreich, Schweiz, Australien,

¹⁶² <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-molten-salt-reactor-cleared-for-start-up>

¹⁶³ In jüngerer Zeit wurde aufgrund der Dynamik jedoch ein zweiter Referenzreaktor der AHTR vom GIF aufgenommen.

Kanada, USA und Russland beteiligt und China, Japan und Korea sind als Beobachter aktiv (GIF 2021a).¹⁶⁴ Ein darüber hinausgehendes „System Agreement“, mit der Entwicklung eines konkreten Reaktorkonzepts, wie dies für andere Reaktorkonzepte der GIF vorliegt, existiert für den MSFR nicht, wurde aber 2019 vorbereitet (GIF 2021a). Für die eigentliche Durchführung der Forschungsarbeiten sind die einzelnen am GIF beteiligten Länder verantwortlich.

Der MSFR soll eine Leistungsgröße von 3000 MW thermischer Leistung aufweisen (IRSN 2015). Im MSFR-Konzept ist ursprünglich neben der Salzschnmelze mit dem Brennstoff eine weitere Salzschnmelze mit Thoriumfluorid zum Erbrüten von neuem Spaltmaterial vorgesehen. Die Betriebstemperatur soll 750°C betragen. Als Brennstoff kann entweder direkt Uran-233 oder ein Mix aus angereichertem Uran, Plutonium und Minoren Aktiniden aus abgebrannten Brennelementen verwendet werden. Die Abtrennung von Spaltprodukten während des Betriebs und pyrochemische Wiederaufarbeitung ist Teil des Reaktorkonzepts (Greenspan 2021). Seit 2008 ist für den MSFR ein Brennstoff auf Thorium-Basis als Referenz vorgesehen (GIF 2014). In Frankreich werden Arbeiten am MSFR vom Centre national de la recherche scientifique (CNRS) in Kooperation mit Russland und weiteren europäischen Partnern durchgeführt (IRSN 2015; IAEA 2016a), etwa dem schweizerischen PSI (GIF 2021a, S. 17).

Nach (Greenspan 2021) dienen die Arbeiten an MOSART und am MSFR dazu, mit Hilfe physikalischer und chemischer Methoden einhergehend mit Materialforschung, ein MSR-Konzept mit schnellem Spektrum mit einer effektiven Systemkonfiguration für den Reaktorkern, für die Wiederaufarbeitungseinheit und für die Abfallkonditionierung zu entwerfen. Dies dient dazu, das Vertrauen zu stärken, dass MSR die Ziele des GIF für Nachhaltigkeit (Th Brüter), Nichtverbreitung (integrierter Brennstoffkreislauf, wiederholte Wiederaufarbeitung von Aktiniden) und zur Abfallbehandlung (Aktinidentransmutation) erfüllen. Bisher seien nach (Greenspan 2021) keine prinzipiell unüberwindbaren Hürden identifiziert worden, allerdings seien fast alle Technologien noch zu testen und ein Sicherheitsansatz bzw. -konzept für diese Art von Reaktoren müsse noch entwickelt werden, um die möglichen Vorteile zu analysieren und die Machbarkeit dieser innovativen MSR-Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum zu prüfen.

Schnelle MSR mit flüssigem Brennstoff mit Chloridsalz

Die Firma Elysium in den USA entwickelt einen Schnellen MSR mit geschmolzenem Chloridsalz (MCSFR). Die elektrische Leistung des Schnellen Reaktors soll 50 MW für ein kleines Modul oder 200 MW für ein großes Modul betragen. Bis zu sechs Module (1200 MW) befinden sich in einem sekundären, Salztank, der eine passive Kühlung durch eine Reaktorbecken-Hilfskühlsystem-Konfiguration bietet. Die modularen Komponenten können auf dem Landweg transportiert werden. Der Brennstoff enthält Plutonium für den Start und es besteht die Flexibilität, andere spaltbare und fertile Brennstoffe zu verwenden. Der Entwurf sieht keine Steuerstäbe vor. Im Normalbetrieb fließt ein Teil des geschmolzenen Salzbrennstoffs in einen Ablasstank ab, der als kontinuierliche Ablasstmöglichkeit dient. Das Brennstoffsalz wird kontinuierlich aus dem Ablasstank zurück in den Reaktorbehälter und die Salz-Salz-Wärmetauscher gepumpt. Edelgase werden im Betrieb über Systeme im Ablasstank entfernt. Geplant ist ein Prototypreaktor mit 10 MW thermischer Leistung in der gleichen Größe wie ein 125 MW Demonstrationsreaktor, um eine schrittweise Leistungssteigerung zu ermöglichen, sobald Sicherheitsdaten vorliegen (ORNL 2021).

Weiter fortgeschritten in der Planung ist etwa das Reaktorkonzept Stable Salt Reactor – Waste Burner (SSR-W) der Firma Moltex Energy. In dem als SMR konzipierten Reaktorkonzept mit einer

¹⁶⁴ https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9343/system-arrangements-mou

elektrischen Leistung von 300 MW soll auch wiederaufgearbeiteter Brennstoff aus LWR eingesetzt werden. Der Brennstoff wird zwar auch in einer Salzschnmelze gelöst, die jedoch in Brennstäben eingeschlossen und somit von einer weiteren, zur Kühlung des Reaktors vorgesehenen Salzschnmelze getrennt bleibt. Das Brennstoffsalz ist ein Aktinidenchlorid/Kaliumchlorid-Eutektikum in flüssigem Zustand bei Atmosphärendruck. Bei der SSR-W-Konstruktion befindet sich das Flüssigsalz-Brennstoffgemisch in Brennelementen, die denen der herkömmlichen flüssigmetallgekühlten Schnelle Reaktoren-Technologie sehr ähnlich sind. Die Brennelemente werden in ein Becken mit Brennstoff-freiem Flüssigsalz-Kühlmittel getaucht. Jedes Brennelement enthält 271 mit Brennelement-Salz gefüllte Rohre. Die Rohre sind oben mit Tauchglocken ausgestattet, um die Freisetzung von Spaltgasen zu kontrollieren. Der Brennstoff im SSR-W besteht aus Kaliumchloridsalz, Plutonium und gemischten Lanthanid/Aktinidtrichloriden (ORNL 2021).

Der Brennstoff für die ersten Reaktoren des SSR-W-Konzepts soll aus umgewandelten abgebrannten Oxidbrennstoffen aus LWR stammen. Das Kühlsalz wird von drei Pumpen durch den Reaktorkern zirkuliert, von denen jede mit einem eigenen Wärmeabfuhrkreislauf verbunden ist. Im Falle einer Reaktorabschaltung und des Ausfalls aller aktiven Wärmeabfuhrsysteme im SSR-W wird die Nachzerfallswärme aus dem Kern in Luftkühlkanäle am Umfang des Behälters abgeleitet, die ständig in Betrieb sind. Die Wärmeübertragung ist ausreichend für die passive Abfuhr der Nachzerfallswärme bei höheren Temperaturen unter Unfallbedingungen. Im Leistungsbetrieb ist der SSR-W durch die negative Reaktivitätsrückkopplung des Temperaturkoeffizienten und die Fähigkeit, kontinuierlich Wärme aus den Brennstoffrohren abzuführen, selbstkontrollierend. Die Fähigkeit zur Abschaltung wird durch die Bereitstellung von Abschaltstabbündeln mit borhaltigen Stäben in einigen Positionen im Kern gewährleistet (ORNL 2021).

Die Firma Moltex hat ein Abkommen mit New Brunswick Power (NB Power) abgeschlossen für den Bau einer ersten Einheit in Point Lepreau in Kanada. Im März 2021 hat die kanadische Regierung angekündigt, den Bau mit einer Investition von 50,5 Millionen C\$ zu unterstützen (WNA 2021b). Advanced Reactor Concepts hat mit den Firmen New Brunswick Power und Moltex Energy eine Vereinbarung zur gemeinsamen Entwicklung von SMR-Konzepten in Kanada geschlossen.¹⁶⁵ Moltex Energy hat ein Kooperationsabkommen mit dem kanadischen Nationallabor abgeschlossen. Gemeinsam mit der University of New Brunswick (UNB) soll eine Einrichtung zur Umwandlung von abgebranntem CANDU-Brennstoff in eine Salzverbindung (Oxide Nuclear Waste Reduction Demonstration, ONWARD) entwickelt und getestet werden.¹⁶⁶ Der SSR-W befindet sich In Vorprüfung zur Genehmigung bei der kanadischen Aufsichtsbehörde. Die US-amerikanische Jacobs Engineering Group soll für Moltex Energy eine Versuchseinrichtung betreiben, um den Wärmeübergang aus den Brennstäben in die zur Kühlung verwendete Salzschnmelze experimentell zu überprüfen und damit CFD-Rechnungen für den SSR-W zu validieren.¹⁶⁷ Aufgrund des fehlenden Moderators ist das Design des SSR-W relativ einfach und kompakt. Die Firma hat jedoch auch die Entwicklung eines thermischen graphitgekühlten, dafür größeren und teureren Systems, mit einer Fluoridsalzschnmelze angekündigt (WNA 2021b).

In Deutschland wurde ein Anlagenkonzept für einen Dual-Fluid Salzschnmelze-Reaktor (Dual Fluid Reactor - DFR) (Huke et al. 2015; He 2016; Wang 2017) vorgestellt, der auch für die Transmutation

¹⁶⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-collaborations-move-SMR-plans-forwards>, zuletzt aufgerufen 15.01.2023.

¹⁶⁶ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/CNL-Moltex-collaborate-on-SMR-fuel-development>, zuletzt aufgerufen 15.01.2023.

¹⁶⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Jacobs-to-assist-Moltex-in-development-of-SSR>, zuletzt aufgerufen 15.01.2023.

genutzt werden könnte (Institut für Festkörper-Kernphysik 2019). Es handelt sich um einen bleigekühlten Reaktor mit einer Chloridsalzschnmelze mit Uran-Plutonium als Brennstoff, mit der Möglichkeit, den Reaktor direkt mit pyrochemischen Verfahren zur Wiederaufarbeitung zu koppeln. Das Design soll mit einer mittleren Temperatur von 1000°C betrieben werden. Das Unternehmen ist 2021 nach Kanada gezogen (Dual Fluid 2021).

Da Chloridsalzschnmelzen den Nachteil einer geringen Wärmeleitfähigkeit des Salzes haben, müsste das Salz im DFR schnell durch den Brennstoffkreislauf gepumpt werden, um Verwirbelungen zu erzeugen, und somit die Wärmeübertragung auf die Hüllrohre und die Intrasalzwärmeverteilung zu verbessern. Dies würde dann aber wiederum die Spaltproduktabtrennung erschweren. Um Abhilfe zu schaffen, wurde daher in jüngeren DFR Konzepten ein Aktinoidmetallbrennstoff untersucht. Als Eutektika kämen Uran/Chrom, Uran/Mangan, und Thorium/Eisen in Frage (DFR 2020). Für diese Eutektia gibt es bisher keine Forschung und Entwicklung als nuklearer Brennstoff. Das Dual-Fluid Konzept wäre als bleigekühlter Reaktor mit Flüssigmetallbrennstoff dann kein MSR mehr, sondern ein LFR.

Weitere Forschungsprogramme¹⁶⁸

In der Roadmap 2014 stellt das GIF fest, dass die Entwicklung von MSR ein mehrjähriges und mehrere Milliarden erforderndes internationales Engagement voraussetzt, das aber in dieser Form bislang nicht stattgefunden habe. Für die Entwicklung von MSR seien bislang nur begrenzte Mittel aufgewendet worden (GIF 2014). Ursprünglich wurde vom GIF 2002 angenommen, dass die Machbarkeitsphase für MSR bis ca. 2013 dauern würde (also ca. 10 Jahre) und die daran anschließende Entwicklungsphase bis 2020 (also weitere ca. 7 Jahre). Daran würde sich nochmals eine Demonstrationsphase von nicht genauer spezifizierter Dauer anschließen (GIF 2002). Gemäß der aktualisierten Planung aus dem Jahr 2014 schätzt das GIF nunmehr, dass die Machbarkeitsphase bis ca. 2025 und die daran anschließende Entwicklungsphase zwischen 2025 und 2030 starten könnte (GIF 2014).

In Frankreich ist die SWATH (Salt at Wall: Thermal exChanges) Anlage in Betrieb gegangen, um den Salzschnmelzewärmetransfer und Phasenübergänge zu untersuchen. Ebenfalls wurden Tests zur Spaltproduktabtrennung in der Testanlage FFFER (Forced Fluoride Flow Experimental Research) durchgeführt. An der FFFER Anlage werden ebenfalls Konzepte für „freeze plugs“ entwickelt (Chisholm et al. 2020). Ein Konsortium vornehmlich französischer Institutionen (CEA, CNRS, Orano) in Zusammenarbeit mit dem JRC Karlsruhe orientierte ihr Forschungsprogramm daran, erste Designstudien eines Salzschnmelzereaktors zu definieren. Angedacht wurden Konzepte zum Nachbrüten von Brennstoff und zur Plutoniumverbrennung (Pu burner) bzw. zur TRU-Transmutation. Die Studien untersuchten das Reaktorsystem (Neutronik, Materialien, Komponenten) und den angeschlossenen Brennstoffkreislauf (Salzschnmelze, Korrosion) u. a. auch mit chemischen und multiphysikalischen Simulations- und Modellierungstools.

Im Rahmen der Europäischen Forschungsrahmenprogramme (FP) wurden im 7. FP das Projekt „Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System“ (EVOL, 2010-2013) durchgeführt (Deutscher Bundestag 2017) und das Projekt SAMOFAR (SAfety features of the MOlten salt FAST Reactor) 2019 abgeschlossen (GRS 2020). Das EURATOM Projekt SAMOSAFER (SAfety Assessment for Fluid-fuel Energy Reactors), das von der TU Delft koordiniert wird, entwickelt noch bis 2023 neue Tools und Modelle zur Untersuchung von Transienten und schweren Unfällen. Ziel ist es, sicherzustellen, dass MSR in 30 Jahren allen erwartbaren Regulierungsanforderungen genügen

¹⁶⁸ Dieses Kapitel basiert weitgehend auf Öko-Institut e.V. (2022).

(GIF 2021a). Am Joint Research Centre in Karlsruhe wurden experimentelle Studien zu grundlegenden thermodynamischen Eigenschaften von Fluoridsalzen vorbereitet und entsprechende Salzschnmelzen synthetisiert und für Bestrahlungsexperimente vorbereitet. Ebenfalls wurde 2020 zur Verbesserung der Dichtemessungen von Salzschnmelzen ein neues, verbessertes Dichtemessgerät entworfen und getestet (GIF 2021a). Das Gerät ist für Chlorid- und Fluoridsalzschnmelzen verwendbar. Ebenfalls wurde die Datenbasis für Salzschnmelzen (Joint Research Centre Molten Salt Database – JRCMSD) um weitere binäre Systeme und auf relevante Chloridsysteme erweitert.

Ein Kreislauf für FLIBE wurde am Forschungszentrum Řež in Tschechien im Rahmen einer Kooperation zwischen den USA und Tschechien in Betrieb genommen, zur Unterstützung der Entwicklung eines fluoridgekühlten Hochtemperaturreaktors (GIF 2021d). Ebenfalls soll nach (GIF 2021d) in den USA der „liquid salt test loop“ (LSTL) am ORNL die Entwicklung unterstützen. Speziell werden die Firmen Terrapower, Kairos Power und Terrestrial Energy USA genannt nach (GIF 2021d). In China entsteht ebenfalls ein Komplex an experimentellen Einrichtungen zur Unterstützung zukünftiger Forschung und Entwicklung von MSR. Ebenfalls gab es Bestrahlungsexperimente SALIENT (SALt Irradiation ExperimentNT) kleiner Salzproben mit Li, Th, U, Pu/F und Legierungen für Strukturmaterialien am Forschungsreaktor Petten in den Niederlanden (GIF 2021d). In Australien wurde in den letzten Jahren vor allem das Korrosionsverhalten von Stählen und Schweissverbindungen untersucht (GIF 2021a).

Die Schweiz führt verschiedene nationale Forschungsprojekte mit Bezug zu MSR durch, an denen sich auch die schweizerischen Reaktorbetreiber finanziell beteiligen (Pautz 2017). Wesentliche Arbeiten werden dabei am Paul Scherrer Institut in der Form von wissenschaftlichen Qualifikationsarbeiten (MSc, PhD, PostDoc) durchgeführt (Křepel 2017).

4.4.5 Technologischer Entwicklungsstand

Bis auf das große US-amerikanische MSRE und dem ARE sind bisher kaum Erfahrungen mit MSR gesammelt worden. Thermische Reaktorkonzepte sind bisher am weitesten entwickelt und werden derzeit aktiv in Startup-Unternehmen verfolgt. Zu Schnellen Reaktorkonzepten gibt es bisher wenig praktische Erfahrungen.

Seit den 1940er Jahren wurden weltweit viele Konzepte für Salzschnmelzenreaktoren vorgeschlagen, die verschiedene Brennstoffe (U, Pu, Th, usw.) und Salzzusammensetzungen (Fluoride, Chloride, usw.) aufweisen. Im Rahmen dieser Projekte wurde versucht, die optimale Lösung für die Zusammensetzung des Brennstoffsalzes zu finden, die gleichzeitig folgenden Anforderungen erfüllt: neutronische Eigenschaften (Neutronenmoderation, Brutverhältnis, Spaltstoffinventar usw.), Betriebstemperatur des Reaktorkerns (Salzschnmelztemperatur, Strahlungsstabilität, Transporteigenschaften), Löslichkeit von Aktiniden und Spaltprodukten in der Salzschnmelze, um eine homogene Kernzusammensetzung zu gewährleisten, Kompatibilität der Werkstoffe und Kontrolle der Salzchemie und nicht zuletzt Anforderungen an die Verarbeitung und geringe Abfallmengen. (Greenspan 2021)

Nach (GIF 2014; 2021d) sind wesentliche Forschungsarbeiten noch zu leisten: die Erarbeitung eines grundlegenden Konzepts, die Erforschung physiko-chemischer Eigenschaften relevanter Salzschnmelzen, die Entwicklung von Salz- und Materialkombinationen (Charakterisierung und Qualifikation), zur Entgasung der Salzschnmelze, zu gekoppelten neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Modellen des Reaktors, zur Sicherheitsanalyse relevanter Unfallabläufe, zur

Wechselwirkung der Salzschnmelze mit Luft oder Wasser unter den Bedingungen schwerer Unfälle, zur Demonstration von Sicherheitscharakteristiken im Labormaßstab und darüber hinaus, zur Entwicklung der Technologie der kontinuierlichen Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze während des Reaktorbetriebs sowie die weitere Forschung und Entwicklung zur Entsorgung der genutzten Salzschnmelze.

Den Bedarf für die nächsten Jahre bis 2028 sieht (GIF 2021d) vor allem in den folgenden großen Herausforderungen:

- Identifikation, Charakterisierung und Qualifizierung erfolgreicher Salz- und Materialkombinationen für MSR,
- die Entwicklung integrierter Modelle (Physik und Brennstoffchemie) zum Reaktorverhalten und zur Sicherheitsanalyse, die die entsprechende Physik und Brennstoffchemie abbilden und für die Evaluierung der Reaktorperformance über alle Zeitskalen für die Genehmigungen benötigt werden,
- die Etablierung einer MSR-Infrastruktur und -Ökonomie mit kostengünstigen und praktischen Systemen zur Produktion, Prozessierung, Transport und Lagerung radioaktiver Salze,
- die Entwicklung eines Rahmens für MSR-Genehmigung und -Safeguards.

Nach (GIF 2021d) wären hierfür vor allem inaktive, d. h. ohne radioaktives Material betriebene Teststände zur Erprobung von Salzschnmelzen bzw. Teststände zur Erprobung von Reaktorkomponenten in Originalgröße notwendig, sowie die Verfügbarkeit einer aktiven Demonstrationsanlage mit relevanter Neutronenproduktion zur Untersuchung der Salzschnmelzenchemie sowie zur Messung der Korrosion, zur Erprobung der Spaltproduktentfernung und auch von Wartungstechniken. Um diese Infrastruktur aufzubauen, sind nach (GIF 2021d) Fortschritte in den Programmen zum Bau von MSR-Demonstratoren (IMSR, MCFR, MOSART, TMSR-LF1) notwendig.

Nach (GIF 2021d) sei der jüngere Fortschritt trotz der Zunahme privater Initiativen jedoch aufgrund mangelnder öffentlicher Investitionen eingeschränkt und die Herausforderungen zur Entwicklung nur teilweise angegangen worden.

Die Anforderungen zur Beherrschung der Kombination von Strahlung und Korrosion bei der Nutzung von Salzschnmelzen sind komplex. Ein Vorteil von thermischen MSR mit festen Brennstoffen ist die Entkopplung beider Phänomene durch die Möglichkeit, Strukturmaterialien nur thermischen Flüssen auszusetzen, dafür gehen andere Vorteile von flüssigem Brennstoff verloren. Bei Systemen mit Salzschnmelze ist die Korrosion ein zentrales Problem der Machbarkeit in der Entwicklungsphase. Grundlegende Analysen des Prozesses, experimentelle Charakterisierung von Eigenschaften und Prozessen, Modellierungs- und Lebensdauervorhersagemethoden und schließlich Validierungsexperimente sind für eine glaubwürdige Auslegung, Sicherheitsanalyse und Genehmigung von Reaktorkonzepten erforderlich (Calderoni und Cabet 2012) und es müssen entsprechende Überwachungsmaßnahmen sowie die hierfür notwendigen Modelle und Sicherheitsanforderungen entwickelt werden.

Beim MSRE-Experiment war die Korrosion des stark nickelhaltigen Strukturmaterials Hastelloy N wohl kontrolliert (Calderoni und Cabet 2012). Allerdings traten andere Probleme mit dem Material auf, es kam zu Versprödung bei Bestrahlung und zu intergranularer Rissbildung (Calderoni und Cabet 2012). Aufgrund der korrosionshemmenden Eigenschaften von Nickel waren die eingesetzten

Stähle im Reaktor mit hohen Anteilen an Nickel legiert. Durch Kernreaktionen von Nickel mit Neutronen entsteht jedoch Helium, das einen versprödenden Einfluss auf viele Metalle hat (GRS 2020). Um die Widerstandsfähigkeit von nickelbasierten Legierungen gegen Versprödung zu erhöhen, können Legierungselemente hinzugefügt werden, welche feinverteilte Carbide innerhalb der Körner im Material bilden (Greenspan 2021).

Die materialermüdenden Effekte verkürzen die Betriebs- und Lebensdauer des Reaktors und können sogar den periodischen Austausch besonders belasteter Reaktorkomponenten erfordern. Dadurch erhöht sich das zu entsorgende Volumen radioaktiven Materials (GRS 2020). Die Firma Terrestrial schlägt sogar vor, den gesamten Reaktorkern alle sieben Jahre vollständig zu ersetzen und den abgebrannten Brennstoff wiederaufzuarbeiten (IAEA 2016d). Auch beim CMSR soll zur Vermeidung von Korrosion und Strahlenschäden die Lebensdauer des Kernmoduls auf ca. zehn Jahre beschränkt sein (GRS 2020).

Der eigentliche Korrosionsmechanismus, die Auflösung von Legierungen durch Oxide im Salz ist durch die Arbeiten am ORNL und am Kurchatov Institut gut verstanden, es existiert viel Literatur zu den Korrosionsmechanismen von Legierungen durch Fluoridsalzschmelzen (Greenspan 2021). Wie und wo diese Mechanismen an heißen Stellen auftreten, und sich dann an kalten Stellen wie im Wärmetauscher Ablagerungen bilden, muss in skalierten Experimenten für bestimmte Reaktorkonzepte dann experimentell bestätigt werden.

Die Chemie von chloridbasierten Brennstoffen ist aufgrund fehlender Erfahrungen weniger gut verstanden als die von fluoridbasierten Brennstoffen, und ebenso ist bisher wenig erforscht, welche Materialien mit den spaltproduktthaltigen Chloriden kompatibel sind (Hombourger et al. 2019; Institut für Festkörper-Kernphysik 2019). Die Machbarkeit einer hinreichend hohen Anreicherung von Chlor-37, um die Entstehung von Chlor-36 zu vermeiden und die Neutronenbilanz zu verbessern, muss noch gezeigt werden (Hombourger et al. 2019).

Um einen hohen Abbrand zu erreichen, ist es notwendig, hohe Spaltproduktkonzentrationen im Salz zu tolerieren. Vor allem die im Salz löslichen Lanthanidenelemente müssen auf ihren Einfluss auf den Schmelzpunkt der Salzschnmelze untersucht werden, damit keine Verfestigungen und Ansammlungen im Betrieb entstehen können (Hombourger et al. 2019).

Es liegen bisher nur wenig Erfahrungen zur Partitionierung und chemischen Bearbeitung der Salzschnmelze über den Labormaßstab hinaus vor. Es werden dazu Tests zur Rückgewinnung von Lanthaniden in Chlorid- und oder Fluoridsalzen durchgeführt und Datenbanken zur Abtrenneffizienz erstellt. Die Gewinnung von grundlegenden Daten wird speziell auch für die Trennung von Aktiniden und seltenen Erden benötigt. Die Extraktion von seltenen Erden ist nötig aufgrund der geringen Löslichkeit dieser Trifluoridelemente und ihres Neutroneneinfangs, der die Neutronenbilanz verschlechtert. Jenseits des Labormaßstabs müssen die ingenieurtechnischen Fragen untersucht werden und das System muss vom Labormaßstab zur industriellen Anwendung gebracht werden (Greenspan 2021). Zum Einsatz von Partitionierung in einem laufenden Reaktor liegen derzeit noch keine validen physikalischen Modelle zur Simulation vor. Bei der Wiederaufarbeitung sind Verfahren zur Thorium-Wiederaufarbeitung bisher noch wenig erforscht und entwickelt. Für den Entwicklungsstand zur Partitionierung von Salzschnmelzen wird in (Öko-Institut e.V. 2021a) ein TRL von 3-4 angegeben, vgl. Kapitel 2.4.

Es sind neue integrierte Simulationstools zur Modellierung der physikalischen und chemischen Veränderungen in der Salzschnmelze und deren Transport im gesamten System notwendig, vor allem

um den Einfluss verzögerter Neutronen aus Spaltprodukten und deren Vorläufern abzubilden, wenn diese auf unterschiedliche Weise aus der Salzschnmelze entfernt werden (Holcomb 2017a).

Hastelloy N ist als Material für Hochtemperatur-Leistungsreaktoren derzeit nicht Teil der Simulationstools der ASME. Es müsste daher ein Materialqualifizierungsprogramm erfolgen, um Hastelloy N als Material mit einer Sicherheitsfunktion einzusetzen. Die maximal zulässige Spannung von Hastelloy N nimmt ab 600°C rasch ab und wird ab einer Temperatur von 700°C zu niedrig für den praktischen Einsatz. Gegenüber den typischen Materialien, die für die Konstruktion von Hochtemperaturreaktoren eingesetzt werden, hat Hastelloy N eine signifikant niedrigere Hochtemperaturfestigkeit (Greenspan 2021).

Neue Ansätze zur Entwicklung von Strukturmaterialien wurden in (ANL 2018; ORNL 2018) vorgelegt. Auch das Kurchatov Institut hat Nachfolgermaterialien für Hastelloy N untersucht (HN80MTY), die bessere Festigkeit bei hohen Temperaturen aufweisen und gute Korrosionseigenschaften gegenüber Fluoridsalz.

Das GIF (GIF 2014) geht davon aus, dass nach der Machbarkeitsphase bis ca. 2025 noch weitere Schritte bei der Entwicklung notwendig sind mit großskaligen Experimenten zum Umgang mit Salzschnmelzen und integralen Demonstrationsanlagen ohne aktive Kernspaltung und schließlich der Errichtung von Demonstrationsreaktoren für das Genehmigungsverfahren. Die Demonstrationsreaktoren wären aber noch ohne kontinuierliche Wiederaufarbeitung des Brennstoffs (GIF 2014). Wird für jeden dieser Entwicklungsschritte sehr optimistisch nur ein erforderlicher Zeitraum von 10 Jahren unterstellt (für Konzipierung, Genehmigung, Bau, Betrieb und experimentelle Auswertung der jeweiligen Anlagen), so ist nicht vor 2050-2060 mit einem ersten kommerziellen Prototyp eines MSR zur rechnen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Die Entwicklung der MSR Reaktortechnologie ist für thermische Reaktorkonzepte weiter fortgeschritten als für Schnelle Reaktorkonzepte. Die Entwicklung der MSR befindet sich noch in einem sehr frühen Stadium im Bereich der „Angewandten Forschung“.

Bei der Brennstoffentwicklung profitieren MSR-Konzepte mit TRISO-Brennstoff von der Brennstoffentwicklung für HTR. Für alle Konzepte mit spaltbarem Material, das in einer Salzschnmelze aufgelöst ist, ist der Stand der Entwicklung ebenfalls im Bereich der „Angewandten Forschung“. Teilweise fehlen für wesentliche chemische und physikalische Eigenschaften der Brennstoffe noch grundlegende Daten.

Bezüglich der Sicherheitsfunktionen eines ausgereiften MSR-Konzepts besteht ebenfalls noch weitgehender Forschungs- und Entwicklungsbedarf, wesentliche Eigenschaften müssen noch demonstriert werden. Der Stand der Entwicklung ist im Bereich „Angewandter Forschung“ einzuordnen.

Bezüglich der Steuerungs- und Leittechnik und betrieblichen Anforderungen finden sich Diskussionen zum Forschungsbedarf, der Stand ist ebenfalls im Bereich „Angewandter Forschung“ einzuordnen.

Bezüglich der Nachweisverfahren bestehen viele offene Fragen, die Verfahren befinden sich derzeit im Bereich der „Angewandten Forschung“, teilweise auch in der „Entwicklung“.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand von MSR vor diesem Hintergrund aktuell als im Bereich der „Angewandten Forschung“ ein.

4.4.6 Sicherheit

Die folgende Darstellung wurde aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

Sicherheitstechnisch haben MSR einen hohen Wärmeausdehnungskoeffizient, der eine große negative Rückkopplung der Reaktivität aufgrund der thermischen Ausdehnung bei Aufheizung gewährleistet. Wenn der Brennstoff flüssig ist, dehnt er sich bei Erwärmung aus, was die Geschwindigkeit der Kernreaktionen verlangsamt und die Selbstregulierung und damit die Sicherheit des Reaktors verbessert. Dadurch ist in weiten Bereichen eine Selbststabilisierung der Reaktorleistung bei Störungen (Ausfall der Umwälzung, Ausfall der Kühlung etc.) möglich. Im Prinzip könnte eventuell sogar auf den für das Anfahren des Reaktors erforderlichen Reaktivitätsüberschuss verzichtet werden. Dies kann durch Vorwärmen des Brennstoffsalzes in den unterkritischen Ablassbehältern auf die Arbeitstemperatur und anschließendes Befüllen des Primärkreislaufs mit dem Brennstoff erreicht werden (Greenspan 2021). Die niedrige Konzentration der Aktiniden im Brennstoffsalz und der große Abstand zur Sättigungstemperatur gewährleisten, dass das Wärmereservoir des Primärkreislaufs eine beträchtliche Kapazität hat und dass die transienten Prozesse ohne starke Temperaturänderungen ablaufen (Greenspan 2021).

Der sehr starke und instantane Temperaturrekopplungseffekt kann sogar dazu führen, dass Kontrollstäbe überflüssig werden und die Kontrolle des Reaktors nur über die Wärmetauscher stattfinden kann. Bei verstärkter Kühlung erhöht sich die Leistung des Reaktors, um die kritische Temperatur zu erhalten. Stoppt die Kühlung fällt die Leistung des Reaktors auf null (mit Ausnahme der Nachwärme) ohne große Temperaturzunahme. Ebenfalls kann der Reaktor durch sukzessives Befüllen mit Brennstoff, bis Kritikalität erreicht ist, gestartet werden (Greenspan 2021).

Die größte sicherheitstechnische Herausforderung bei vielen MSR ist, dass das Brennstoffsalz und damit der Brennstoff flüssig ist. Reaktivität wird aus der Zone, in der Kritikalität erreicht wird herausgetragen in Bereiche, in denen der Wärmeaustausch mit einem sekundären Kühlmittel durch Wärmetauscher stattfindet. In dieser zweiten Zone werden verzögerte Neutronen und Restleistung freigesetzt im Gegensatz zu klassischen Reaktorkonzepten mit Festbrennstoffen. Der Anteil verzögerter Neutronen ist damit durch die Bewegung des Brennstoffs und der verzögerten Neutronen in weniger wichtige Teile des Reaktors reduziert (Greenspan 2021). Die Wärmeübertragung vom Brennstoffsalz auf das Zwischenkühlmittel erfolgt außerhalb des Neutronenfeldes, und die Grenzfläche zwischen Brennstoff und Kühlmittel hat keinen Einfluss auf die neutronischen Prozesse im Kern (Greenspan 2021). Bei einer möglichen Unterkühlung der Salzschnmelze besteht die Möglichkeit, dass spaltbare Salze ausfallen, die dann höhere Spaltmaterialkonzentrationen haben als die restliche Flüssigkeit, die in den Kern zurückfließt, so dass eine Leistungsspitze entstehen kann. Dies ist nach (ORNL 2021) vermutlich nur ein kurzfristiger Effekt mit adäquaten negative Feedback Mechanismen, bleibt aber eine Herausforderung.

Dies macht eine genaue Kenntnis des gekoppelten neutronenphysikalischen, thermohydraulischen und physiko-chemischen Systems sowie der zeitlichen Veränderungen des Spaltstoffanteils erforderlich. Auch muss der Brennstoff innerhalb der Salzschnmelze sehr homogen aufgelöst sein. Andernfalls kann es beim Durchgang der Salzschnmelze durch den Reaktor zu Leistungsspitzen und damit überhitzten Bereichen kommen. Allerdings ist die prinzipielle Möglichkeit, eine homogene Verteilung des Spaltstoffs zu erreichen, auch ein Vorteil von MSR gegenüber Reaktorkonzepten mit festen Brennstoffen. Auch die Entgasung kann zu Schwankungen in der Reaktivität des Reaktors beitragen. Die Überwachung und Kontrolle der Verteilung des Brennstoffs in der Salzschnmelze stellt daher eine wichtige Sicherheitsfunktion dar, deren Realisierung bislang noch nicht geklärt ist (IRSN 2015).

Bei MSR besteht die Möglichkeit einer kontinuierlichen Spaltproduktentfernung durch physikalische (Heliumzerstäubung zur Edelgasentfernung) und/oder pyrochemische Prozesse. Das Brennstoffsalz kann im Betrieb oder in Chargen verarbeitet werden, um die löslichen Spaltprodukte (Lanthaniden) und Aktiniden zu entfernen. Die Aktiniden werden dann in den Brennstoffkreislauf zurückgeführt. Durch die Edelgasentfernung entsteht auch keine Xenon-Vergiftung in thermischen MSR (Greenspan 2021).

Zum Erhalt oder zur Verbesserung der Kritikalität der Salzschnmelze kann die kontinuierliche Entnahme von Spaltprodukten auch durch eine Serie von Filtern erfolgen. Die gereinigte Salzschnmelze wird anschließend wieder dem Reaktor zugeführt. Es werden volatile Spaltprodukte wie Edelgase entfernt, die in Behältern aufgefangen und gesondert gelagert werden müssen. Andere nicht lösliche Spaltprodukte können ebenfalls ausgefiltert werden. Gasförmige Spaltprodukte und auch Elemente der Edelmetalle und seltenen Erden haben Isotope, die stark Neutronen absorbieren und dadurch den möglichen Abbrand des Brennstoffs in Abhängigkeit von der Spaltstoffkonzentration limitieren (Betzler et al. 2017). Allerdings werden auch Spaltprodukte mit Einfluss auf die Reaktivitätskontrolle ausgegast, gerade Vorgängernuklide für verzögerte Neutronenfreisetzung stehen dann nicht mehr zur Verfügung.

Hinsichtlich der Nachwärmeabfuhr wird als ein Vorteil von MSR angeführt, dass der primäre Kühlkreislauf niedrige Betriebsdrücke aufweist, was sich bei der Belastung von Komponenten und den Auswirkungen bei Leckagen (Kühlmittelverlust) positiv auswirkt. Auch besteht ausgehend von den betrieblichen Temperaturen noch ein hoher Abstand bis zu den Siedetemperaturen der Salzschnmelzen, so dass bei Temperaturexkursionen oder Leckagen am Kühlkreislauf nicht mit einem schnellen Druckaufbau oder größeren Freisetzungen von radioaktiven Stoffen aus der Salzschnmelze zu rechnen ist. Aufgrund der starken thermischen Ausdehnung der Salze bietet sich darüber hinaus die Möglichkeit, bei entsprechender Auslegung der Anlage, im primären Kühlkreislauf eine passive Wärmeabfuhr über Naturkonvektion zu ermöglichen.

Demgegenüber ist zu berücksichtigen, dass eine Nachwärmeabfuhr aus allen Bereichen möglich sein muss, die während des Betriebs und bei Störfällen mit der Salzschnmelze in Kontakt gebracht werden können (Ablasstanks, Vor-Ort-Wiederaufarbeitung etc.). Damit stellen sich grundsätzlich andere Anforderungen an die Methoden und die Nachweise zur Nachwärmeabfuhr.

Ein zentrales Sicherheitselement von MSR stellen sogenannte Abblasstanks (Emergency Dump Tanks) dar. Bei Störungen am Reaktor soll die flüssige Salzschnmelze in diese Tanks abgelassen werden, wo sie durch geeignete Systeme gekühlt werden soll. Aufgrund der geometrischen Anordnung soll in diesen Abblasstanks die Unterkritikalität der Salzschnmelze garantiert sein. Bei Störungen der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorsystem soll das Aufschmelzen eines Stopfens (Freeze Plug) passiv, d. h. ohne externe Schalthandlungen oder externe Energiezufuhr ein Ablassen der Salzschnmelze in die Abblasstanks sicherstellen. In manchen Konzepten ist vorgesehen, durch große Wassertanks eine passive Kühlung der Abblasstanks zu gewährleisten. Um den Reaktor zu betrieblichen Zwecken (wie Inspektionen oder Reparaturmaßnahmen) zu entladen, kann darüber hinaus auch ein gezieltes Ablassen der Salzschnmelze über Ventile erfolgen.

Das Konzept der Abblasstanks war auch in historischen MSR-Konzepten vorgesehen, wenn auch nicht gesondert hervorgehoben. Bereits in (AEC 1972) wird auf die Notwendigkeit hingewiesen, die ausreichende Zuverlässigkeit einer Nachwärmeabfuhr aus solchen Abblasstanks unter allen zu berücksichtigenden Störfallrandbedingungen insbesondere bei großen Leistungsgrößen nachzuweisen. (IRSN 2015) stellt fest, dass die Machbarkeit und Zuverlässigkeit einer rein passiven Auslösung der Drainage der Salzschnmelze in solche Abblasstanks durch das Aufschmelzen eines

Stopfens noch nicht demonstriert sei. Insbesondere befinde sich der Stopfen typischerweise nicht im Bereich der höchsten Temperaturen im System, so dass die Frage einer rechtzeitigen Auslösung vor Erreichen von Grenztemperaturen im Reaktor noch zu beantworten sei. Für MSR-Systeme mit festen Brennstoffen steht eine solche Sicherheitsfunktion nicht zur Verfügung. Inwieweit für die im Rahmen von GIF diskutierten Systeme mit Leistungsgrößen von 3000 MW thermischer Leistung eine rein passive Wärmeabfuhr der Nachzerfallsleistung aus den Ablasstanks mit der notwendigen hohen Zuverlässigkeit und unter allen zu berücksichtigenden Randbedingungen (wie der Berücksichtigung von äußeren Einwirkungen wie Erdbeben oder Flugzeugabsturz) nachgewiesen werden kann, ist ebenfalls nicht geklärt.

Weiterhin sind bei MSR andere Störfallrandbedingungen als bei heutigen Kernkraftwerken denkbar. Werden beispielsweise Löslichkeitsgrenzen überschritten oder kommt es zu stärkeren Temperaturschwankungen (beispielsweise in den Wärmetauschern zwischen dem primären und sekundären Kühlkreislauf), so kann es zu einer Ausfällung bzw. dem Erstarren von Spaltprodukten aus der Salzschnmelze kommen. Dadurch können Wärmetauschern verstopfen, was zu anderen Anforderungen an die Beherrschung von Störfallabläufen führen kann (Holcomb 2015; IRSN 2015). Ebenso ist die Salzchemie komplex und die Salzschnmelze enthält Elemente mit geringer kritischer Masse wie Plutonium und Minore Aktinide. Bei einer Ablagerung dieser Produkte in den Ablasstanks oder in den Wärmetauschern darf keine kritische Anordnung entstehen (Greenspan 2021).

Aufgrund der hohen Schmelzpunkte der Salzschnmelzen besteht nach Abschaltung der Anlage bei Störfällen das Problem, ein Erstarren der Salzschnmelze zuverlässig zu verhindern. Hierzu sind ggf. Möglichkeiten zum Aufheizen der Schnmelze erforderlich. Deren Funktionsfähigkeit muss auch bei einem Ausfall der externen Stromversorgung bzw. im Falle eines Station Blackout sichergestellt werden (Flanagan 2015).

Bei einer kontinuierlichen Abtrennung von Spaltprodukten können außerdem relevante Nachwärmemengen in Bereichen außerhalb des eigentlichen Reaktorsystems, insbesondere in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage aber auch in Lagerbereichen für die abgetrennten Spaltprodukte, anfallen. Viele Spaltprodukte haben das flüchtige Xenon und Krypton als Vorläufernuklide in der Zerfallskette, so dass etwa 40% der Spaltprodukte, darunter auch große Mengen an Caesium, Strontium und Iod den Kern verlassen (Holcomb 2017a). Auch für diese muss eine ausreichende Kühlbarkeit unter allen zu unterstellenden Ereignisabläufen nachgewiesen werden, vergleichbar heutigen Anforderungen an die Kühlung von Brennelementen in Brennelement-Lagerbecken. Da noch keine konkreten Designs für die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung bei MSR vorliegen, sind auch systematische Untersuchungen zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr in diesen Anlagen nicht verfügbar.

Mit Blick auf den Einschluss radioaktiver Stoffe unterscheiden sich MSR wesentlich von heutigen Kernreaktoren, da ein großer Anteil des radioaktiven Inventars nicht in geschlossenen Brennelementen konzentriert vorliegt, sondern in der Salzschnmelze gelöst im Kühlkreislauf transportiert wird. Weiterhin besteht eine Kopplung mit den Systembereichen zur Vor-Ort-Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze. Auch hier muss der Einschluss der radioaktiven Stoffe jederzeit sichergestellt sein.

Grundsätzlich wird von einer guten Löslichkeit vieler Spaltprodukte in der Salzschnmelze und daher von einer geringen Freisetzung aus der Salzschnmelze bei Störungen ausgegangen. Die Löslichkeitsgrenzen der Spaltprodukte in Salzschnmelzen sind allerdings bislang nicht mit hinreichender Genauigkeit bekannt. Dadurch bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der möglichen Freisetzungen von Spaltprodukten aus der Salzschnmelze bei Stör- und Unfällen (Quellterm)

(Holcomb 2015). Trotz der Filterung von volatilen und unlöslichen Spaltprodukten verbleiben Spaltprodukte in der Salzschnmelze gelöst.

Für MSR werden gegenwärtig verschiedene Barrieren zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe definiert. Typischerweise gibt es eine erste Barriere, ein sogenannter „fuel envelop“, der den Reaktorbereich und die Ablasstanks umschließt. Als zweite Barriere wird ein Containment, das den gesamten primären Kühlkreislauf, die Ablasstanks und Wärmetauscher und die chemische Wiederaufarbeitung umschließt, diskutiert. Als dritte Barriere soll das Reaktorgebäude fungieren. Die genaue Funktion der jeweiligen Barrieren, deren Auslegung sowie die möglichen Versagensmechanismen (interne Ereignisse, externe Einwirkungen) sind jedoch bislang nicht festgelegt.

Als wesentlicher Vorteil von MSR-Konzepten wird weiterhin angesehen, dass dem Reaktor während des Betriebs wesentliche Anteile der entstehenden Spaltprodukte entzogen werden können. Damit ist das im Reaktor enthaltene Inventar, das bei Stör- und Unfällen freigesetzt werden kann, deutlich geringer als in Reaktoren mit festen Brennstoffen. Unklar ist aus heutiger Sicht, ob das radioaktive Inventar in einem solchen System so geringgehalten werden kann, dass bei allen zu berücksichtigenden Stör- und Unfällen die Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen außerhalb der Anlage nicht überschritten werden.

Das kritischste Unfallszenario für alle MSR ist die Freisetzung großer Mengen an Salzschnmelze in die Umgebung. Viele der Phänomene, die für dieses Unfallszenario identifiziert wurden, treffen auch auf andere Unfälle zu, wie die Freisetzung des Deckgases aus dem Primärkreislauf oder Transienten, die dazu führen, dass Primärsysteme durch Faktoren wie überhöhte Temperaturen oder Drücke versagen oder durch Energieexkursionen (ORNL 2021). Bei der Freisetzung des Deckgases können alle gasförmigen oder dampftransportierten Spaltprodukte sowie Aerosole bei einem unvorhergesehenen Bruch oder der Leckage des Primärkreislaufes und einem Hüllbruch des Containments, bei dem keine weiteren mitigativen Maßnahmen durchgeführt werden können, im Prinzip freigesetzt werden. Die Spaltprodukte sammeln sich während des Betriebs im Raum oberhalb des flüssigen Brennstoffs mit einem höheren Anteil an Spaltgasen als etwa im Plenum von Brennstäben von LWR. Die Konsequenzen eines solchen Unfallablaufs müssen daher verhindert werden und die Wahrscheinlichkeit für einen solchen Unfall nahezu ausgeschlossen sein (outside of a credible accident space) (ORNL 2021).

Weitere Probleme einer Freisetzung der Salzschnmelze entstehen durch die Eigenschaft der Salzschnmelze, zu erstarren und eine Kruste zu bilden. Es können thermisch isolierende schneeartige Ablagerungen auf Flächen innerhalb des Containments entstehen, die den Wärmetransport behindern. Es können Nebel aus Salzen innerhalb des Containments entstehen, die den Wärmetransport durch Wärmestrahlung behindern. Salzschnmelzeinteraktionen mit Komponenten und Kühlmitteln können zu Druckaufbau führen oder auch Materialien entzünden und Nebel erzeugen und damit den Wärmetransport behindern (ORNL 2021).

Bisher sind die Möglichkeiten, die Freisetzung, den Transport und Nichtgleichgewichtsbedingungen zu modellieren, sehr limitiert und es wurde auch bisher kein integriertes Experiment zur größeren Freisetzung einer Salzschnmelze unter den entsprechenden Bedingungen für eine Modellvalidierung durchgeführt. Dies wäre notwendig, um die Anfangsbedingungen, wie den Ort der Radionuklide zu Beginn eines Unfalls, festzulegen. Kein bisher vorliegendes Toolset für ein Reaktormodell beinhaltet signifikante MSR-Phänomene wie das Schutzgas und dessen Lokalisierung, ausgefallte Radionuklide oder gefilterte Partikel, die alle wesentliche Sicherheitsimplikationen haben (ORNL 2021).

Die der Salzschnmelze entzogenen radioaktiven Stoffe müssen zunächst vor Ort gelagert und dann geeignet konditioniert werden. Eine systematische Sicherheitsanalyse zu möglichen Stör- und Unfällen in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung liegt mangels eines konkreten Designs nicht vor.

Aufgrund der Tritiumproduktion aus den wesentlichen Bestandteilen der Salzschnmelze (Li, Be) ist der radioaktive Quellterm von Tritium hoch, so dass Maßnahmen zur Rückhaltung und Abtrennung des Tritiums bereits unter Normalbetriebsbedingungen erforderlich sind (Wu et al. 2015). Insbesondere unter Stör- und Unfallbedingungen ist ein ausreichender Einschluss des leichtflüchtigen Tritiums für konkrete Reaktorkonzepte nachzuweisen. Tritium wird primär durch die Interaktion von Neutronen mit Lithium oder Beryllium gebildet, die häufig für den Einsatz im primären Kühlmittel vorgesehen sind. In MSR entsteht deutlich mehr Tritium als in LWR. Der Einfang von Tritium ist aufgrund seiner Flüchtigkeit technisch sehr aufwändig. Wärmetauscher sind aufgrund ihrer großen Kontaktfläche und der dünnwandigen Strukturen der primäre Pfad, auf dem Tritium aus dem Primärkreislauf entweichen kann. Tritiumeinfang im sekundären Kühlkreislauf (NaF-NaBF₄) wurde vorgeschlagen und experimentell im MSRE gezeigt (Greenspan 2021).

Schließlich ist in MSR neben den radioaktiven Stoffen auch mit dem Vorhandensein von toxischen Stoffen zu rechnen (wie Beryllium als Bestandteil der Salzschnmelze oder Fluorwasserstoff aus der chemischen Wiederaufarbeitung).

Durch den katastrophalen Unfall im Kernkraftwerk Fukushima ist die Bedeutung der Wechselwirkung verschiedener Anlagenteile auf einem Anlagengelände, insbesondere unter den Bedingungen schwerer Stör- und Unfälle, verstärkt in die Sicherheitsbetrachtungen kerntechnischer Anlagen aufgenommen worden. Integraler Bestandteil von MSR-Konzepten ist die Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze. Aufgrund der Kopplung des Reaktorsystems mit einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage müssen auch sicherheitstechnische Auswirkungen von Stör- und Unfällen in einem Anlagenteil auf den jeweils anderen berücksichtigt werden (Holcomb 2015). Da die eigentliche Vor-Ort-Wiederaufarbeitung technisch noch nicht entwickelt ist, liegen auch mit Blick auf mögliche Wechselwirkungen zwischen dieser Anlage und dem Reaktorsystem bislang keine konkreten Analysen vor.

In der heutigen Sicherheitsphilosophie steht die Vermeidung von Kernschäden bzw. einer Kernschmelze im Zentrum. Demgegenüber befindet sich bei MSR der Brennstoff bereits in einem geschmolzenen Zustand. Weiterhin ist für heutige LWR ein intakter Reaktordruckbehälter eine Voraussetzung für eine weitere Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Damit kommt dem Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters eine wichtige Rolle im Sicherheitsnachweis heutiger Kernkraftwerke zu. Im Unterschied dazu spielt für MSR-Konzepte die Möglichkeit, die Salzschnmelze aus dem eigentlichen Kühlkreislauf abzulassen, eine wichtige Rolle im Sicherheitskonzept. Daher müssen für MSR auch grundsätzlich neue Regeln und Richtlinien für die Genehmigung solcher Konzepte entwickelt werden (Holcomb 2015).

Für den konkreten Nachweis des Sicherheitsniveaus eines neuen Reaktorkonzepts sind dann detaillierte rechnerische Untersuchungen zu den zu betrachtenden Störfall- und Unfallabläufen vorzunehmen. Hinsichtlich der Nachweisführung bei MSR ist gegenwärtig festzustellen, dass noch viele grundlegende neutronenphysikalische und physiko-chemische Daten zu Salzschnmelzen (Wirkungsquerschnitte, Wärmetransporteigenschaften, Löslichkeitsgrenzen der Spaltprodukte) nicht mit der für ein nukleares Genehmigungsverfahren notwendigen Genauigkeit bekannt sind (Holcomb 2015).

Die Salzschnmelze ist während des Betriebs – trotz kontinuierlicher Wiederaufarbeitung – stark radioaktiv kontaminiert. Dies führt dazu, dass alle Bereiche, die mit der Salzschnmelze während des Betriebs in Kontakt stehen können (Reaktor, Kühlkreisläufe, Wärmetauscher, Ablasstanks) strahlenschutztechnisch hohe Anforderungen an Inspektion, Wartung und Instandhaltung stellen werden (Flanagan 2015).

Zentral für die Frage eines sicheren Betriebs zukünftiger MSR wird auch die Verfügbarkeit von geeigneten Strukturmaterialien sein. Diese müssen sowohl den hohen Betriebstemperaturen und den hohen Neutronenflüssen im Reaktor als auch den korrosiven Eigenschaften der Salzschnmelze im Zusammenspiel mit dem darin gelösten Brennstoff und den Spaltprodukten dauerhaft widerstehen können (Holcomb 2015). Derartige Strukturmaterialien sind bislang nicht verfügbar, die Entwicklung und Qualifizierung solcher Materialien ist mit hohen Unsicherheiten und einem hohen zeitlichen Aufwand verbunden. Ebenso ist es notwendig, aktive Komponenten für den Betrieb in einem MSR zu qualifizieren, wie Wärmetauscher, Pumpen und Ventile ebenso wie Instrumente zur Überwachung der Salzschnmelze. Gerade Wärmetauscher werden hier wahrscheinlich signifikante Herausforderungen haben, da Wärmetauscher eine Kaltstelle im System darstellen und einen hohen Wärmefluss gewährleisten. Beide Eigenschaften führen zu Korrosion und zur Ablagerung von Korrosionsprodukten (Greenspan 2021). Außerdem müssen die Wärmetauscher ebenfalls eine Barriere für eine mögliche Tritiumdiffusion bilden, um Tritiumfreisetzung in die Anlage oder die Umgebung zu verhindern (vor allem für Salze mit Lithium und Beryllium). Ebenso müssen die Wärmetauscher Inspektionen und Wartung erlauben.

(Greenspan 2021) fasst folgende spezifischen Herausforderungen für die Evaluation der Sicherheit von Salzschnmelzereaktoren zusammen:

- Die Kompatibilität von Salz mit anderen Reaktormaterialien unter hohen Temperaturen und Strahlenbelastung
- Hohe Schmelzpunkte
- Signifikante Mengen an Brennstoff befinden sich außerhalb des Reaktorkerns im Wärmetauscher, zahlreichen Tanks, Pumpen und je nach Konzept in einer Wiederaufarbeitungsanlage. Ebenfalls soll Brennstoff kontinuierlich ab- und zugeführt werden
- Verzögerte Neutronen sind durch den mobilen Brennstoff im System verteilt
- Salzdampfablagerungen
- Potenziell größere Volumen an hochradioaktiven Komponenten wie Filter und anderen austauschbaren Komponenten
- Die kontinuierliche Veränderung der Salzzusammensetzung
- Der Brennstoff übernimmt wesentliche Kühlfunktionen
- Tritiumproduktion in MSR mit Lithium- und Beryllium-Salzschnmelzen
- Die Anwesenheit von Bläschen aus Spaltproduktgasen, die im Kern transportiert werden
- Edelgas-Spaltprodukte scheiden aus dem Brennstoff in das Schutzgas ab. Edelmetall-Spaltprodukte können auf Oberflächen abgelagert werden, das Brennstoffsalz beinhaltet alle

anderen Spaltprodukte. Die Anlagen zur Behandlung von gasförmigen und löslichen Spaltprodukten oder auch von Aktiniden erfordern eine spezifische Sicherheitsanalyse

- Die Zusammensetzung des Brennstoffsalzes ist komplex und einige Produkte könnten die Löslichkeitsgrenze an Kaltstellen oder bei selektiver Extraktion während der Behandlung zur Abkühlung des Salzes erreichen. Sollte dies mit spaltbaren Elementen mit geringer kritischer Masse geschehen, könnte dies zu einem Kritikalitätsunfall führen
- Die speziellen Betriebsbedingungen von MSR muss erst noch untersucht werden

Fazit Sicherheit

Aus der Darstellung ergibt sich, dass zum gegenwärtigen Zeitpunkt kein eindeutiger Vor- oder Nachteil von MSR gegenüber LWR hinsichtlich der Reaktivitätskontrolle, der Kühlung und Nachwärmeabfuhr und des Einschlusses der radioaktiven Stoffe erkennbar ist. Einigen Vorteilen gegenüber heutigen LWR, wie etwa die sehr große negative Rückkopplung der Reaktivität mit der Temperatur, müssen neue Herausforderungen gegenübergestellt werden, wie beispielsweise der kontinuierliche Zu- und Abfluss von Reaktivität aus dem Reaktorkern.

Da viele Details der unterschiedlichen MSR-Konzepte im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der Sicherheit, vor allem auch bezüglich des Ereignisspektrums, der Nachweisführung und des Normalbetriebs. Welche Vor- oder Nachteile sich gegenüber LWR ergeben, kann daher zum derzeitigen Zeitpunkt nicht abschließend beantwortet werden.

4.4.7 Ver- und Entsorgung

Die folgende Darstellung wurde aus (Öko-Institut e.V. 2022) übernommen und ergänzt.

Bei der Kernspaltung in einem MSR entstehen grundsätzlich ähnliche Mengen an radioaktiven Spaltprodukten wie in heutigen Kernkraftwerken. Aufgrund der bislang nicht genauer spezifizierten Brennstoffkonzepte sind detailliertere Abschätzungen hierzu allerdings bislang nicht möglich. Durch die vorgesehene kontinuierliche Abtrennung von Spaltprodukten in Schnellen MSR mit flüssigen Brennstoffen verändert sich die Nuklidzusammensetzung, da die Spaltprodukte vor Entnahme aus dem Reaktor einem deutlich geringeren Neutronenfluss ausgesetzt sind.

Wie alle Reaktoren erzeugen auch MSR unterschiedliche Abfallströme. In (Riley et al. 2019) wird ein Überblick über die unterschiedlichen Abfallströme gegeben. Der Betrieb erzeugt eine Vielzahl von Abfallströmen, darunter Halogenid- und Edelgase, Salzströme, Graphitabfälle, Metalle sowie Dekontaminations- und Stilllegungsabfälle bei Betriebsende (Carlson et al. 2021). Bei MSR mit Flüssigbrennstoffen sind die anfallenden radioaktiven Stoffe nicht im festen Brennstoff (in der Form von Brennelementen) eingeschlossen, sondern im Kühlmittel gelöst. Die unterschiedlichen Abfallströme müssten in jedem Fall geeignet konditioniert werden.

Die abgebrannte Brennstoffflüssigkeit ist hoch radioaktiv aufgrund der nicht abgetrennten Spaltprodukte, der Aktiniden und der Salz-Aktivierung. Bisher ist unklar, in welcher Form der Brennstoff entsorgt werden kann. Für uranhaltige Uran-Plutonium-Brennstoffe auf Fluoridbasis haben nach (Krall und Macfarlane 2018) erste spekulative Studien in den USA gezeigt, dass eine direkte Endlagerung nicht in Frage käme. Begründet wird dies mit den chemischen Eigenschaften des im Brennstoff enthaltenen Urantetrafluorid, das zur Entstehung von hoch korrosiver Flusssäure bei Wasserkontakt führen könne. Nach (Krall und Macfarlane 2018) wird eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Urantetrafluorid-Brennstoff notwendig, um Fluor abzutrennen und das Uran, die Spaltprodukte und Aktinide für die Entsorgung zu stabilisieren. Auch (Carlson et al. 2021) stellt in einer jüngeren Bewertung der Abfälle von MSR und vor allem der zur Verfügung stehenden Abfallformen für die Entsorgung fest, dass Metall- und Salzabfälle, die am wenigsten entwickelten Abfallformen sind, mit Entwicklungsbedarf auch in Hinblick auf bestehende Endlagerkonzepte in den USA. Für die endgültige Entsorgung der Salzschnmelze müssen ebenfalls noch geeignete Technologien entwickelt werden (Holcomb 2015). Aus den US-amerikanischen Erfahrungen beim Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) liegen mehrere Berichte vor zu Fragen der Abfallbeseitigung von Fluoridsalzen (NRC 1999).

Die meisten Forschungsarbeiten sind für Fluoridsalze erfolgt, aber die Evaluation der Funktionsfähigkeit von Abfallgebinden und für Separationsprozesse weist für Chlorid- als auch Fluoridsalze noch große Lücken auf. Um das langfristige Verhalten der Abfallformen in einer Entsorgungsumgebung vorherzusagen, wären viele Daten zur chemischen Zusammensetzung der Abfälle nötig, die bisher nicht vorliegen (Carlson et al. 2021). Die Klärung der Fragen zur Entsorgung wäre in jedem Falle integraler Bestandteil der Entwicklung von MSR:

„Although commercialisation of MSRs and electrorefiners are likely decades away, developing a strategy to manage their waste streams before implementation will be integral to their successful deployment“ (Carlson et al. 2021).

Weitere Darstellungen zur Entsorgung von Abfällen aus Schnellen MSR wurden durch (Pacific Northwest Laboratory 2020; 2018) vorgelegt.

Ein Problem von Salzschnmelzen auf Lithium-Basis ist die Produktion von radioaktivem und leicht flüchtigem Tritium durch Neutroneneinfang in Lithium-6, das zu etwa 7,4% in natürlichem Lithium enthalten ist. Es ist eine hohe Anreicherung auf $\geq 99,99\%$ Lithium-7 erforderlich, um die Tritium-Erzeugung zu begrenzen, da die Abtrennung von Tritium und anschließende Lagerung technisch sehr herausfordernd ist (Forsberg et al. 2017). Inwieweit dies aus ökonomischen Gründen realisierbar sein wird, ist aus heutiger Sicht offen. Um relevante Freisetzungen von Tritium aus der Anlage in die Umwelt auszuschließen, müssten Strukturmaterialien mit einer ausreichenden Rückhaltefähigkeit und Technologien zur Abtrennung von Tritium aus der Salzschnmelze entwickelt werden. Weiterhin müssten Methoden für die längerfristige Lagerung von Tritium entwickelt werden. Für Isotope wie Tritium (mit einer Halbwertszeit von ca. 12 Jahren) aber auch Krypton-85 (mit einer Halbwertszeit von ca. 10 Jahren) wird auch die Verwendung einer kryogenischen Lagerung über Zeiträume von ca. einem Jahrhundert diskutiert (IRSN 2015).

Bei Salzschnmelzen auf Chloridbasis ist eine Anreicherung von Chlor-37 notwendig, das zu etwa 75,77% in natürlichem Chlor enthalten ist. Chlor-35 (24,23%) hat einen hohen Wirkungsquerschnitt für Neutronenabsorption und vermindert die Neutronenbilanz. Das entstehende Chlor-36 weist eine extrem lange Halbwertszeit von 300.000 Jahren auf und führt zu Problemen bei der Endlagerung (Riley et al. 2019; IRSN 2015). Chloridsalze sind nur für Schnelle MSR-Konzepte interessant, bieten aber auch Vorteile wie einen niedrigeren Schmelzpunkt und vor allem eine höhere Löslichkeit für Aktinide als Fluoridsalze (WNA 2021b) (s. u. zu begrenzten Löslichkeit von Transuranen in Fluoridsalzen). NaCl muss mit $MgCl_2$ oder $CaCl_2$ vermischt werden, um den Schmelzpunkt zu erniedrigen und die Löslichkeit von Aktiniden zu verbessern.

In thermischen MSR-Konzepten wird Graphit als Moderator verwendet. Dabei bildet sich u. a. das langlebige und biologisch wirksame Isotop Kohlenstoff-14. Für nukleares Graphit müssen ebenfalls geeignete Entsorgungswege etabliert werden. Auch heute existieren bereits größere Mengen an nuklearem Graphit aus dem Betrieb von gasgekühlten, graphit-moderierten Reaktoren, die noch einer geeigneten Entsorgungslösung zugeführt werden müssen (IAEA 2010b).

Aus heutiger Sicht ist unklar, inwieweit die aus der Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze stammenden Abfallprodukte oder die verbrauchte Salzschnmelze selbst gemeinsam mit heutigen hochradioaktiven Abfällen endgelagert werden könnten oder inwieweit hierfür eigene Endlagerstandorte gesucht und erschlossen werden müssten.

Die Verwendung von Thoriumbrennstoffen erzeugt weniger Aktinide, da der Aufbau von Aktiniden durch Neutroneneinfang in Uran-238 nicht vorkommt. Entsprechend enthält der abgebrannte Brennstoff geringere Aktinidenanteile. Dies könnte vor allem in Szenarien eines Einsatzes von MSR zur Transmutation ein Vorteil sein.

Durch die Verwendung von flüssigem Brennstoff fällt auch die Brennelementfertigung weg. Zeiten für die Brennstoffherstellung und Abklingzeiten könnten in Transmutationsszenarien dadurch stark verkürzt werden (Biss und Thomauske 2015).

Fazit Entsorgung

Da viele Details der unterschiedlichen MSR-Konzepte und der dazugehörigen Brennstoffkreisläufe im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der letztlich zu entsorgenden Abfallinventare und deren Zusammensetzung. Eindeutige Vor- oder Nachteile von MSR gegenüber LWR sind derzeit noch nicht feststellbar.

4.4.8 Proliferationsrisiken

Die folgende Darstellung wurde aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

In MSR-Konzepten ist bei einer Verwendung von Wiederaufarbeitung im Reaktorkonzept grundsätzlich von einer Zugriffsmöglichkeit auf abgetrennten Spaltstoff auszugehen.

MSR können sowohl mit einer hohen Konversion, also dem Erbrüten von neuem Spaltstoff betrieben werden, als auch als „Brenner“ zur Reduzierung von Aktinidenbeständen. Als thermischer Reaktor wird der MSR auch in seiner Funktion als Aktiniden-„Brenner“ mit Wiederaufarbeitung der Salzschnmelze diskutiert. Aufgrund der Funktion als „Brenner“ ist dabei keine kontinuierliche Wiederaufarbeitung erforderlich, vielmehr kann die Salzschnmelze auch diskontinuierlich „off-line“ wiederaufgearbeitet werden. Konzepte des MSR als Schneller Brutreaktor wie der MSFR sehen typischerweise vor, dass das neu erbrütete Spaltmaterial in einer Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlage abgetrennt und der Brennstoff-Salzschnmelze zugeführt wird. Aus der „Brut“-Salzschnmelze wird in einigen Konzepten auch regelmäßig der Spaltstoff gezielt abgetrennt und für den späteren Einsatz im Reaktor oder als „Start“-Spaltmaterial für weitere MSR-Reaktoren gelagert.

Für den Start eines MSR auf Thoriumbasis ist eine Spaltstoffmenge entsprechend dem Gleichgewichtsinventar eines Reaktors erforderlich. Dieser Spaltstoff muss entweder durch die Wiederaufarbeitung abgebrannter LWR-Brennstoffe mit den damit verbundenen Proliferationsrisiken gewonnen werden, oder alternativ müsste in existierenden MSR ein Überschuss an Spaltstoff erbrütet, abgetrennt und in abgetrennter Form für den Einsatz in einem neuen MSR zur Verfügung gestellt werden. In Thoriumbrennstoffkreisläufen sind die von Uran-233 ausgehenden Proliferationsrisiken auch durch den in solchem Uran-233 enthaltenen Uran-232-Anteil mitbestimmt.

Hier zeigt sich exemplarisch ein fundamentales Problem beim Design von zukünftigen Reaktorkonzepten. Diese sollen Vorteile gegenüber der heutigen Kernenergienutzung mit Blick auf alle betrachteten Bewertungskriterien ermöglichen. Von den Entwicklern wird einerseits (etwa beim MSFR) mit Blick auf das Kriterium „Ressourceneffizienz“ ein Brutmantel konzipiert, um eine hohe Ausnutzung von Thorium durch Umwandlung in Uran-233 zu ermöglichen. Dies führt jedoch zu konkreten Proliferationsrisiken aufgrund des notwendigen Umgangs mit größeren Mengen an hochreinem, abgetrenntem Uran-233. Um mit Blick auf das Kriterium „Proliferationsresistenz“ Vorteile oder doch zumindest keine höheren Proliferationsrisiken aufzuweisen, wird andererseits vorgeschlagen, auf den Brutmantel im MSFR zu verzichten. Aufgrund welchen Kriteriums sich am Ende ein konkretes Design durchsetzen wird, ist aus heutiger Sicht völlig offen. Klar ist jedoch, dass gegenwärtig kein Design verfolgt wird, dass gleichzeitig Vorteile mit Blick auf die Ressourceneffizienz und auf die Proliferationsresistenz aufweist.

Inwieweit durch eine geeignete Prozessführung Spaltstoffe jeweils in einer nicht unmittelbar kernwaffenfähigen Form vorliegen, bzw. wie hoch eine eventuell verbleibende Barriere vor einem Zugriff auf direkt waffentaugliches Material ist, hängt wesentlich vom letztlich gewählten Reaktordesign und Brennstoffkonzept ab. In jedem Fall werden sich damit auch für MSR Fragen nach der Proliferationsresistenz und den Möglichkeiten der Spaltmaterialkontrolle stellen. Günstig hinsichtlich der Spaltmaterialkontrolle ist nach (GIF 2011) die Eigenschaft, dass nur die für den kurzfristigen Betrieb des Reaktors erforderliche Menge an Spaltstoff im System vorhanden sein muss, da die Brennstoff-Salzschnmelze innerhalb von wenigen Sekunden einmal im primären Kühlkreislauf umgewälzt wird. Allerdings erfordert dies auch die kontinuierliche Regelung des

Spaltstoffgehalts in der Salzschnmelze, wozu zumindest ein begrenzter externer Spaltstoffvorrat erforderlich ist.

Die Spaltmaterialüberwachung des Inventars eines laufenden MSFR kann nach (GIF 2011) beispielsweise durch eine Messung des Spaltanteils in der Salzschnmelze während des Betriebs oder auch durch eine Überwachung der Betriebstemperatur des Reaktors (die aufgrund von neutronenphysikalischen Rückkopplungseigenschaften mit dem Spaltmaterialanteil in der Salzschnmelze korreliert) überwacht werden. Angaben dazu, wie eine Überwachung der Salzschnmelze in den Ablassstanks (bei notwendigen Instandhaltungen am primären Kühlkreislauf) erfolgen soll, finden sich in (GIF 2011) nicht. Die Inventarisierung ist durch eine sich ständig verändernde Zusammensetzung des Spaltmaterialanteils durch Transmutation, chemische Prozessierung und durch die kontinuierliche Zufuhr von Spaltmaterial sowie durch mögliche Ablagerungen von Edelmetallen im Primärkreislauf erschwert.

Mit Blick auf die Vor-Ort-Wiederaufarbeitung stellt (GIF 2011) fest, dass die eigentlichen Wiederaufarbeitungsschritte des dort diskutierten MSFR-Konzepts noch nicht soweit spezifiziert seien, dass eine detaillierte Analyse der Proliferationsrisiken möglich wäre. Als grundsätzlich vorteilhafte Eigenschaften im Zusammenhang mit solchen Vor-Ort-Wiederaufarbeitungsanlagen wird jedoch benannt, dass aufgrund des mit dem Uran-233 zugleich produzierten und abgetrennten Uran-232-Anteils ein Umgang mit und ein Transport von abgetrenntem Uran aufgrund der hohen Strahlung erschwert sei. Weiterhin würde die Prozessführung in der Vor-Ort-Wiederaufarbeitung aufgrund der hohen Radioaktivität der Salzschnmelze eine starke Abschirmung und eine automatisierte Verarbeitung erfordern, was zugleich hohe passive Barrieren gegenüber einer Abzweigung von Spaltmaterial darstelle. Durch geeignete Sicherungsmaßnahmen (Safeguards) der IAEA könne daher eine unentdeckte Abzweigung mit hoher Sicherheit ausgeschlossen werden.

(Holcomb 2017b) stellt fest, dass MSR-Konzepte je nach tatsächlichem Design anfällig oder resistent gegen eine Abzweigung kernwaffenfähiger Materialien sein können. In jedem Fall ändern sich die Ansätze zur Spaltmaterialkontrolle (Safeguards) grundsätzlich, da der Spaltstoff sich nicht mehr in einzelnen, klar zu verifizierenden Brennelementen, sondern in einem gelösten Zustand befindet. Günstig sei, dass bauliche Änderungen an der Anlage mit dem Ziel einer Abzweigung von spaltbarem Material aufgrund der hohen Strahlung der flüssigen Salzschnmelze schwierig seien und aufgrund der geringen Überschussreaktivität während des Betriebs eine verdeckte Abzweigung von Spaltmaterial nicht möglich wäre.

Auch (Flanagan 2015) stellt fest, dass sich bei MSR das Spaltmaterial über den gesamten Kühlkreislauf (Rohrleitungen, Wärmetauscher, Ablassbecken etc.) verteilt, während sich bei festen Brennstoffen das zu überwachende Spaltmaterial in den Brennelementen konzentriert, so dass grundsätzlich andere Safeguardskonzepte erforderlich werden. Arbeiten zur Umsetzung von Safeguardskonzepten für MSR seien durch die U.S. National Nuclear Security Administration des DoE begonnen worden (Holcomb 2017b). Ziel dieser Arbeiten sei insbesondere die Unterstützung der IAEA zur Entwicklung von Safeguardsstechnologien und -strategien. Diese Arbeiten sollten bereits möglichst frühzeitig in das Design von MSR-Konzepten eingehen, da eine spätere Anpassung typischerweise mit höheren Kosten und Einschränkungen in der Verfügbarkeit der Anlagen einhergingen (Flanagan 2015).

Hinsichtlich von Eigenschaften des physischen Schutzes eines MSFR kommt (GIF 2011) zum Schluss, dass hierzu bislang keine Aussagen möglich seien, da noch kein ausreichend fortgeschrittenes Design vorliege.

In MSR werden weiterhin größere Mengen an Tritium entstehen. Tritium ist ein für fortgeschrittene Kernwaffendesigns notwendiges Isotop. In geboosteten Kernwaffen wird Tritium zur Erhöhung der Sprengkraft bzw. zur Miniaturisierung von Kernwaffendesigns eingesetzt.

Auch Lithium in Form von Lithiumdeuterid spielt eine wichtige Rolle in fortgeschrittenen Kernwaffen. Durch Neutroneneinfang in Lithium-6 wird Tritium gebildet, das durch eine Fusionsreaktion mit Deuterium stark zur Energiefreisetzung in thermonuklearen Kernwaffen beiträgt. Damit weisen Technologien zur Anreicherung von Lithium-6 auch einen Dual-Use-Charakter auf. Da für MSR die Verwendung von angereichertem Lithium-7 diskutiert wird, muss auch der Verbleib des dabei abgetrennten Lithium-6 sowie die Überwachung der Anreicherungstechnologien hinsichtlich der Proliferationsrisiken von MSR berücksichtigt werden. Für neue Anreicherungsverfahren für Lithium-7 im Zusammenhang mit der Entwicklung von MSR-Konzepten wurden beispielsweise in China Patente angemeldet (Xu 2015). Auch zu dieser Problematik finden sich in (GIF 2011) keinerlei Aussagen.

Fazit Proliferationsrisiken

Die Proliferationsresistenz von MSR ist hochgradig vom jeweils betrachteten Konzept und dem dazugehörigen Brennstoffkreislauf abhängig. In MSR-Konzepten mit flüssigem Brennstoff ist die Materialinventarisierung erschwert. Eine Wiederaufarbeitung erhöht mögliche Proliferationsrisiken und erfordert höheren Aufwand bei der Spaltmaterialkontrolle und den Überwachungsmaßnahmen. In einigen MSR-Konzepten mit Thorium als Brennstoff wird die Verwendung von separiertem Spaltmaterial zur Herstellung des Brennstoffs zum Start des Reaktors benötigt. Die Proliferationsrisiken der Nutzung von Spaltmaterial in MSR sind jedoch gegenüber gegenwärtig im LWR-Brennstoffkreislauf genutzten Technologien wie der Urananreicherung oder einer Wiederaufarbeitung von Plutonium weder vorteilhaft, noch stellen sie einen klaren Nachteil dar.

4.4.9 Kosten

Bisher finden sich nur vereinzelt Angaben zu den Kosten von MSR. Kosten für den Transport und die Herstellung neuer Brennelemente entfallen bei einigen Reaktorkonzepten, bei einigen Konzepten müssen allerdings in periodischen Intervallen große Komponenten des Reaktorsystems ersetzt werden.

Für den AHTR sind als Kostenangabe weniger als 1000 USD/kW installierter Leistung geschätzt (WNA 2021b).

Für den IMSR-400 wird angegeben, dass der Strompreis für das größte Anlagenkonzept kompetitiv mit Gas sein könnte (WNA 2021b).

Für den ThorCon werden durch den Hersteller Elektrizitätskosten von 3 bis 5 c/kWh je nach Größe der Anlage angegeben (WNA 2021b).

Fazit Kosten

Bezüglich des Investitionsbedarf, der notwendigen Bauzeiten, Betriebskosten, Lebensdauer und Auslastung ist derzeit noch keine zuverlässige Aussage zu treffen.

Die Risiken für Kapitalgeber sind hoch, da bisher keine vergleichbaren Erfahrungen vorliegen.

4.5 Mit superkritischem Wasser gekühlte Reaktoren (Supercritical Water-cooled Reactors, SCWR)

Die Grundidee eines mit superkritischem Wasser gekühlten Reaktors (SCWR) ist es, eine gegenüber heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren höhere Dampftemperatur (bei gleichzeitig höherem Dampfdruck) des Frischdampfs zu erreichen und dadurch die Effizienz des Reaktorsystems zu erhöhen (GIF 2021a; Schulenberg 2020; Huang et al. 2021; Schulenberg und Leung 2016).

Die Idee geht zurück auf Verbesserungen bei modernen Kohlekraftwerken, bei denen in den letzten Jahrzehnten die Dampftemperatur in den Bereich von superkritischem Wasser angehoben wurde, so dass sie mittlerweile einen Wirkungsgrad im Bereich von 45% aufweisen. Dazu wird das Wasser in Kohlekraftwerken zunächst erhitzt und das im kritischen Zustand befindliche Wasser danach in Überhitzern weiter auf Temperaturen bis ca. 600°C aufgeheizt. Möglich wurde dies vor allem durch verbesserte Materialien, die bei konventionellen Kraftwerken den Betrieb bei hohen Temperaturen möglich machen (Schulenberg 2020).

Demgegenüber liegt der Wirkungsgrad der heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren weiterhin im Bereich von ca. 35%, da hier Druck und Temperatur des Frischdampfs im Bereich von 7 MPa und 290°C liegen und die Aufwärmspanne des Kühlmittels beim Durchgang durch den Reaktor nur wenige 10°C beträgt (IAEA 2023b).

4.5.1 Systembeschreibung

In einem SCWR soll das Kühlmittel im Reaktor auf Temperaturen jenseits des sogenannten kritischen Punkts von Wasser aufgeheizt werden, welcher bei 374°C und 22,1 MPa Druck liegt. Oberhalb einer Temperatur von 374°C geht die Oberflächenspannung in Wasser gegen Null, so dass beim Verdampfen des Wassers keine Wassertropfen mehr im Dampf verbleiben und eine Trennung von Dampf und Wassertropfen, wie sie in den Dampferzeugern von Druckwasserreaktoren bzw. im Dampfraum von Siedewasserreaktoren erforderlich ist, nicht mehr notwendig ist (Schulenberg 2020).

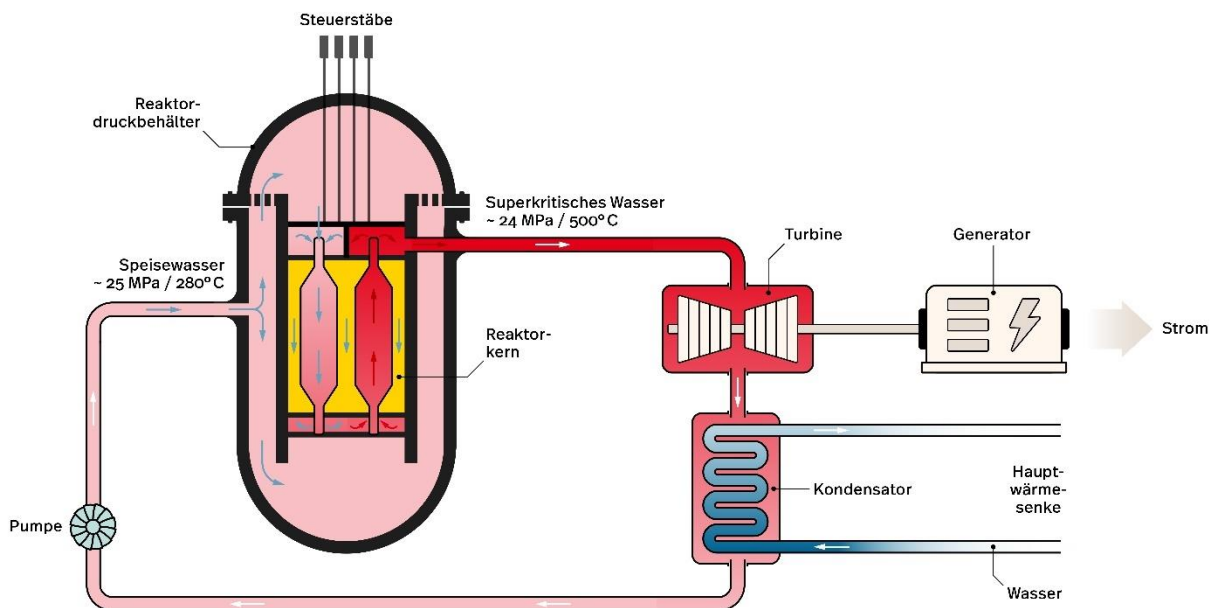
Innerhalb der Technologielinie des SCWR lassen sich vor allem Reaktorkonzepte mit Druckbehältern entsprechend den heutigen Leichtwasserreaktoren von Reaktorkonzepten mit Druckröhren, basierend auf den heutigen CANDU-Reaktoren, unterscheiden. Innerhalb dieser Reaktorkonzepte werden neben solchen mit einem thermischen Neutronenspektrum vereinzelt auch Konzepte mit einem schnellen Neutronenspektrum diskutiert (GIF 2021a). Dabei stellen (Schulenberg und Leung 2016) fest, dass bei Kühlmitteltemperaturen oberhalb von 390°C die Kühlmitteldichte so gering wird, dass sich im Reaktorkern kein thermisches Neutronenspektrum mehr einstellt. Daher ist für thermische Reaktorkonzepte eine gezielte zusätzliche Moderation durch Wasserspalte in den Brennelementen bei Druckbehälterkonzepten oder eine zusätzliche Moderation durch Schwerwasser bei Druckröhrenkonzepten vorgesehen.

Die folgende Diskussion konzentriert sich auf Konzepte mit Druckbehältern, da auch bei den heute im Einsatz befindlichen Kernreaktoren die Leichtwasserreaktoren gegenüber Druckröhrenreaktoren bei weitem dominieren. Auch die ARIS-Datenbank der IAEA listet lediglich Reaktorkonzepte mit Druckbehältern für die Technologielinie der SCWR auf (IAEA 2023b). Auf wichtige Unterschiede innerhalb der Technologielinie wird insbesondere in Kapitel 4.5.3 eingegangen.

Reaktorsystem

Der Aufbau eines SCWR, vergleiche Abbildung 4-5, ähnelt sehr stark den heutigen Druck- und Siedewasserreaktoren (PWR und BWR). Beim Durchgang durch den Reaktorkern wird das Kühlmittel bei einem Druck von ca. 25 MPa auf Temperaturen von ca. 500°C in den Bereich von überkritischem Wasser aufgeheizt. Das überkritische Wasser entsteht also, ähnlich wie bei heutigen BWR der Frischdampf, bereits beim Durchgang durch den Reaktorkern. Da das überkritische Wasser keine Wassertropfen enthält, kann jedoch beim SCWR auf einen Wasser-Dampf-Abscheider und Umwälzpumpen im Reaktordruckbehälter, wie sie bei BWR erforderlich sind, verzichtet werden. Dies erlaubt eine kompaktere Konstruktion des RDB. Gleichzeitig sind auch keine Dampferzeuger und kein Druckhalter erforderlich, wie sie bei heutigen PWR benötigt werden. Damit kombiniert ein SCWR Merkmale sowohl von BWR wie von PWR.

Abbildung 4-5: Konzeptdarstellung eines mit superkritischem Wasser gekühlten Reaktors (SCWR)



Quelle: Eigene Abbildung

Das überkritische Wasser wird auf eine Hochdruckturbinen geleitet. In verschiedenen weiteren Stufen kann der aus der Hochdruckturbinen austretende Dampf wieder überhitzt und auf weitere Turbinenstufen geleitet werden. Die Turbinen treiben den Generator zur Stromproduktion an. Der entspannte Dampf wird in einem Kondensator kondensiert, wobei die verbleibende Wärme an die Hauptwärmesenke abgeführt wird. Aus dem Kondensator wird das Kühlmittel von der Speisewasserpumpe zurück in den Reaktor Druckbehälter geführt. Dabei wird das Kühlmittel mittels Zwischenüberhitzern typischerweise auf ca. 280°C vorgeheizt (in der Abbildung nicht wiedergegeben).

Der Reaktor Druckbehälter muss für Drücke im Bereich von 24-25 MPa ausgelegt sein, weist also gegenüber heutigen Druck- und Siedewasserreaktoren vor allem eine höhere Wandstärke auf. Weiterhin soll der Stahl des Reaktor Druckbehälters aus materialtechnischen Gründen nicht den

hohen Dampftemperaturen im Bereich von 500°C ausgesetzt werden. Daher darf das entstehende überkritische Wasser nicht in direkten Kontakt mit der Wand des Reaktordruckbehälters kommen, wozu entsprechende Einbauten zur Strömungsführung erforderlich sind.

Das Kühlmittel wird beim Durchlaufen des Reaktorkerns von ca. 280°C auf ca. 500°C aufgeheizt. Dabei ändern sich neben der Dichte des Kühlmittels auch weitere wichtige thermodynamische Größen (wie die Viskosität oder die Wärmekapazität und -leitfähigkeit). Manche Reaktorkonzepte sehen daher vor, dass das Kühlmittel mehrfach durch den Reaktorkern geführt wird, um eine gleichmäßige Moderation im Reaktorkern (bei thermischen Reaktorkonzepten) bei gleichmäßiger Kühlung der Brennelemente sicherzustellen. In Abbildung 4-5 ist eine Strömungsführung dargestellt, bei der das Kühlmittel zunächst von oben den Bereich zwischen den Brennelementen und einen Teil der Brennelemente selbst durchströmt. Das so vorgeheizte Kühlmittel wird dann unterhalb des Reaktorkerns gesammelt und durchmischt und strömt durch einen weiteren Teil der Brennelemente wieder nach oben, wobei es auf die Zieltemperatur aufgeheizt wird. In einem oberen Sammler wird das Kühlmittel dann nochmals durchmischt, bevor es aus dem RDB geführt wird. In anderen Konzepten wird das Kühlmittel ggf. noch häufiger durch den Reaktorkern geführt, vergleiche bspw. die Darstellung zum HP-LWR in Kapitel 4.5.3.

Die Reaktorleistung wird durch Steuerstäbe geregelt, welche bei den meisten Reaktorkonzepten wie beim PWR von oben in den Reaktordruckbehälter eingeführt werden. Da das Kühlmittel bereits beim Durchgang durch den Reaktorkern verdampft, kann dem Kühlmittel keine Borsäure zum Ausgleich längerfristiger Reaktivitätsänderungen zugesetzt werden.

Brennstoff

Der Brennstoff für die in (IAEA 2023b) enthaltenen Reaktorkonzepte entspricht dem für heutige Leicht- und Schwerwasserreaktoren verwendeten Brennstoffen, es sind primär Urandioxid-Brennstoffe vorgesehen. Aufgrund der veränderten Betriebsbedingungen im Reaktorkern (höhere Temperaturen und Drücke, Korrosionsverhalten) kann als Hüllrohrmaterial jedoch kein Zirkonium verwendet werden. Stattdessen sind Edelmetalle als Hüllrohrmaterialien vorgesehen. Für den abbrandbedingten Ausgleich von Reaktivitätsverlusten ist der Einsatz von Gadolinium als abbrennbarer Neutronenabsorber, also als ein Absorber von Neutronen, der im Laufe des Reaktoreinsatzes selbst abgebrannt wird, zum Ausgleich der abbrandbedingten Reaktivitätsänderungen vorgesehen, vergleichbar zu heutigen BWR.

Für das kanadische Druckröhren-Reaktorkonzept werden auch Thorium-Brennstoffe mit einem Anteil von Plutonium als anfängliches Spaltmaterial diskutiert, für Konzepte mit schnellem Neutronenspektrum auch Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffe (Huang et al. 2021).

Brennstoffkreislauf

Da die Strukturmaterialien im Reaktorkern (Hüllrohre, Brennelementkästen etc.) etwas höhere Einfangquerschnitte für Neutronen aufweisen, ist bezogen auf denselben Abbrand wie in heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren eine etwas höhere Anfangsanreicherung erforderlich, für einen Zielabbrand von 45 MWd/kg Schwermetall werden etwa 6-7% Anfangsanreicherung, bei einem Zielabbrand von 60 MWd/kg etwa 9% angegeben; die Zykluslänge wird mit 10-18 Monaten angegeben (IAEA 2023b). Eine Wiederaufarbeitung von Brennstoffen ist auf Ebene der Technologielinie nicht vorgesehen bzw. notwendig, wird bei manchen Reaktorkonzepten aber diskutiert, vergleiche Kapitel 4.5.7. Weitere relevante Unterschiede gegenüber heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren ergeben sich nicht.

Kühlmittel, Temperatur und Druck

Als Kühlmittel wird in allen Reaktorkonzepten Leichtwasser verwendet, welches beim Durchgang durch den Reaktorkern auf Temperaturen oberhalb des kritischen Punkts (374°C und 22,1 MPa Druck) aufgeheizt wird. Dabei werden Betriebsdrücke von 24-25 MPa, Eintrittstemperaturen des Kühlmittels in den RDB von 280-310°C und Austrittstemperaturen des Dampf von 500-560°C diskutiert (IAEA 2023b). Für den kanadischen Druckröhrenreaktor werden sogar Austrittstemperaturen bis 625°C angestrebt (Yetisir et al. 2016).

Spektrum (Moderator)

Bei SCWR-Reaktorkonzepten wird überwiegend ein thermisches Neutronenspektrum vorgesehen (IAEA 2023b).

Bei Reaktorkonzepten mit Druckbehälter dient dabei das Kühlmittel selbst zur Moderation. Aufgrund der sehr geringen Dichte des noch im Reaktorkern entstehenden Dampfs sehen verschiedene Konzepte dabei unterschiedliche Strömungsführungen des Kühlmittels durch den Reaktor vor. Dabei wird das Kühlmittel je nach Konzept mehrfach durch den Reaktorkern geführt, um eine ausreichende Moderation und Kühlung des Brennstoffs sicherzustellen (Schulenberg 2020). In Abbildung 4-5 ist beispielsweise exemplarisch dargestellt, dass das Kühlmittel zunächst von oben durch einen Teil der Brennelemente geführt wird und danach das bereits vorgewärmte Kühlmittel nochmals von unten durch einen weiteren Teil der Brennelemente strömt, wo es bis auf die Kernaustrittstemperaturen aufgeheizt wird. Ein weiterer Teilstrom des Kühlmittels wird zunächst zwischen den Brennelementen geführt und stellt die gewünschte Moderation sicher.

Bei Reaktorkonzepten mit Druckröhren wird die Moderation durch die Einbettung der Druckröhren in einen Tank mit Schwerwasser sichergestellt (Yetisir et al. 2016).

Vereinzelt werden auch Reaktorkonzepte diskutiert, bei denen auf eine zusätzliche Moderation verzichtet wird. Trotz der Verwendung von Leichtwasser als Kühlmittel wird dabei aufgrund der sehr geringen Dichte im Reaktorkern ein schnelles Neutronenspektrum verwendet (Oka 2010; GIF 2022c).

Konstruktionswerkstoffe

Um für die Reaktordruckbehälter heutige RDB-Werkstoffe (bspw. 508-III Stahl, 20MnMoNi 5 5) verwenden zu können, darf die Wand des Reaktordruckbehälters nicht direkt in Kontakt mit den sehr hohen Dampftemperaturen kommen. Dazu füllt das bei Temperaturen unter 300°C eingespeiste Kühlmittel den gesamten Innenraum des RDB, der entstehende überhitzte Dampf wird durch RDB-Einbauten von der RDB-Wand getrennt. Die Wandstärken der Reaktordruckbehälter sind aufgrund des hohen erforderlichen Drucks mit ca. 440-450 mm allerdings fast doppelt so hoch wie bei heutigen Leichtwasserreaktoren (EPR: 250 mm, AP1000: 203 mm). Für die Brennstabhüllrohre sowie die Brennelement-Strukturmaterialien und weitere Kerneinbauten, die in direkten Kontakt mit Dampf bei hohen Temperaturen kommen, sind aufgrund der Korrosionseigenschaften des überkritischen Wassers Edelstähle als Strukturmaterialien vorgesehen (IAEA 2023b; Schulenberg 2020).

4.5.2 Historische Entwicklungen

Frühe Reaktorkonzepte für SCWR wurden bereits in den 1950er und 1960er Jahren diskutiert (Huang et al. 2021). So entwickelte in den USA 1957 der Kernkraftwerkshersteller Westinghouse

das Design eines mit Leichtwasser moderierten und überkritischem Wasser gekühlten Reaktors mit einer geplanten Kernaustrittstemperatur von 538°C bei 70 MW thermischer Leistung, in 1962 das Design eines graphitmoderierten, mit Leichtwasser gekühlten Druckröhrenreaktors von 1000 MW elektrischer Leistung und in 1966 das Design eines mit Leichtwasser gekühlten und moderierten Druckwasserreaktors mit 800 MW elektrischer Leistung. Bereits 1959 erarbeitete General Electric das Konzept eines schwerwassermoderierten, mit Leichtwasser gekühlten Reaktors einer thermischen Leistung von 300 MW.

Nach (Leung 2017) verfolgte Babcock & Wilcox ein Konzept für einen Brutreaktor mit schnellem Neutronenspektrum und einem Betriebsdruck von 25,3 MPa bei einer Betriebstemperatur von 538°C.

Allerdings wurde bis heute noch kein Kernreaktor mit überkritischem Wasser gebaut (Schulenberg und Leung 2016). Es wurden einige Reaktoren gebaut und betrieben, die überhitzten Dampf erzeugten, dabei allerdings nicht im Druckbereich von überkritischem Wasser arbeiteten. (Leung 2017) verweist diesbezüglich auf die russischen Reaktoren Beloyarsk-1 und -2 (AMB-100 und AMB-200), bei denen es sich um leichtwassergekühlte, graphitmoderierte Reaktoren handelte und die eine Dampftemperatur von 510°C erzielt haben, sowie auf den deutschen Heißdampfreaktor.

Als ein Vorläufer für heutige SCWR-Konzepte kann der in Deutschland entwickelte und gebaute Heißdampfreaktor (HDR Großwelzheim) in Karlstein am Main angesehen werden (Schulenberg 2020; atw - atomwirtschaft atomtechnik (atw) 1969). Dieser Reaktor wurde von der AEG zwischen 1965 und 1969 gebaut und hatte eine thermische Leistung von 100 MW. Bei einem Druck von 7,33 MPa sollte zunächst Frischdampf bei einer Temperatur von 457°C erzeugt werden, Ziel war eine Dampftemperatur von 500°C. Ein wesentlicher Unterschied zu damaligen Siedewasserreaktoren bestand darin, dass der beim (ersten) Durchgang durch den Reaktorkern entstehende Satttdampf nicht direkt aus dem Reaktor ausgekoppelt wurde, sondern der Satttdampf hinter den Dampfabscheidern gesammelt und noch mehrfach in Heißdampfrohren durch die Brennelemente geleitet wurde. Erst dieser so überhitzte Dampf wurde über einen Heißdampfsammler aus dem Reaktor ausgekoppelt. Der Probetrieb dieses Reaktors begann im Herbst 1970. Bereits im Frühjahr 1971 wurde er allerdings schon wieder endgültig abgeschaltet und das Konzept anschließend in Deutschland nicht weiterverfolgt. Nach einer weiteren Nutzung als Teststand wurde der HDR in den 1990er Jahren vollständig zurück gebaut.

(Schulenberg 2020) verweist darauf, dass die Gründe für die Stilllegung des Reaktors nicht veröffentlicht wurden. Er nennt als mögliche Ursache nach Gesprächen mit an der damaligen Entwicklung beteiligten Ingenieuren ein Kollabieren von Heißdampfrohren. Zwar wurden die Brennelemente mit den Heißdampfrohren zuvor mit elektrisch beheizten Prototypen getestet. Allerdings könnte es aufgrund starker lokaler Unterschiede in der Leistungsfreisetzung im Reaktorkern in einzelnen Heißdampfrohren zu deutlich höheren Temperaturen gekommen sein, welchen die verwendeten Strukturmaterialien nicht standgehalten haben.

Neuere Entwicklungen gab es bereits 1986 in Russland, wo das Design für einen SCWR-Reaktor mit zwei Kreisläufen und einer geplanten elektrischen Leistung von 500 MW untersucht wurde (Huang et al. 2021).

4.5.3 Aktuelle Entwicklungen

Im Zusammenhang mit dem Generation IV International Forum wurden die Arbeiten an SCWR erneut aufgegriffen. Die ARIS-Datenbank der IAEA listet aktuell drei der Technologielinie der SCWR

zugeordnete Reaktorkonzepte, den CSR1000 (China), den HP-LWR (Europa) und den JSCWR (Japan) auf (IAEA 2023b). In (GIF 2021a) wird weiterhin vor allem auf Entwicklungen in Kanada und Russland verwiesen. Nach (Huang et al. 2021) wurde auch in den USA zwischen 1999 und 2006 ein Forschungsprogramm im Bereich der SCWR-Entwicklung durchgeführt. Auch (IAEA 2014) diskutiert verschiedene SCWR-Designs aus China, der EU, Japan, Kanada, Südkorea, Russland und den USA.

Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie

Wesentliche Unterschiede innerhalb der Technologielinie ergeben sich daraus, ob der Reaktorkern in einen Druckbehälter eingeschlossen und durch Leichtwasser gekühlt und moderiert wird, oder ob die Brennelemente in einzelnen Druckröhren eingeschlossen sind, wobei die Kühlung durch Leichtwasser und die Moderation durch Schwerwasser erfolgt (Huang et al. 2021).

Bei Konzepten mit Druckbehälter werden auch Konzepte diskutiert, bei denen sich aufgrund der geringen Dichte des Kühlmittels im Reaktorkern ein schnelles Neutronenspektrum ergibt, vergleiche Tabelle 4-8, diese werden im Folgenden aufgrund der gegenüber thermischen SCWR-Konzepten grundsätzlich höheren Entwicklungsbedarfe im Detail nicht weiter betrachtet.

Daneben weist (Huang et al. 2021) darauf hin, dass auch verschiedene Entwicklungen für SCWR als SMR-Konzepte verfolgt werden. Im Folgenden werden die wesentlichen Varianten von in Entwicklung befindlichen SCWR-Konzepten kurz dargestellt. Dabei wird vor allem auf diejenigen Aspekte eingegangen, bei denen das Reaktorkonzept von obiger allgemeiner Darstellung eines SCWR abweicht.

Tabelle 4-8: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des SCWR

Reaktorkonzept	Typ	Spektrum	Kühlmittel	Moderator	Austrittstemperatur
CSR1000 (China)	Druckbehälter	Thermisch	Leichtwasser	Leichtwasser	500°C
HP-LWR (Europa)	Druckbehälter	Thermisch	Leichtwasser	Leichtwasser	500°C
JSCWR (Japan)	Druckbehälter	Thermisch	Leichtwasser	Leichtwasser	560°C
Canadian SCWR	Druckröhren	Thermisch	Leichtwasser	Schwerwasser	625°C
Japan	Druckbehälter	Schnell	Leichtwasser	N.A.	501°C
Russland	Druckbehälter	Schnell	Leichtwasser	N.A.	540°C

Quelle: (IAEA 2023b; Huang et al. 2021)

CSR1000

In China wird aktuell der CSR1000 entwickelt. Dieses Reaktorkonzept wird exemplarisch ausführlicher in Kapitel 5.7 dargestellt.

HP-LWR

Das Konzept des „High Performance-Light Water Reactor“ (HP-LWR) wurde in den 2000er Jahren federführend am KIT in Deutschland entwickelt (KIT 2012; IKET 2011; 2008b; 2008a). Laut Angaben der Entwickler lag ein wesentlicher Grund für diese Forschungstätigkeiten darin, dass eine Notwendigkeit für den Aufbau neuen Know-hows angesichts des bevorstehenden

Generationenwechsels im Bereich der ursprünglichen Reaktorentwickler in Deutschland sowie international gesehen wurde (Schulenberg 2020, S. 45). Die letzten in der ARIS-Datenbank der IAEA zum HP-LWR enthaltenen Informationen stammen aus dem Jahr 2011 (KIT 2011). Die folgende Darstellung orientiert sich daher an der aktuelleren Darstellung in (Schulenberg 2020).

Der HP-LWR wurde als Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW konzipiert. Der Aufbau entspricht im Wesentlichen dem oben dargestellten grundsätzlichen Aufbau der Technologielinie.

Beim HP-LWR tritt das Speisewasser bei einer Temperatur von 280°C und einem Druck von 25 MPa in der RDB ein, füllt diesen vollständig aus und strömt auch durch Spalte zwischen Brennelementkästen und einen inneren Wasserspalt in den Brennelementen. Dabei dient es zur Moderation der Neutronen. Das auf ca. 320°C aufgeheizte Kühlmittel tritt dann von unten ein erstes Mal in das Innere der Brennelemente ein und durchströmt das zentrale Drittel der Brennelemente im Reaktorkern, d. h. die Brennelemente mit der höchsten Leistung. Dabei wird es bis auf ca. 400°C, also eine Temperatur oberhalb des kritischen Punkts aufgeheizt. In einer oberen Mischkammer wird der Kühlmittelstrom zum Ausgleich von Temperaturinhomogenitäten durchmischt und die Strömungsrichtung ein erstes Mal umgekehrt, das Kühlmittel durchströmt dann ein zweites Drittel der Brennelemente und wird dabei weiter erhitzt. Dieses einfach überhitzte Kühlmittel wird erneut in einer unteren Mischkammer gesammelt und durchmischt und strömt anschließend durch das letzte Drittel der Brennelemente am äußeren Rand des Reaktorkerns, wobei es seine Kernaustrittstemperatur von ca. 500°C erreicht.

JSCWR

Von Toshiba wird das „Japanese Supercritical Water Cooled Reactor“-Konzept (JSCWR) verfolgt, letzte Informationen in der ARIS-Datenbank stammen aus dem Jahr 2011 (ARIS 2011b).

Demnach geht die Entwicklung des JSCWR auf Arbeiten an der Universität von Tokyo beginnend im Jahr 1989 zurück. Das Projekt wurde vom japanischen Wirtschaftsministerium (METI) gefördert und gemeinsam von Toshiba, Hitachi-GE, der Universität von Tokyo, der Kyushu Universität, der Kyoto Universität, dem Institute of Applied Energy sowie der Japan Atomic Energy Agency verfolgt. Der JSCWR soll bei einer thermischen Leistung von 3681 MW eine elektrische Leistung von 1700 MW erzeugen. Er soll vorwiegend für eine Grundlastversorgung eingesetzt werden.

Als Brennstoff ist Uranoxid- oder MOX-Brennstoff vergleichbar zu heutigen Leichtwasserreaktoren mit einer Anreicherung von 7% bei einem Zielabbrand von 45 MWd/kg Schwermetall und einem Hüllrohrmaterial aus Edelstahl vorgesehen. Gadolinium wird als brennbares Neutronengift eingesetzt. Das Kühlmittel tritt bei einem Druck von 25 MPa und einer Temperatur von 290°C in den Reaktor ein und wird auf eine Temperatur von 560°C aufgeheizt.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt wie bei heutigen BWR durch von unten in den RDB einfahrende Steuerelemente. Das Sicherheitskonzept entspricht demjenigen heutiger fortgeschrittener Leichtwasserreaktoren.

Für den JSCWR ist ein geschlossener Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung und Plutoniumnutzung vorgesehen.

Canadian SCWR

In Kanada erfolgt die Entwicklung eines SCWR seit den 2000er Jahren basierend auf dem kanadischen CANDU-Reaktorkonzept, die folgende Darstellung basiert auf (Yetisir et al. 2016).

Beim Canadian SCWR handelt es sich demnach um einen Reaktor mit einer elektrischen Leistung von 1200 MW bei einem Dampfdruck von 25 MPa und einer Dampftemperatur von bis zu 625°C. Der Wirkungsgrad des Reaktors liegt bei 47%. Die Lebensdauer des Reaktors soll mindestens 40 Jahre betragen, bis zu 75 Jahre werden als möglich angesehen.

Bei diesem Reaktorkonzept befinden sich die Brennelemente in einzelnen vertikal orientierten Druckröhren. Als Kühlmittel wird Leichtwasser verwendet. Die Druckröhren befinden sich in einem Moderatortank, der mit schwerem Wasser als Neutronenmoderator gefüllt ist. Das Schwerwasser soll eine Temperatur von ca. 100°C aufweisen, so dass die Wand der Druckröhre eine Temperatur von 120-150°C nicht übersteigt. Dazu liegt der Druck im Moderatortank bei 0,35 MPa.

Anders als bei bisherigen CANDU-Reaktoren erfolgt die Be- und Endladung von Brennstoff im Batch-Betrieb. Die Brennelemente werden dabei für drei Zyklen im Reaktor eingesetzt, bevor sie entladen werden. Als Brennstoff ist Thoriumdioxid vorgesehen, welches als Spaltmaterial 15 bzw. 12 Gewichtsprozent (innerer bzw. äußerer Brennstab-Ring) Plutoniumdioxid enthält.

Internationale Forschungsaktivitäten

Im Rahmen von GIF werden als aktuelle Entwicklungsbereiche

- die Systemintegration,
- Materialien und Chemie sowie
- Thermohydraulik und Sicherheit

genannt.

(GIF 2021a) verweist mit Blick auf die Systemintegration auf das im September 2020 gestartete gemeinsame europäische, kanadische und chinesische Entwicklungsprogramm (ECC-SMART) für einen mit superkritischem Wasser gekühlten SMR, sowie zwei vom chinesischen Forschungsministerium (MOST) finanzierte Projekte zur Weiterentwicklung des CSR1000-Konzepts und zur Erstellung einer Wissensbasis bisheriger Experimente im Bereich der SCWR-Entwicklung. Der Gesamtumfang des ECC-SMART wird in (Huang et al. 2020) mit 925 Personenmonaten angegeben.

Hinsichtlich der Materialentwicklungen verweist (GIF 2021a) ebenfalls auf Aktivitäten im Rahmen von ECC-SMART, in deren Rahmen insbesondere Hüllrohrmaterialien auf ihre Eignung für den Einsatz in SCWR untersucht werden sollen. Auch in China und Kanada werden entsprechende Untersuchungen gefördert.

Mit Blick auf Thermohydraulik und Sicherheit verweist (GIF 2021a) auf Arbeiten im Rahmen des ECC-SMART Programms sowie von zwei Forschungseinrichtungen in Ungarn. Weiterhin verweist (GIF 2021a) auf die im Genehmigungsverfahren befindliche Installation eines Testkühlkreislaufs für die Brennelementqualifizierung für SCWR im tschechischen Forschungsreaktor LVR-15. In China wurden im November 2020 zwei Benchmark-Untersuchungen für thermohydraulische Rechenprogramme gestartet. Die aktuellen kanadischen Entwicklungsarbeiten fokussieren auf Designarbeiten für einen SCWR-SMR.

4.5.4 Technologischer Entwicklungsstand

Der grundsätzliche Aufbau und das Sicherheitskonzept von SCWR gleicht sehr stark demjenigen heutiger moderner Leichtwasserreaktoren. Dennoch ergibt sich relevanter weiterer Forschungs- und Entwicklungsbedarf, insbesondere in den Bereichen Hüllrohr- und Strukturmaterialien, Sicherheitsfunktionen sowie Nachweisverfahren, bevor ein erster Prototypreaktor errichtet werden kann.

Nach (GIF 2021a) sind noch geeignete Materialien für den Einsatz im Reaktor zu entwickeln und zu testen. Auch (KIT 2011) nennt als einen wesentlichen notwendigen Entwicklungsschritt die Bereitstellung von geeigneten Strukturmaterialien für den Einsatz im Reaktorkern. Mit Blick auf geeignete Strukturmaterialien wurden 16 Materialien in Autoklaven auf ihre Korrosionsbeständigkeit bis 650°C untersucht. Insbesondere für dünnwandige Komponenten wie die Hüllrohrmaterialien sei kein geeignetes Material für diesen Temperaturbereich gefunden worden. Mit den untersuchten Materialien ergebe sich ein Temperaturlimit von 550°C für die Hüllrohre. (Schulenberg und Leung 2016) verweist darauf, dass insbesondere die ferritisch-martensitischen Stähle, die heute in modernen Kohlekraftwerken eingesetzt werden, für dünnwandige Komponenten wie die Hüllrohre keine ausreichende Korrosionsbeständigkeit aufweisen. (Leung 2017) stellt verschiedene in Untersuchung befindliche Kandidaten für geeignete Hüllrohrmaterialien dar. Auch (Huang et al. 2021) stellt fest, dass wichtige Strukturmaterialien identifiziert wurden, deren Eignung in weiteren Untersuchungen zu bestätigen ist. Für Temperaturen oberhalb von 600°C wurde allerdings weiterhin kein geeignetes Hüllrohrmaterial identifiziert. Weitere Materialien werden laufend untersucht, vergleiche bspw. (Bai et al. 2018).

(Schulenberg 2020) sieht eine grundsätzliche Übertragbarkeit der heutigen Sicherheitskonzepte von modernen BWR auf SCWR-Anlagen. Allerdings geht er davon aus, dass bisherige Containmentkonzepte für SCWR-Anlagen neu berechnet und getestet werden müssten. (Schulenberg 2020, S. 51) sieht die Notwendigkeit, alle relevanten Komponenten eines SCWR detailliert zu berechnen und zu testen, bevor aus einem solchen Konzept ein funktionstüchtiges Kraftwerk wird. Hinsichtlich aktueller Entwicklungen verweist (Schulenberg 2020, S. 57) auf China, stellt jedoch selbst fest, dass er den Bau eines solchen Reaktors in China aufgrund des hohen finanziellen Risikos für den Kraftwerkshersteller eher für unwahrscheinlich hält. So stellt (Schulenberg 2020, S. 58) fest:

„Die bisherigen Entwürfe sind daher eher als Vision oder Anregungen zu verstehen und nicht als Zeichnungen zum Bau eines Kraftwerks.“

Als weitere Entwicklungsnotwendigkeit benennt (KIT 2011) eine zuverlässige Vorhersage von neutronenphysikalischen sowie thermohydraulischen Phänomenen unter den Bedingungen einer Kühlung mit überkritischem Wasser. Mit Blick auf gekoppelte neutronenphysikalische und thermohydraulische Effekte im Reaktorkern stellt (KIT 2011) fest, dass für Gleichgewichtszustände eine Kopplung und iterative Berechnung in Neutronik- und Thermohydraulikprogrammen möglich sei, siehe auch (IKET 2006; 2009a). Für transiente Zustände (Störfallanalysen) müssten geeignete Rechenprogramme allerdings noch entwickelt werden. Für die weitere Entwicklung seien daher zunächst realistische Versuche für die Auswahl von Strukturmaterialien und Strömungsversuche an Versuchsbrennelementen erforderlich. Weiterhin seien für bestimmte Sicherheitsfunktionen integrale Tests notwendig. Schließlich müsse ein Prototypreaktor mit geringer Leistung konstruiert, gebaut und getestet werden, um das Gesamtkonzept zu validieren. Daher sieht (KIT 2011) die Entwicklung von SCWR eher als eine längerfristige kontinuierliche Weiterentwicklung heutiger Leichtwasserreaktoren.

(IAEA 2014) stellt Erkenntnisse zum thermohydraulischen Verhalten von SCWR, vorhandenen Rechenprogrammen sowie Pläne für die weitere Validierung von Rechenprogrammen für SCWR zusammen. (Hummel und Novog 2016) berichten über Ergebnisse gekoppelter thermohydraulischer Rechnungen für Transienten des kanadischen SCWR. Sie zeigen, dass Transienten zu starken Leistungsanstiegen führen können, die mit einer gewissen Zeitverzögerung aber durch inhärente Rückkopplungen zu einer Selbstabschaltung des Reaktors führen. Allerdings könne die Notwendigkeit für Schnellabschaltssysteme wie bei heutigen CANDU-Reaktoren zur sicheren Beherrschung solcher Transienten bestehen.

In der letzten Roadmap des GIF (GIF 2014) wurde der Entwicklungsstand von SCWR als am Ende der ersten Entwicklungsphase, der „viability phase“ des GIF, vergliche Kapitel 2.6.1, eingeschätzt. Danach sollten bis 2015 out-of-pile Test von Versuchsbrennelementen, die Wahl von Hüllrohrmaterialien und die Qualifizierung von Berechnungsmethoden erfolgen, bis 2017 sollte eine Entscheidung über einen SCWR-Prototypreaktor getroffen werden und zwischen 2017 und 2022 sollten in-pile Test von Versuchsbrennelementen durchgeführt werden. Ab 2025 würde dann die „demonstration phase“ des GIF erreicht.

Ein Versuchsstand zur Brennstoffqualifikation ist am Forschungsreaktor des Centrum Vyzkumu Rez (CVR) in Tschechien geplant (Huang et al. 2015; Schulenberg et al. 2012; Raqué und Schulenberg 2011). Nach (Schulenberg et al. 2012) sollte dieser zwischen 2012 und 2014 errichtet und erste Versuche zwischen 2014 und 2018 durchgeführt werden. Gemäß (Huang et al. 2021) wurde dieser mittlerweile errichtet und soll in Kürze in Betrieb genommen werden. Integrale Testeinrichtungen werden in (Huang et al. 2021) als notwendig für die weitere Entwicklung aufgeführt. Tests an einzelnen Brennstäben und Brennstabbündeln von drei, vier oder sieben Brennstäben sowie Benchmarkrechnungen sind erfolgt (Huang et al. 2015; Rohde et al. 2016; Huang et al. 2020), jedoch noch nicht für vollständige Brennelemente (Huang et al. 2021). Weitere internationale Forschungsergebnisse sind in (Huang et al. 2020) zusammengefasst.

Auch (GIF 2021a) sieht noch wesentlichen Forschungsbedarf im Bereich der thermohydraulischen Daten für überkritisches Wasser bei prototypischen Einsatzparametern von SCWR. Auch wenn sich für SCWR vergleichbare Stör- und Unfallszenarien wie für heutige LWR ergeben, sind für die Nachweisführung aufgrund der erheblichen Unterschiede in den thermohydraulischen Eigenschaften bei hohen Temperaturen und Drücken die thermo-hydraulischen Rechenprogramme neu zu validieren.

Der Entwicklungsstand des JSCWR wird in (ARIS 2011b) als am Ende der „viability phase“ des GIF eingeschätzt. Im Jahr 2011 sollte die zweite Phase, die „performance base“ beginnen und bis 2020 abgeschlossen werden. In den 2020er Jahren sollte ein Prototypreaktor geplant, genehmigt und gebaut werden. Der Bau eines ersten kommerziellen JSCWR-Reaktors sollte 2030 erfolgen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Mit Blick auf die Entwicklung von Hüllrohr- und Strukturmaterialien liegen für die Einsatzbedingungen des SCWR somit Erkenntnisse aus Laborversuchen und ersten integralen Versuchen mit wenigen Brennstäben vor. Damit befindet der Stand der Materialentwicklung noch im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“.

Hinsichtlich der für ein vollständiges Reaktorkonzept erforderlichen Sicherheitsfunktionen sind die Maßnahmen und Einrichtungen heutiger LWR weitgehend auf SCWR-Konzepte übertragbar, allerdings ergibt sich insbesondere im Bereich der Kernkühlung der Bedarf, die Übertragbarkeit bspw. während Transienten, Kühlmittelverluststürfen oder bei An- und Abfahrvorgängen zu bestätigen, vgl. auch Kapitel 4.5.4. Der Stand der Entwicklung erforderlicher Sicherheitsfunktionen kann damit im Bereich der „Entwicklung“ abgeschätzt werden.

Für die Demonstration eines finalen Reaktorkonzepts sind weiterhin umfangreiche integrale Testeinrichtungen sowie ein Demonstrationsreaktor erforderlich. Diese sind auch notwendig, um erforderliche Daten für die Nachweisführung zu gewinnen und auf dieser Basis existierende Rechenprogramme zur Nachweisführung bei LWR insbesondere mit Blick auf gekoppelte thermohydraulische Effekte auf SCWR zu übertragen bzw. zu erweitern und die mit diesen Rechenprogrammen erzielten Ergebnisse zu validieren. Damit befinden sich die Methoden zur Nachweisführung für SCWR noch im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand von SCWR vor diesem Hintergrund aktuell als im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“ ein.

4.5.5 Sicherheit

Beim Durchströmen des Reaktorkerns wird das Kühlmittel im SCWR in überkritisches Wasser umgewandelt. Dabei nimmt die Dichte des Kühlmittels und damit die Kühlbarkeit der Brennstäbe signifikant ab. Gleichzeitig führt die mit steigender Temperatur abnehmende Dichte zu höheren Strömungsgeschwindigkeiten und damit einhergehend auch höheren Druckverlusten bei der Durchströmung der Brennelemente. Ohne weitere Maßnahmen würden damit Brennelemente mit höherer Leistung einen geringeren Kühlmitteldurchsatz erfahren, so dass es zu erheblichen Temperaturunterschieden zwischen den Brennelementen im Reaktorkern kommen kann. Um dies auszugleichen ist eine entsprechende Strömungsführung des Kühlmittels im Kern erforderlich (Schulenberg 2020). Dabei führt eine höhere Zahl an Durchgängen des Kühlmittels durch den Reaktorkern zu einer stärkeren Homogenität in der Kühlbarkeit und der Leistungsfreisetzung im Kern, erhöht allerdings zugleich die Komplexität des Kernaufbaus (Schulenberg und Leung 2016).

(Schulenberg und Leung 2016) verweisen darauf, dass insbesondere beim Anfahren eines SCWR sicherheitstechnisch relevante Unterschiede zu heutigen LWR bestehen. So kann beim Anfahren im Bereich der unterkritischen Betriebstemperaturen und -drücke ein Dryout nicht vermieden werden und daher muss die maximale Hüllrohrtemperatur beim Anfahren überwacht werden. Gegebenenfalls sind zur Vermeidung von Dryout-Problemen spezielle Anfahrssysteme zu entwickeln. Weiterhin ist für SCWR das Auftreten von Neutronenflussschwingungen im Reaktorkern zu vermeiden, wie sie auch bei heutigen BWR grundsätzlich möglich sind. Aufgrund der sehr starken Dichteänderung des Kühlmittels beim Durchströmen des Reaktorkerns ist dieser Effekt bei SCWR jedoch grundsätzlich ausgeprägter als bei den heutigen BWR und muss durch geeignete technische

Maßnahmen verhindert werden (IKET 2009b). Schließlich kann auch das Auftreten von Xenon-Oszillationen nicht ausgeschlossen werden, was wiederum durch geeignete Maßnahmen, wie während des Leistungsbetriebs teilweise eingefahrene Steuerelemente, verhindert werden muss (Schulenberg und Leung 2016).

Bei den aktuell diskutierten SCWR-Konzepten handelt es sich jeweils um Konzepte, bei denen der im Reaktorkern entstehende Dampf direkt auf die Turbine geführt wird. Anders als bei BWR, bei denen Radioaktivität im Kühlmittel weitgehend in der wässrigen Phase im Reaktordruckbehälter verbleibt, wird mit dem überkritischen Wasser ein höherer Aktivitätseintrag in die konventionellen Anlagenteile (Turbine, Kondensator etc.) erfolgen, was zu höheren Anforderungen im Bereich des Strahlenschutzes im Normalbetrieb und bei Wartungen führt (Schulenberg und Leung 2016).

(Huang et al. 2021, S. 578; Schulenberg und Leung 2016, S. 190) sehen sicherheitstechnische Vorteile in der Tatsache, dass es beim SCWR aufgrund des einphasigen Kühlmittels nicht zu einer Siedekrise bei Reaktivitätsstörfällen oder Kühlmittelverlusten mit kleinem Leckquerschnitt kommt. Gleichzeitig weist (Huang et al. 2021, S. 579) jedoch darauf hin, dass aufgrund des höheren Betriebsdrucks und des geringeren Kühlmittelinventars im RDB bei Kühlmittelverluststörfällen ein höherer Bedarf für das Eingreifen von technischen Sicherheitssystemen bestehe.

Als einen sicherheitstechnischen Unterschied zu heutigen LWR verweist (KIT 2011) darauf, dass aufgrund der unterschiedlichen Strömungsführung im HP-LWR für eine erfolgreiche Kernkühlung immer ein Kühlmittelumlauf sichergestellt werden muss, die Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel alleine sei dagegen nicht ausreichend. Daher werde für Störfälle als Sicherheitsfunktion eine schnelle automatische Druckentlastung des Reaktordruckbehälters erforderlich.

Für den HP-LWR ist ein heutigen Siedewasserreaktoren wie dem ESBWR oder dem SWR-1000 vergleichbares Sicherheitskonzept vorgesehen (Schulenberg 2020). Der Reaktor ist von einem Spannbetoncontainment eingeschlossen. Die das Containment durchdringenden Leitungen für das überkritische Wasser und das Speisewasser sind mit jeweils zwei passiven Rückschlagklappen absperrbar. Eine Notabschaltung erfolgt durch Einwurf der Steuerelemente. Als diversitäres Abschaltssystem ist ein Bor-Einspeisesystem vorgesehen. Nach einer Abschaltung wird entstehender Frischdampf mittels der schnellen automatischen Druckentlastung aus dem Reaktorkern in eine Kondensationskammer im Containment abgeblasen. Ein Notkühlsystem fördert Kühlwasser aus der Kondensationskammer zurück in den Reaktor. Für eine passive Wärmeabfuhr ist darüber hinaus auch ein im Containment untergebrachter Notkondensator vorgesehen. Bei Kühlmittelverluststörfällen in das Containment freigesetzter Dampf tritt durch Kondensationsrohre ebenfalls in die Kondensationskammer ein, wodurch der Druckaufbau im Containment begrenzt bleibt. Auch die anderen SCWR-Reaktorkonzepte weisen vergleichbare Sicherheitskonzepte auf (Huang et al. 2021).

Durch die Verwendung von Edelstahl als Struktur- und Hüllrohrmaterialien wird bei Unfällen das Risiko der Wasserstoffbildung durch Reaktionen mit dem Zirkonium, welches in LWR als Hüllrohrmaterial verwendet wird, reduziert (Huang et al. 2021). Allerdings wird auch für zukünftige LWR die Verwendung fortgeschrittener Hüllrohrmaterialien diskutiert, die dieses Risiko vermindern sollen (sogenannte Accident Tolerant Fuels, ATF).

(Schulenberg und Leung 2016) verweisen darauf, dass auch für SCWR-Konzepte Unfallereignisse mit einem Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen sowie extreme Einwirkungen von außen wie der Absturz eines Militärflugzeugs oder eines großen zivilen Flugzeugs als die Auslegung ergänzende Ereignisse („design extension scenarios“) betrachtet werden müssen. Auch sind

mitigative Einrichtungen für schwere Unfälle sowie der Ausschluss von Unfallabläufen mit frühem Containmentversagen vorzusehen.

Bei SCWR-Konzepten mit schnellem Neutronenspektrum besteht insbesondere die zusätzliche Problematik, dass es bei einem Kühlmittelverlust zu einem Reaktivitätsanstieg im Reaktorkern kommt, was durch geeignete Auslegungsgrundsätze ausgeschlossen werden müsste (Schulenberg und Leung 2016).

(Schulenberg 2020, S. 51) sieht insgesamt keine relevanten Unterschiede im Sicherheitskonzept von SCWR gegenüber heutigen Siedewasserreaktoren, jedoch müsse die Funktionsfähigkeit der Sicherheitssysteme für überkritisches Wasser zunächst noch demonstriert werden (Schulenberg 2020, S. 58)

Fazit Sicherheit

Insgesamt sind die sicherheitstechnischen Eigenschaften und das Sicherheitskonzept von SCWR weitgehend vergleichbar zu heutigen Leichtwasserreaktoren.

Geringfügige Unterschiede ergeben sich beispielsweise mit Blick auf das reduzierte Risiko von Wasserstoffexplosionen bei schweren Unfällen, dem stehen insgesamt eine komplexere Reaktorkerngeometrie und damit auch höhere Nachweisanforderungen mit Blick auf neutronenphysikalische und thermohydraulische Effekte gegenüber.

Auf Ebene der Technologielinie ist insgesamt nicht von einem signifikanten Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen.

4.5.6 Ver- und Entsorgung

Bei SCWR sind die Brennstoffe und Brennstoffkonzepte vergleichbar zu den heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren. Aufgrund der höheren Neutronenverluste im Reaktorkern durch die Notwendigkeit der Verwendung anderer Strukturmaterialien ist eine höhere Anfangsanreicherung zum Erreichen desselben Zielabbrands notwendig. Aufgrund des höheren Wirkungsgrads im Bereich von ca. 45% gegenüber Werten heutiger Reaktoren im Bereich von ca. 35% ist zur Erzeugung derselben Menge an elektrischer Energie jedoch ein um ca. 25-30% reduzierter Brennstoffbedarf, und damit eine entsprechend geringere Masse an abgebranntem Brennstoff pro produzierter Kilowattstunde elektrischer Energie zu erwarten. (KIT 2011) verweist darauf, dass Aktivität und Wärmeentwicklung eines abgebrannten HP-LWR-Brennelements vergleichbar zu denjenigen von abgebrannten Brennstoffen heutiger Leichtwasserreaktoren sind.

Weitere signifikante Unterschiede sind aus heutiger Sicht nicht erkennbar.

Fazit Ver- und Entsorgung

Aufgrund der inhärenten Eigenschaften dieser Technologielinie, insbesondere des höheren Wirkungsgrads, ist der Vorteil einer um etwa 25-30% reduzierte Masse an abgebranntem Brennstoff pro produzierter Kilowattstunde elektrischer Energie gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren zu erwarten.

4.5.7 Proliferationsrisiken

Für SCWR sind die Brennstoffe und Brennstoffkonzepte vergleichbar den heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren. Aufgrund der höheren Neutronenverluste im Reaktorkern durch die Notwendigkeit der Verwendung anderer Strukturmaterialien ist eine höhere Anfangsanreicherung zum Erreichen desselben Zielabbrands notwendig, diese liegt jedoch mit ca. 6-9% weiterhin im Bereich niedriger Anreicherung (< 20% Uran-235). Dem höheren erforderlichen Anreicherungsgrad steht ein etwas geringerer Brennstoffbedarf zur Produktion der gleichen Energiemenge gegenüber. Weitere signifikante Unterschiede sind aus heutiger Sicht nicht erkennbar. Auch (Huang et al. 2021) sieht für SCWR-Konzepte bei einer Nutzung heutiger Uran-Brennstoffe keine signifikanten Unterschiede mit Blick auf Proliferationsrisiken.

Eine Wiederaufarbeitung von Brennstoffen ist auf Ebene der Technologielinie nicht vorgesehen bzw. notwendig. Für Reaktorkonzepte mit schnellem Neutronenspektrum wird jedoch die Erzeugung neuen Spaltmaterials in einem Brutblanket mit anschließender Wiederaufarbeitung vorgesehen (Huang et al. 2021). Auch für den JSCWR wird ein geschlossener Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung und Plutoniumnutzung vorgesehen (ARIS 2011b). Auch (KIT 2011) verweist darauf, dass im abgebrannten Brennstoff eines HP-LWR zusätzlich zum entstandenen Plutonium noch ca. 2% Uran-235 verbleiben und sich damit ein geschlossener Brennstoffkreislauf für dieses Konzept anbieten könnte. Hier können mit Blick auf einzelne Reaktorkonzepte also grundsätzlich Unterschiede bestehen, die auf Ebene des konkreten Reaktorkonzepts zu bewerten sind.

(Ibrahim et al. 2022) untersuchen beispielsweise die Attraktivität von Spaltmaterialien für den kanadischen SCWR basierend auf einer Bewertungsskala nach (Bathke et al. 2012). Dabei gehen sie vom im Konzept vorgesehenen Plutonium/Thorium-Brennstoffkreislauf aus und untersuchen Varianten mit einer Zugabe von Uran zum Pu/Th-Brennstoff oder von Uranbrennstoffen. Sie stellen fest, dass bei einer Zugabe von 9% Natururan zum frischen Brennstoff die Qualität des im abgebrannten Brennstoff verbleibenden Gesamturans (insbesondere Uran-238 und Uran-233) für Waffenanwendungen minimiert wird. Den Pu/Th-Brennstoffkreislauf bewerten sie im Vergleich zu den untersuchten anderen Brennstoffkreisläufen als den mit der geringsten Proliferationsresistenz.

Fazit Proliferationsrisiken

Mit Blick auf mögliche Proliferationsrisiken ergeben sich auf Ebene der Technologielinie keine grundsätzlichen Vor- oder Nachteile gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren. Ein detailliertere Diskussion von Vor- und Nachteilen verschiedener Reaktorkonzepte für SCWR findet sich in (GIF 2022c). Unterschiede auf Ebene der Reaktorkonzepte ergeben sich dabei vor allem durch die Wahl des Brennstoffkreislaufs.

4.5.8 Kosten

(GIF 2021a) verweist als wesentlichen Vorteil der SCWR-Entwicklung auf eine verbesserte Ökonomie aufgrund des höheren Wirkungsgrads von SCWR-Reaktoren sowie des Potentials zur Vereinfachung des Reaktorsystems gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren.

In (KIT 2011) werden mögliche Kosteneinsparungen eines SCWR im Bereich von 20% der Investitionskosten diskutiert. Dabei werden als Kostenindikatoren für die Baukosten eines Reaktors Abschätzungen zur benötigten Menge an Stahl und zum Volumen des Containments zugrunde gelegt. Auch in (Schulenberg 2020) werden die zwei wesentlichen ökonomische Vorteile eines SCWR diskutiert. Zum einen sollen durch einen einfacheren Aufbau des Reaktors Einsparungen in

den anfänglichen Investitionskosten erreicht werden. So kann der Reaktordruckbehälter ähnlich kompakt gehalten werden wie bei PWR, gleichzeitig entfällt aber die Notwendigkeit von Dampferzeugern und einem sekundären Kühlkreislauf. Gegenüber BWR entfällt u. a. die Notwendigkeit der Wasser-Dampf-Abscheidung im Reaktordruckbehälter. Insgesamt sollen damit die erforderlichen Anfangsinvestitionen gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren reduziert werden. Die möglichen Einsparungen schätzt auch (Schulenberg 2020, S. 58) mit ca. 20% der Investitionskosten ab. Gleichzeitig wird die Effizienz des Reaktors erhöht, da durch die höheren Arbeitstemperaturen ein höherer Wirkungsgrad der Gesamtanlage im Bereich von 45% erreichbar ist.

Aufgrund der unterschiedlichen Reaktorgeometrie und der im Reaktorkern verwendeten Materialien ist eine etwas höhere Anreicherung des Brennstoffs für die gleiche Energieerzeugung erforderlich. Gleichzeitig wird aber die erzeugte Energie aufgrund des höheren Wirkungsgrads besser in elektrische Energie umgewandelt, so dass nicht von signifikanten Unterschieden beim Brennstoffbedarf auszugehen ist.

Allerdings ist je nach konkretem Reaktorkonzept ggf. der interne Aufbau des Reaktors bzw. der Brennelemente gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren erheblich komplexer, was zu höheren Kosten insbesondere der Brennelementherstellung führen kann.

Weitere kostenrelevante Unterschiede sind aus heutiger Sicht nicht erkennbar.

Fazit Kosten

Es ist davon auszugehen, dass durch die höhere Effizienz des Reaktorsystems im Bereich von 45% gegenüber heutigen LWR im Bereich von ca. 35% und die möglichen Einsparungen bei den Investitionskosten in Höhe von geschätzt ca. 20% Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR entstehen, wenn die offenen materialtechnischen Probleme zu moderaten Kosten gelöst werden können. Kosteneffekte durch den komplexeren Aufbau der Brennelemente können auf Ebene der Technologielinie nicht genauer abgeschätzt werden, es kann aber davon ausgegangen werden, dass diese die genannten Vorteile nicht aufwiegen. Aufgrund der genannten Kostenvorteile eines SCWR sind daher inhärente Vorteile der Technologielinie gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren zu erwarten.

4.6 Hochtemperaturreaktoren (Very High Temperature Reactor, VHTR)

Die Grundidee des Hochtemperaturreaktors (Very High Temperature Reactor, VHTR) ist es, durch die hohen Temperaturen entsprechend hohe Wirkungsgrade zur Stromproduktion zu erzielen und/oder Prozesswärme zu nutzen. Um den hohen Temperaturen Stand zu halten, wird Graphit sowohl als Strukturmaterial und gleichzeitig zum Einschluss des Brennstoffs in Kugeln oder Stäben verwendet, womit ein sehr hoher Abbrand erreicht werden soll. Auch soll der Reaktor Sicherheitsvorteile im Vergleich zu Leichtwasserreaktoren haben. Er hat einen negativen Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten. Das bedeutet je heißer der Reaktorkern wird, desto weniger Leistung wird freigesetzt. Die hohe Wärmekapazität führt zu einem trägen Verhalten des Reaktorkerns bei Leistungsänderungen und der Reaktor hat eine geringere Leistungsdichte im Kern. Aufgrund dieser Eigenschaften besteht die grundsätzliche Möglichkeit einer rein passiven Nachwärmekühlung. Als Kühlmittel wird das neutronisch inerte Edelgas Helium eingesetzt. Häufig werden diese Vorteile auch als inhärente Sicherheitsmerkmale von VHTR bezeichnet.

Die Bezeichnung VHTR wird für die Technologielinie gewählt und schließt sich an die Nomenklatur des Generation IV International Forums (GIF) an. Das erklärte Ziel des GIF ist es, den VHTR auch für sehr hohe Temperaturen (> 950-1000°C) über den derzeit möglichen technischen Stand hinaus zu entwickeln. In der Literatur und historisch werden VHTR häufig nur mit dem Kürzel HTR (high temperature reactor) abgekürzt. In der folgenden Darstellung werden beide Bezeichnungen synonym verwendet.

Ein frühere Darstellung und Bewertung von Hochtemperaturreaktoren wurden schon in (Öko-Institut e.V. 2017) durchgeführt. Teile der Darstellung aus (Öko-Institut e.V. 2017) wurden hier übernommen und ergänzt.

4.6.1 Systembeschreibung

Die wesentliche Eigenschaft des VHTR ist die hohe Betriebstemperatur und die Betonung des Brennstoffes als primärer Barriere gegen Freisetzung.

Reaktorsystem

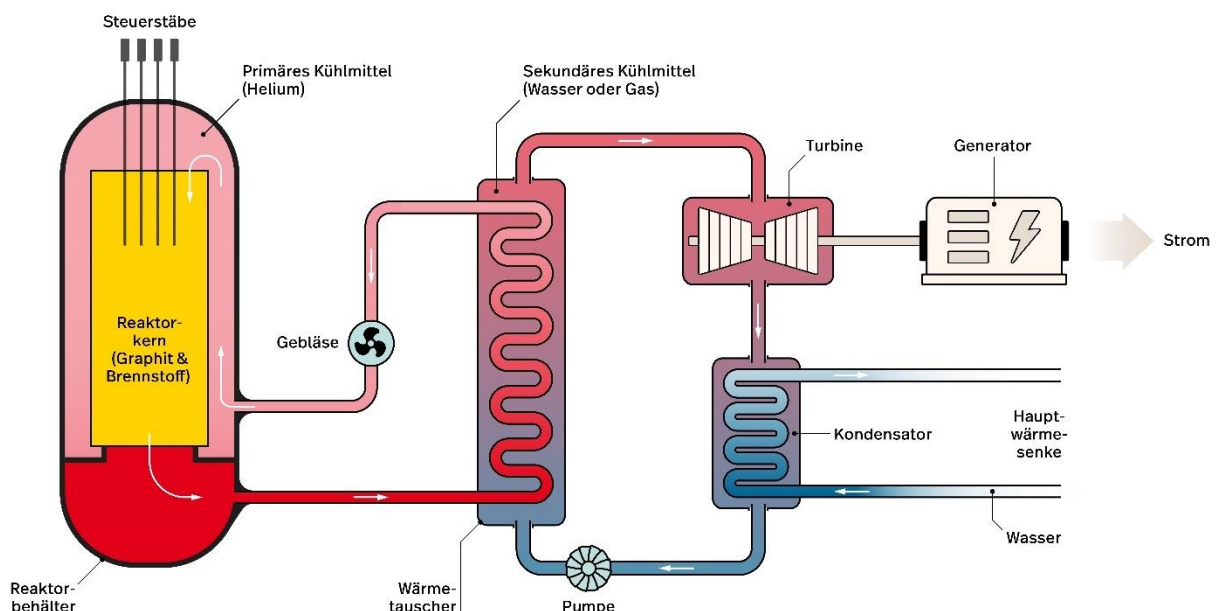
Der Brennstoff im Reaktorkern hält die Kettenreaktion zur Energieerzeugung aufrecht, siehe Abbildung 4-6. In sogenannten Kugelhaufenreaktoren durchlaufen die Brennstoffkugeln den Reaktorkern und Teile des Brennstoffs befinden sich auch außerhalb des Reaktorkerns. Außerhalb des Kernbereichs ist der Brennstoff aber aufgrund der geometrischen Bedingungen unterkritisch, so dass hier nur die radioaktive Zerfallswärme (Nachzerfallsleistung) frei wird. In VHTR mit prismatischem Brennstoff sind die Brennelemente während des Betriebs an einem festen Ort im Reaktorkern. Je nach konkretem Design kann die Kettenreaktion im Reaktor durch Steuerstäbe kontrolliert werden.

Der heiße Reaktorkern wird durch ein Kühlgas (Helium) gekühlt, dass mit einem Gebläse durch den Reaktorkern geleitet wird und sich dabei aufheizt. Das aufgeheizte Gas wird durch einen Wärmetauscher gefördert, in dem die Energie auf einen sekundären Kühlkreislauf übertragen wird, um damit eine Turbine und damit den Generator zur Stromerzeugung anzutreiben. Aufgrund von anhaltenden technischen Schwierigkeiten, Generatorturbinen für das im VHTR eingesetzte Kühlmittel Helium zu fertigen, die den anspruchsvollen Temperaturbedingungen ausreichend standhalten, wurden bisher nur Anlagen mit einem sekundären Dampf-Kreislauf und entsprechendem Wärmetauscher erprobt.

Die verbleibende Abwärme wird an eine externe Wärmesenke, also beispielsweise einen Fluss oder das Meer abgegeben. In manchen Konzepten ist aufgrund der hohen Betriebstemperatur auch eine Anwendung zur industriellen Produktion von Wasserstoff vorgesehen.

VHTR haben eine geringere Leistungsdichte als LWR von ungefähr $4\text{--}10\text{ MW/m}^3$ (IRSN 2015). Der Reaktorbehälter hat ein recht hohes Verhältnis von Länge zu Durchmesser, um die Außenfläche gegenüber dem Volumen zu vergrößern. Der maximal mögliche Durchmesser des Reaktors ist durch die sich einstellende radiale Temperaturverteilung und die maximal zulässige Brennstofftemperatur im Reaktorkern bestimmt. Die Länge des Reaktorkerns bestimmt die maximale Leistung des Reaktors. Das hohe Verhältnis von Länge zu Durchmesser ermöglicht passive Kühlmaßnahmen des Reaktors zur Nachwärmeabfuhr, begrenzt aber die maximale thermische Leistung im Reaktor, ab der eine aktive Kernkühlung benötigt wird. Die Druckverluste bei der Heliumströmung im Kern bestimmen die Kapazität zur passiven Kühlung des Kerns und limitieren die thermische Leistung von Kugelhaufenreaktoren auf $< 250\text{ MW}$ und $< 625\text{ MW}$ für prismatische VHTR (GIF 2021a). Viele Entwicklungen im Bereich der VHTR sind daher Projekte mit einer elektrischen Leistung von unter 300 MW , die häufig auch den sogenannten kleinen modularen Reaktoren (SMR) zugeordnet werden. (Öko-Institut e.V. 2021b) listet derzeit 26 SMR-Konzepte, die den VHTR zugeordnet werden können. Sechs der Konzepte können auch als Mikroreaktoren eingestuft werden.

Abbildung 4-6: Konzeptdarstellung eines Hochtemperaturreaktors (VHTR)



Quelle: Eigene Abbildung

Brennstoff

Im VHTR wird eine besondere Brennstoffform aus Brennstoffpartikeln eingesetzt. Ein Brennstoffpartikel selbst hat einen Durchmesser von nur etwa einem Millimeter und ist von mehreren

Schichten überzogen. Der Brennstoff ist meist Uranoxid (UO_2), es wird aber auch Uranoxycarbid (UCO) entwickelt. Als Spaltstoff kann auch Thorium/Uran-233 oder Plutonium genutzt werden. Die erste Schicht um den eigentlichen Brennstoffpartikel ist eine Pufferschicht aus pyrolytischem Kohlenstoff (PyC) um Spaltgase aufzunehmen und Brennstoffschwellen zu kompensieren. Als nächstes folgt eine dichte Schicht PyC und eine Schicht aus Siliciumcarbid (SiC) als Diffusionsbarrieren, die für den Einschluss von entstehenden Aktiniden und Spaltprodukten sorgen sollen. Schließlich folgt eine letzte Schicht aus PyC. Diese Partikel aus Brennstoff und umhüllenden Schichten werden TRISO-Brennstoff (TRistructural-ISotropic) genannt und mit einer Hülle aus Graphit umgeben. Der TRISO-Brennstoff selbst ist dabei in allen VHTR-Konzepten die entscheidende Komponente zum erfolgreichen Einschluss von Radioaktivität im Reaktor. Aufgrund der Rückhaltefunktion der TRISO-Brennstoffhülle wird oft argumentiert, dass anderen Teilen der gestaffelten Sicherheitsbarrieren, wie einem Containment, weniger Bedeutung beigemessen werden muss.

Die TRISO-Partikel werden in Kugelhaufen-Konzepten in Graphitkugeln von etwa Tennisballgröße eingebettet und eine Schüttung der Kugeln bildet dann den Reaktorkern, wobei die Kugeln im Leistungsbetrieb kontinuierlich durch den Reaktorkern wandern. In prismatischen Reaktorkonzepten werden die TRISO-Partikel in Graphitstäbe von wenigen Zentimetern und diese in Brennelemente eingebettet, die während des Leistungsbetriebs im Reaktor stationär sind.

Der Brennstoff hat eine demonstrierte Temperaturtoleranz von bis zu 1600°C , bevor die Einschlussfunktion versagt. Neuere TRISO-Brennstoffkonzepte setzen auf andere Materialien wie UCO als Brennstoff und eine ZrC-Schicht anstatt SiC, um den Einschluss noch weiter zu verbessern (Helmreich und Hunn 2021).

Brennstoffkreislauf

VHTR können in offenen und geschlossenen Brennstoffkreisläufen genutzt werden. Zunächst kann im VHTR niedrig angereichertes Uran (LEU) eingesetzt werden, aber auch Plutonium als Alternative. Der VHTR wurde schon sehr früh als besonders geeignet für einen Thorium-Uran Brennstoffkreislauf erkannt, da er gute Bruteigenschaften besitzt (zum Thorium Brennstoffkreislauf siehe auch Kapitel 5.6.3).

Kühlmittel

Die Kühlung des Reaktors erfolgt mit Helium. Helium ist weitgehend inert gegenüber Wechselwirkungen mit Neutronen. Metallische Komponenten wie die druckdichte Umschließung des Reaktors müssen unterhalb der Temperatur gehalten werden, bei der Kriechvorgänge einsetzen und werden mit dem kalten Kühlgas aus dem Wärmetauscher gekühlt, bevor dieses in den Reaktorkern eintritt und sich aufheizt. Im Prinzip könnte das heiße Helium direkt zum Antrieb einer Gasturbine genutzt werden (Brayton Direktzyklus) – „Einkreisanlage“. Die Fertigung entsprechender ungekühlter Turbinen bereitet jedoch nach wie vor technische Schwierigkeiten (IRSN 2015). Bis zur erfolgreichen Entwicklung entsprechender Turbinen soll ein sekundärer Kreislauf genutzt und die Wärme mit einem Wärmetauscher zur Dampferzeugung verwendet werden. Die Heißgasumwälzung erfolgt durch Gasgebläse.

Einige Konzepte des VHTR sehen auch Salzschnmelzen als Kühlmittel vor, vergleiche Kapitel 4.4.

Spektrum (Moderator)

Als Moderator und Reflektor wird Graphit im Reaktorkern eingesetzt, so dass ein thermisches Neutronenspektrum entsteht. Da Graphit ein schlechterer Moderator ist als Wasser, muss im Vergleich zu einem LWR eine große Menge an Moderator im Reaktorkern für die Moderation verwendet werden. Dies führt zu einer geringen Leistungsdichte im Kern.

Temperatur

Klassische Hochtemperaturreaktoren (HTR) arbeiten bei Temperaturen von 750°C-850°C, im Vergleich zu etwa 300°C in LWR. Der VHTR ist eine langfristige Fortentwicklung des klassischen HTR und soll eine Betriebstemperatur von bis zu 950°C erreichen, es werden auch Temperaturen bis zu 1000°C und darüber genannt (GIF 2021a). Durch die höhere Arbeitstemperatur kann die thermische Effizienz des Kernkraftwerks auf 47% (850°C) oder 50% (950°C) erhöht werden im Vergleich zu 34-36% in LWR. Ebenfalls kann durch die hohen Betriebstemperaturen die Wärme als Prozesswärme genutzt werden, etwa zur Entsalzung von Meerwasser, Verflüssigung oder Vergasung von Kohle oder zur Wasserstoffgewinnung.

Druck

Aufgrund der geringen Dichte von Gasen muss im primären Kühlkreislauf ein höherer Druck vorliegen. Dieser liegt im Bereich von 1 bis 9 MPa.

Konstruktionswerkstoffe

Eines der wesentlichen Konstruktionswerkstoffe ist Graphit als Strukturmaterial, das gleichzeitig als Neutronenmoderator dient. Um den hohen Temperaturen im Reaktorkern standzuhalten, eignet sich Graphit bis zu Temperaturen von maximal 950°C. Für höhere Temperaturen wird anderes Strukturmaterial benötigt, das bisher noch nicht entwickelt wurde. Graphit wird zur Einbettung der TRISO-Partikel in Brennelemente verwendet und als Strukturmaterial im Reaktor eingesetzt. So wird der gesamte Reaktorbehälter und sämtliche Einbauten im Reaktor, die in Kontakt mit dem heißen Kühlgas stehen, aus Graphit gefertigt (Reflektor, Isolierung). Der Reaktordruckbehälter ist aus Stahl gefertigt.

Eine positive Eigenschaft von Graphit ist die hohe Wärmekapazität, die zu einem sehr trägen Verhalten des Reaktors bei Leistungsänderungen führt. Ein Nachteil von Graphit bei hohen Temperaturen ist die Möglichkeit für Graphitbrände bei Kontakt mit Sauerstoff und die Entstehung entflammbarer Wassergases, eine Mischung aus Kohlenstoffmonoxid und Wasserstoff, bei Kontakt mit Wasser.

4.6.2 Historische Entwicklungen

Die folgende Darstellung der historischen Entwicklung von VHTR wurde aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen, die Darstellung des PBMR in Südafrika wurde dabei ergänzt.

Die Idee von VHTR geht zurück in das Jahr 1946 (ORNL 1947). Der erste klassische HTR Testreaktor „Dragon“ ging 1965 in Großbritannien in Betrieb und wurde mit prismatischen Brennelementen bis 1976 betrieben. Bisher wurden weltweit vier stromproduzierende Reaktoren in Deutschland und den Vereinigten Staaten betrieben, weitere Testreaktoren in Großbritannien, Japan und China. Der Betrieb der Reaktoren beinhaltete eine Reihe an Vorfällen und ungeplanten Ereignissen, inklusive Wasser- und Öleinbruch in den Reaktorkern, Brennstoffversagen, Heliumleckagen etc. Eine ausführlichere Beschreibung der Erfahrungen in den einzelnen

Testreaktoren enthält (Ramana 2016), eine Zusammenfassung wesentlicher Ereignisse ist in Tabelle 4-9 dargestellt. Im Folgenden werden wesentliche Aspekte aus (Ramana 2016) zusammengefasst.

Der Reaktor in Peach Bottom war der erste kommerzielle Hochtemperaturreaktor in den USA und wurde 1966 kritisch. Wie der Dragon-Reaktor wurde der Reaktorkern mit prismatischen Brennelementen betrieben, hatte jedoch eine thermische Leistung von 115 MW und eine elektrische Leistung von 40 MW. Schon nach zwei Monaten musste der Reaktor aufgrund von Problemen am Dampferzeuger abgeschaltet werden. Kurz nach Wiederinbetriebnahme 1967 wurde der Reaktor wegen erhöhter Radioaktivität im Heliumkreislauf aufgrund von Brennelementversagen 1968 wieder abgeschaltet. Nach Ersatz wurde der Reaktor wieder angefahren, aber im selben Jahr mussten 11 weitere Brennelemente ersetzt werden. 1969 wurde der Reaktor mit frischen Brennelementen wieder angefahren, aber wiederum kam es zu erhöhter Radioaktivität im Helium, der Reaktor wurde jedoch bei geringerer Leistung (geringere Temperatur) weiterbetrieben. Der Reaktor wurde im Oktober 1969 abgeschaltet, diesmal hatten weitere 78 Brennelemente versagt. 1970 ging der Reaktor wieder in Betrieb, diesmal mit einem veränderten Design der Brennelemente, deren Betrieb zufriedenstellender war. Allerdings wurde aus kommerziellen Erwägungen 1974 der Betrieb eingestellt, als die Brennelemente des Kerns durch frische ersetzt werden mussten. Es kam zu einem Öleinbruch in den Reaktor, der erst bei Inspektion der Brennelemente auffiel und vom Sicherheitssystem unentdeckt blieb. Ebenfalls waren alle Flächen des Reaktorkreislaufs mit einer Graphitschicht bedeckt, die Cäsium und Strontium enthielt (Ramana 2016).

Der größere Bruder des Peach Bottom Reaktors wurde in Fort. St. Vrain errichtet und ging 1974 mit 842 MW thermischer und 330 MW elektrischer Leistung in Betrieb. Es dauerte fünf Jahre, bis der Reaktor stabil genug lief, dass von einem kommerziellen Betrieb gesprochen wurde. Heliumleckagen und Feuchtigkeitseinfall (zum ersten Mal 1974) waren mit für die lange Inbetriebnahme verantwortlich. Andere Gründe waren Schwankungen der Kerntemperatur. Während des Betriebs bis 1989 gab es zahlreiche Probleme: Wassereintritte bzw. nicht funktionierende Feuchtigkeitmesssysteme, Lufteinbrüche bzw. Ausfall des Gasmesssystems, und Versagen bzw. Risse in Graphitrohren und anderen Strukturkomponenten. Der Lufteinbruch betraf die Sicherheitsfunktionen am gravierendsten, da die Steuerstäbe und das Reserveabschaltsystem betroffen waren. Es kam auch zu einem Versagen von sechs Steuerstäben, die nicht komplett in den Kern einfahren konnten. Aufgrund der vielen Vorfälle war die Verfügbarkeit des Reaktors sehr gering (Ramana 2016). Der Reaktor durfte auch nur bei 70% seiner vollen Leistung gefahren werden aufgrund von Gasfluktuationen im Reaktorkern und Problemen mit dem Kühlgebläse sowie Unsicherheiten mit der garantierten Nachwärmeabfuhrleistung (Öko-Institut e.V. 1989b).

Das ambitionierte Programm zur Errichtung von 10 Hochtemperatur-Reaktoreinheiten in den USA wurde Mitte der 1970er Jahre aufgrund der schlechten Betriebserfahrung – insbesondere aufgrund der Betriebserfahrung mit dem Fort St. Vrain Reaktor – aufgegeben. Seither hat sich kein amerikanischer Betreiber mehr gefunden, der bereit gewesen wäre, einen Reaktor zu bestellen (Ramana 2016). Allerdings gab es noch in den 1980er Jahren Interesse im U.S. Department of Energy der Vereinigten Staaten, die Produktion von Tritium für das Kernwaffenarsenal mit Hilfe eines HTR durchzuführen (Öko-Institut e.V. 1989b).

Der Versuchsreaktor in Jülich (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor, AVR) wurde 1966 kritisch und war vollständig ab 1969 in Betrieb, mit einer thermischen Leistung von 46 MW bzw. einer elektrischen Leistung von 15 MW. Der Betrieb bis 1988 war geprägt von zahlreichen Problemen. Im Mittelpunkt stand die Erprobung der kugelförmigen Brennelemente. Es wurden etliche sehr unterschiedliche Brennelementkonzepte erprobt und es kam immer wieder zu

Brennelementversagen. Aufgrund fehlerhafter Temperaturmessungen wurde der Reaktor weit über der Nominaltemperatur betrieben. Temperaturmessungen mit Monitorkugeln zeigten, dass die Betriebstemperatur in einigen Zonen des Reaktorkerns 1280°C überschritten hatte. Die Vorhersage des Temperaturniveaus und des Kugelflusses durch den Reaktor erwiesen sich als unzuverlässig. 1978 kam es zu einem massiven Wassereintrich von 27 t in den Reaktor, dessen Ausmaß mehrere Tage lang unentdeckt blieb.¹⁶⁹ Die Reaktorbetreiber versuchten zunächst, das Wasser durch Betrieb bei einer reduzierten Leistung von 10 MW auszuheizen und den Primärkreislauf zu trocknen. Die Leckage verursachte eine massive Kontamination im Reaktorkeller. Daneben kam es auch zu einem Öleinbruch. Der Rückbau des AVR verursacht aufgrund der Kontamination hohe Kosten, der gesamte Reaktorbehälter muss in einer eigens dafür gebauten Halle zwischengelagert werden, in ihm stecken einige festgeklemmte Brennelementkugeln fest. Der Teilrückbau hat bis 2012 Kosten in Höhe von ca. 650 Millionen EUR verursacht (Aachener Nachrichten 2012). Der Reaktorbehälter muss nach einer Abklingphase von ca. 70 Jahren dann robotisch zerschnitten und schließlich endgelagert werden. Beim AVR gab es ebenfalls Probleme durch den kontaminierten Graphitstaub im System. Etwa 100 TBq an Sr-90 und Cs-137 wurden vor allem im kontaminierten Staub nach der Entladung im Reaktorbehälter gefunden; der Primärkreis des AVR ist die am stärksten mit Sr-90 kontaminierte Anlage weltweit und weitere 1,5 TBq Sr-90 wurden im Confinement gefunden (Moormann et al. 2018). Ende der 2000er Jahre veröffentlichte einer der Entwickler des AVR basierend auf seinen Erfahrungen eine umfassende Kritik am AVR (Forschungszentrum Jülich 2008) und leitete in den folgenden Jahren eine umfassende Kritik des Kugelhaufenreaktors ab (siehe auch die Darstellung zum HTR-PM in Kapitel 5.8) Eine umfassende Darstellung der Geschichte und Ereignisse am AVR findet sich in (Küppers et al. 2014).

Der Bau des Thoriumhochtemperaturreaktors THTR mit einer elektrischen Leistung von 300 MW in Hamm-Uentrop begann 1971, er wurde jedoch erst 1983 in Betrieb genommen und erzeugte erst 1987 zum ersten Mal Strom. Der THTR verfügt nicht über passive Sicherheitseigenschaften und kann im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls Temperaturen von weit über 1600°C erreichen, es sind auch bei Wassereintrich Unfallszenarien möglich, die zu einer explosiven Freisetzung von Radioaktivität führen könnten. Zudem fehlte ein Druckcontainment. Von Anfang an war der Bau von Schwierigkeiten begleitet, so zog sich kurz vor dem Baubeginn die Firma Krupp aus dem mit dem Bau beauftragten Konsortium der Firmen BBC (Brown, Boveri & Cie) – Krupp – Nukem und aus dem HTR Geschäft zurück. 1988 wurde der Reaktor wieder außer Betrieb genommen, da die Finanzierungsrisiken eines weiteren Betriebs staatlicherseits nicht übernommen wurden. Die Verfügbarkeit des Reaktors lag aufgrund der vielen Störfälle in keinem Jahr bei den angestrebten 70% und der Reaktor war trotz eines um 40% gegenüber LWR-Strom höheren garantierten Abnahmepreises nicht wirtschaftlich zu betreiben. Wie auch bei den anderen Reaktoren gab es große Probleme durch Graphitstaub im Reaktor. Bei einem fehlgeschlagenen Versuch, den Staub aus dem Reaktor zu entfernen, kam es zu einer geringen radioaktiven Freisetzung in die Umgebung. Der genaue Hergang ist bis heute unklar und umstritten. Der Graphitstaub ist zum Teil durch zerbrochene Brennelementkugeln, beim erzwungenen Einfahren der Steuerstäbe in den Reaktor, verursacht worden. Eine der zerbrochenen Kugeln verkantete sich 1985 in einem Rohr und verhinderte die kommerzielle Inbetriebnahme, einer der Gründe für die lange Inbetriebnahmezeit des Reaktors. Ebenfalls entsprach der Kugelfluss durch den Reaktor nicht den Vorhersagen, die Kugeln im Reaktorkern bewegten sich viel schneller, die Kugeln am Rand viel langsamer. Eine Inspektion der Heißgasröhren zwischen Reaktor und Dampferzeuger stieß auf Schäden an Bolzen und anderen Komponenten. Ebenfalls gab es massive Probleme beim Bau und Inbetriebnahme

¹⁶⁹ Im selben Jahr war es schon zu drei kleineren Wassereintrichen mit wenigen Litern Wasser gekommen Küppers et al. (2014).

einer Heliumgasturbine. Es kam zu Heliumleckagen und zu Kontaminationen, die die Wartung unmöglich machten. Auch konnten die hohen Temperaturen von 950°C und mit den Materialien nicht langfristig gehalten werden. Daneben gab es durch die extremen Bedingungen (Temperatur, Radioaktivität) verursachte Probleme in Messfühlern. Mit dem THTR endete das Interesse der Energieversorger und die Entwicklung der VHTR-Technologielinie in Deutschland, die Technologie wurde jedoch nach Südafrika und China weiterverkauft.

Neben dem AVR und dem THTR gab es noch eine Reihe von Reaktorkonzepten die geplant aber nicht verwirklicht wurden. Der HTR-Modul mit einer thermischen Leistung von 200 MW ist ein vereinfachtes Design beruhend auf dem AVR. Die wesentliche Änderung zum AVR ist die Abtrennung der Dampferzeugung vom Reaktordruckbehälter, der nur noch durch eine Heißgasleitung verbunden ist. Der HTR-Modul kann mit einer passiven Nachwärmekühlung im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls gekühlt werden. Auf dem HTR-Modul beruhen die weitere Entwicklung des PBMR in Südafrika und des HTR-10 und HTR-PM in China (Fütterer et al. 2021; Kugeler und Schulden 1989).

Tabelle 4-9: Bisherige Betriebserfahrungen mit klassischen Hochtemperatur-Reaktoren

Reaktor	Leistung	Betriebsbeginn bzw. volle Leistung	Stilllegung	Kapazitätsfaktor	Ausgewählte Probleme
Dragon	20 MW thermisch	1965	1976	-	Korrosion der Wärmetauscher, Heliumleckagen in den Sekundärkreislauf
Peach Bottom	40 MW elektrisch	1.6.1967	1.11.1974	56,9%	Brennstoffversagen, Ausfall der Feuchtigkeitsmessung, Graphitstaub
AVR	15 MW elektrisch	19.5.1969	31.12.1988	62%	Brennstoffversagen, Wassereinbruch, Öleinbruch, Graphitstaub
Fort St. Vrain	330 MW elektrisch	1.7.1979	29.8.1989	15,2%	Heliumleckage, Ausfall der Feuchtigkeitsmessung, Brennstoffversagen, Versagen der Steuerstäbe
THTR	300 MW elektrisch	1.6.1987	29.9.1988	41,3%	Graphitstaub, Zerbrechende Brennelementkugeln, Gasturbine

Quelle: (Ramana 2016; Englert et al. 2017) und eigene Auswertung

Nach etwa einem Jahrzehnt Pause entstand erst Ende der 1990er Jahre erneutes Interesse am VHTR, in (Fütterer et al. 2021) wird als Grund dafür vor allem ein erneuertes Interesse an Prozesswärme mit geringen CO₂ Emissionen gesehen.

Das deutsche Konzept für einen VHTR wurde nach Südafrika exportiert. Südafrika verfolgte für über ein Jahrzehnt die Entwicklung eines ökonomisch arbeitenden innovativen VHTR, dem „Pebble Bed Modular Reactor“ (PBMR) mit einer thermischen Leistung von 200 MW.

Gemäß (Öko-Institut e.V. 2021b) besteht der Reaktorkern des PBMR aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln eingebettet werden. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung von 11 m Höhe im Reaktordruckbehälter. Im Inneren der Schüttung befindet sich ein Graphit-Reflektor mit einem Durchmesser von 2 m. Der Außendurchmesser der Schüttung beträgt 3,7 m. Die Schüttung ist von einem äußeren Graphit-Reflektor umgeben. Die maximale Brennelementleistung liegt bei 2,7 kW, die maximale Brennelementtemperatur im Betrieb bei 1100°C. Die Brennelemente werden von oben in den Reaktor gefüllt und verlassen den Reaktorkern am Boden und werden erneut nach oben befördert und dem Reaktor zugeführt. Sie durchlaufen im Mittel sechs Mal den Reaktor, bevor sie ihren Zielabbrand erreicht haben. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf, der direkt die Turbine antreibt. Das kalte Helium tritt über den äußeren Reflektor in den Reaktordruckbehälter ein und durchströmt die Kugelschüttung von oben nach unten.

Gemäß (Öko-Institut e.V. 2021b) sind die wesentlichen Sicherheitseigenschaften des PBMR ein Ausschluss einer Kernschmelze durch passive Wärmeabfuhr bei Verlust der Kühlung und der Ausschluss eines Wassereintrichs aufgrund des Designs. Ein Lufteinbruch ist durch Designmaßnahmen begrenzt. Der PBMR hat eine geringe Anzahl an erforderlichen Sicherheitssystemen und der Hersteller gibt an, dass keine Notwendigkeit für Evakuierungen oder Umsiedlungen bei allen zu unterstellenden Ereignisabläufen besteht.

Im Jahr 1999 wurde die PBMR Ltd., ein Unternehmen in Public-Private Partnership zur Entwicklung des PBMR, gegründet. Die Entwicklung wurde jedoch 2010 nach Ausgaben von etwa 1 Milliarde USD aus ökonomischen Gründen aufgegeben (Ramana 2016). Die Investitionen stammten etwa zu 80% von der Regierung, zu 9% vom südafrikanischen Energieunternehmen Eskom, und zu je 5% von Westinghouse und Industrial Development Corporation und zu 1% von Exelon (atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie 2010).

Von der Ministerin für Staatsunternehmen wurde bekannt gegeben, dass die derzeitige Belegschaft der PBMR Ltd. drastisch verkleinert wird auf eine Handvoll Personen, die weiterhin das Know-how halten sollen. Als Gründe wurden angegeben, dass es nicht gelungen sei innerhalb der vereinbarten Frist weitere Investoren zu interessieren, daher weitere Investitionen in Höhe von 30 Mrd. ZAR (3,3 Mrd. EUR) zu erwarten seien. Weiterhin sei der Baubeginn der Demonstrationsanlage immer wieder verschoben worden. Südafrika setze bei Neubauten von Reaktoren nun auf Leichtwasserreaktoren der Generation II und III (atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie 2010).

Tatsächlich war ursprünglich die Fertigstellung des Demonstrationsmodells schon für das Jahr 2003 vorgesehen und 2010 wurde von PBMR Ltd bekannt gegeben, dass die Fertigstellung bis etwa zum Jahr 2020 verschoben wurde (Institute for Security Studies 2010). Während der Planungsphase wurde das Design mehrfach verändert, die letzte Änderung war so signifikant, dass das Umweltverträglichkeitsgutachten (environmental impact assessment) erneuert werden musste. Wurde zuerst eine Anlage mit einer thermischen Leistung von 400 MW und 165 MW elektrisch geplant (Fütterer et al. 2021), waren es in der Anfangsphase zunächst nur 110 MW elektrischer Leistung, später dann 125 und 137 MW (Institute for Security Studies 2010). Am Ende sah das letzte Design nur noch eine Leistung von 80 MW vor (Institute for Security Studies 2010). Als Gasaustrittstemperatur waren sehr hohe 900-950°C vorgesehen.

Bei den Kosten wurden 1998 ursprünglich 1,1 Mrd. ZAR (ca. 180 Mio₁₉₉₉) für die Brennstofffabrik und das Pilotkraftwerk angenommen. 2003 bewilligte die südafrikanische Regierung einen Prototypen für den Energieerzeuger Eskom nahe Koeberg. Der Prototyp sollte 2014 in Betrieb gehen und eine Flotte von 24 PBMRs bis 2030 folgen. Schon 2005 wurden die Kosten mit 14,9 Mrd. ZAR (ca. 2 Mrd. EUR₂₀₀₅) abgeschätzt und 2009 mit 32 Mrd. ZAR (ca. 3 Mrd. EUR₂₀₀₉). Die Kosten

beinhalteten dabei weder Betriebskosten noch Brennstoffkosten, Sicherheitsausgaben, Endlagerung, Stilllegung und Versicherungen. Ebenfalls wurde große Testanlagen 2007 errichtet, die „Heat Transfer Test Facility“, eine „Helium Test Facility“, ein „Pebble Bed Micro Model“ und ein „Electro-magnetic blower“. Weiterhin wurde die Brennstofffertigung entwickelt und erste Brennstoffpartikel 2008 hergestellt (Fütterer et al. 2021).

Das südafrikanische Projekt zum Bau eines Hochtemperaturreaktors war von Anfang geprägt von kleinen Lobbygruppen, technisch überzogenen Hoffnungen zwischen dem historischen nationalen nuklearen Programm und Prestige sowie dem gespannten Verhältnis zwischen Megaprojekten und Entwicklungsnotwendigkeiten in der jungen Demokratie Südafrikas. Der Soziologe, Ökonom und Aktivist David Figg hat die Zusammenhänge in seinem Artikel zur Geschichte des Kugelhaufenreaktors in Südafrika ausführlich dargestellt (Institute for Security Studies 2010) und kommt zu dem Schluss, dass der Kugelhaufenreaktor geplagt von massiven Kostenerhöhungen und Verzögerung, von Anfang an ungeeignet war, die Energieproblematik in Südafrika zu lösen. Trotz dieses finanziellen Desasters sprechen heute die verbliebenen Befürworter der VHTR Technologie, wie David Nicholls, Leitender Nuklearingenieur des Konzerns Eskom weiterhin von einem Fenster der Möglichkeiten (Yelland und Potgieter 2017).

(Fütterer et al. 2021) vertritt die Auffassung, dass der Reaktor ähnlich wie andere nukleare Anlagen zu der Zeit in Südafrika auf Finanzierungsschwierigkeiten stieß, so dass der Geschäftsplan auf Prozesswärme umgestellt werden musste, aber in Südafrika aufgrund der großen Kohlevorkommen und fehlenden Begrenzungen zur CO₂ Emittierung auf Schwierigkeiten stieß. Die Prozesswärme und Stromproduktion sollte für Kohleverflüssigung und -vergasung, petrochemische Prozesse, Düngemittelherstellung, Raffinerien, Ölsandförderung, Wasserstoffproduktion und Entsalzung von Meerwasser genutzt werden. Die PBMR Ltd. änderte entsprechend die geschäftliche Ausrichtung und das Standarddesign des PBMR und ging Kooperationen mit Sasol (südafrikanische Firma) zur Kohleverflüssigung, Eskom für Elektrizität, aber auch mit US-amerikanischen und kanadischen Firmen ein, u. a. zur Ölsandgewinnung. Der Projektstopp von 2010 sei auf Finanzierungsschwierigkeiten und Probleme mit der Genehmigungsbehörde zurückzuführen.

Bei den prismatischen VHTR wurde der „Gas Turbine Modular Helium Reactor“ (GT-MHR) mit einer thermischen Leistung von 600 MW von einer internationalen Gruppe an Instituten und Firmen entwickelt, darunter Minatom, General Atomics, Framato und Fuji Electric in Japan. Er basierte auf einem früheren Design des Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor (MHTGR-350) von General Atomics, das auch in jüngerer Zeit noch für Code Benchmarks verwendet wird (NEA 2017). Das Designkonzept des GT-MHR wurde 2001 fertiggestellt und das Projekt von General Atomics im Rahmen des „Next Generation Nuclear Plant“ Projekts des DoE eingebracht (siehe Kapitel 5.9.6.2). Allerdings wurde in der Kooperation aus DoE und einer Industriallianz eine Präferenz für das ANTARES-Konzept von AREVA ausgesprochen, das auf dem GT-MHR beruht, jedoch mit einem Dampfkreislauf ausgestattet war. Eine kleinere Version, der SC-HTGR mit einer thermischen Leistung von 350 MW, ebenfalls mit Dampfkreislauf, wurde von AREVA/Framatome vorgeschlagen (siehe Kapitel 4.6.3.3). Dieser war ebenfalls die Basis für den japanischen GT-HTR300. (Fütterer et al. 2021)

4.6.3 Aktuelle Entwicklungen

Die folgende Darstellung der aktuellen Entwicklung von VHTR wurde in Teilen aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

Nach dem Aus für den PBMR konzentrieren sich seit etwa 10 Jahren sich die Entwicklungsarbeiten am VHTR vor allem im chinesischen Nuklearprogramm mit dem Experimentalreaktor HTR-10 (10 MW thermischer Leistung) und der Entwicklung und Inbetriebnahme des HTR-PM (siehe Kapitel 5.8).

In Japan wurde ebenfalls ein kleiner Experimentalreaktor, der HTTR (30 MW thermischer Leistung) betrieben und es bestehen Pläne für den „Gas Turbine HTR 300“ (GTHTR-300). Weitere Pläne gibt es mit dem SC-HTGR in den USA sowie dem „Prismatic HTR“ (Next Generation Nuclear Plant) (siehe Kapitel 5.9) in den USA. Die Firma Terrestrial Energy plant den Xe-100 zu entwickeln. In Polen wird das TeResa Projekt geplant.

Die ARIS-Datenbank der IAEA listet fünf der Technologielinie der VHTR zugeordnete Reaktorkonzepte, den GTHTR300, den HTR-PM, den PBMR, den Prismatic HTR und den SC-HTGR (IAEA 2023b).

4.6.3.1 Überblick der Reaktorkonzepte in der Technologielinie

Eine Übersicht wesentlicher aktueller Reaktorkonzepte der VHTR-Technologielinie bietet Tabelle 4-10.

Tabelle 4-10: Wesentliche Reaktorkonzepte für die Technologielinie des VHTR

Reaktorkonzept	Land	Typ	Leistung (Thermisch)	Kühlmittel
SC-HTGR/Antares	USA/Frankreich	Prismatisch	625 MW	Helium
Prismatic HTR	USA	Prismatisch	350 MW	Helium
Xe-100	USA	Kugelhaufen	200 MW	Helium
HTTR	Japan	Kugelhaufen	30 MW	Helium
GTHTR-300	Japan	Prismatisch	600 MW	Helium
HTR-10	China	Kugelhaufen	10 MW	Helium
HTR-PM	China	Kugelhaufen	250 MW	Helium
TeResa	Polen	Prismatisch	40 MW	Helium

Quelle: (IAEA 2023b)

Die zwei Haupttypen von VHTR unterscheiden sich darin, wie die TRISO-Brennstoffpartikel in den Reaktorkern eingebracht werden. In prismatischen HTR werden die TRISO-Partikel in prismatischen länglichen Graphitstäben eingebettet, in Kugelhaufenreaktoren werden die Partikel in Graphitkugeln eines Durchmessers von etwa 6 cm eingebettet. Die Kugeln werden kontinuierlich in den Reaktorkern eingespeist und bewegen sich im Laufe der Zeit von oben nach unten durch Reaktorbehälter. Am Boden des Reaktorbehälters werden kontinuierlich Kugeln entnommen, um anschließend erneut von oben in den Reaktor eingespeist zu werden oder nach Erreichen des maximalen Abbrandes der Kugel aus dem Reaktor entfernt zu werden. Einzelne Brennstoffkugeln können den Reaktor mehrmals durchlaufen, je nach vorheriger Aufenthaltszeit. Im Reaktorkern befinden sich daher zehntausende dieser Kugeln in einer Schüttung. Die kontinuierliche Entnahme von Brennelementen wird als Vorteil angesehen, da der Reaktor zum Brennelementwechsel nicht abgeschaltet werden muss. In Hinsicht auf die Sicherheit führt dies allerdings zu Unsicherheiten

über die genaue Zusammensetzung des Reaktorkerns und die genaue Position des Brennstoffs (Englert et al. 2017).

4.6.3.2 HTR-10

Das „Nuclear and New Energy Technology“-Institut (INET) der Tsinghua University in China hat den Experimentalreaktor HTR-10 (10 MW thermischer Leistung) gebaut, der im Jahr 2000 in Betrieb ging. Mit dem HTR-10 werden die Eigenschaften des Kugelbetts, des Brennstoffs und der Komponenten getestet und Simulationscodes validiert. Der Reaktor erzeugt Wärme im Fernwärmenetz des Campus. Der HTR-10 ebnete den Weg für die Entwicklung und Genehmigung des HTR-PM (siehe Kapitel 5.8).

4.6.3.3 SC-HTGR, ANTARES

Seit 2005 wurde das Programm zur Entwicklung eines VHTR im Rahmen des „Next Generation Nuclear Plant“-Projekts (NGNP) des DoE fortgeführt. Das NGNP-Projekt wurde 2011 vom DoE wieder eingestellt. In dem Projekt konkurrierten das Design des SC-HTGR mit dem PBMR (siehe Kapitel 4.6.2) und dem GT-MHR (Gas Turbine – Modular Helium Reactor) von General Atomics. Das Konzept von General Atomics wurde später zum Prismatic HTR (siehe Kapitel 5.9).

Der dann 2012 vom Idaho National Laboratory (INL) ausgewählte Reaktor¹⁷⁰ basiert auf dem „Steam Cycle High-Temperature Gas-Cooled Reactor“ (SC-HTGR) von Framatome (ehemals AREVA) (IAEA 2019) mit einer thermischen Leistung von 625 MW, der wiederum auf dem ANTARES-Reaktorkonzept von AREVA aufbaut, der 2010 von AREVA auch als SMR-Konzept vorgestellt wurde (AREVA 2017).

Der SC-HTGR soll Module mit je 625 MW thermischer Leistung enthalten, die unterirdisch in Silos unter der Reaktorhalle gebaut werden. Die genaue Anzahl an Modulen soll Standortabhängig auf den Bedarf ausgerichtet sein. Der Reaktor soll eine Kernaustrittstemperatur von 750°C erreichen, um damit auch Prozesswärme bei 570°C zur Verfügung zu stellen. Der TRISO-Brennstoff (UCO) soll wie für prismatische HTR typisch in kleinen Zylindern aus Graphit eingeschlossen werden. Die Zylinder werden in Bohrungen eingelassen, die sich in größeren hexagonalen Brennelementblöcken einer Breite von 360 mm und einer Höhe von 800 mm aus Graphit befinden. Der ringförmige Kern enthält 102 dieser Blöcke umgeben von Reflektoren aus Graphit und einem zentralen Graphitreflektor in der Mitte. Der aktive Kern ist 10 Blöcke hoch. Für die Reaktivitätskontrolle sollen vor allem die inhärenten Eigenschaften des stark negativen Temperaturkoeffizienten zusammen mit dem trägen Verhalten des Reaktors sorgen. Außerdem sollen schwerkraftgetriebene und andere Reaktivitätskontrollsysteme die Reaktorsteuerung und Abschaltung ermöglichen. Der Reaktor soll keinen Eingriff der Betriebsmannschaft oder aktive Komponenten für einen sicheren Betrieb benötigen („walk away safety“) und es sollen keine Evakuierungsmaßnahmen im Falle eines Unfalls nötig sein. Der Brennelementwechsel erfolgt robotisch über einen Zugang durch die Steuerstabantriebsöffnungen an der Oberseite des Reaktorbehälters. Alle primärseitigen druckhaltenden Komponenten sind von einem Druckbehälter umgeben, auch die beiden Dampferzeuger und die Heißgaszuleitung. Sämtliche Wände des Primärsystems befinden sich mit rückgeleitetem Kaltgas in Kontakt, so dass normaler Stahl genutzt werden kann (IAEA 2019).

¹⁷⁰ https://www.world-nuclear-news.org/NN-Areva_modular_reactor_selected_for_NGNP_development-1502124.html

Der Reaktor sollte von der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) lizenziert und in Idaho mit substantieller Beteiligung der Industrie gebaut werden (WNA 2016b). Im August 2008 wurde eine Strategie für die Lizenzierung des Reaktors von der NRC und dem DoE gemeinsam herausgegeben und es kam zu Veröffentlichung einer Reihe von Weißbüchern. Die Interaktionen zwischen Entwickler und NRC im Rahmen der NGNP-Vorlizenzierung begannen 2006 und wurden 2013 ausgesetzt, nachdem das DoE beschlossen hatte, das Projekt nicht weiter fortzuführen. Als Grund für die Entscheidung des DoE wurden Unstimmigkeiten zwischen dem DoE und der NGNP-Industrieallianz bei der Kostenteilung im Rahmen der vom Kongress geforderten öffentlich-privaten Partnerschaft genannt (siehe dazu Kapitel 5.9.6.3).¹⁷¹

In den USA hat die Industrie im letzten Jahrzehnt (2006-2016) über eine Milliarde USD an Entwicklungskosten für die Entwicklung des Anlagenkonzepts und Anlagen zur Verwendung der Prozesswärme ausgegeben. Staatlicherseits hat das DoE über 500 Mio. USD für die Brennstoffentwicklung, Graphitqualifikation und Materialforschung ausgegeben. Im Jahr 2014 wurden die weiteren Erforschungs- und Entwicklungskosten für den Brennstoff auf ca. 200 Millionen USD bis zum Jahr 2023 geschätzt (Kadak 2016). Für das erste Kraftwerk wurden die Gesamtkosten mit 1,9 Mrd. USD staatlicherseits und 3,6 Mrd. USD auf Seiten der Industrie abgeschätzt.

4.6.3.4 Xe-100

In den USA verfolgt die Startup-Firma X-Energy Pläne zur Entwicklung eines gasgekühlten Kugelhaufenreaktors mit 80 MW elektrischer Leistung, ähnlich wie das chinesische und südafrikanische Konzept.

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2021b) besteht der Reaktorkern aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln eingebettet werden. Die UCO-Partikel sind mit 425 µm geringfügig kleiner als übliche UO₂-TRISO-Partikel mit 500 µm. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung im Reaktordruckbehälter. Die maximale Brennelementtemperatur im Betrieb liegt bei 1100°C. Die Brennelemente werden von oben befüllt und verlassen den Reaktorkern am Boden. Sie durchlaufen im Mittel sechs Mal den Reaktor, bevor sie ihren Zielabbrand erreicht haben. Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf, die Wärme wird in einem externen Wärmetauscher an den sekundären Kühlkreislauf übertragen. Das kalte Helium tritt über den äußeren Reflektor in den Reaktordruckbehälter ein und durchströmt die Kugelschüttung von oben nach unten.

Nach Angaben des Herstellers sollen die Eigenschaften des Brennstoffs eine Kernschmelze mit Freisetzungen bei allen Ereignisabläufen inhärent ausschließen. Aufgrund kontinuierlicher Brennelementwechsel sei die Überschußreaktivität mit weniger als 2% gering und dadurch ein Verzicht auf abbrennbare Neutronengifte bei gleichzeitig ausreichenden Abschaltmargen möglich. Auch bei Wassereintritt aus dem Sekundärkreis in den Reaktor sei noch die Abschaltbarkeit gewährleistet. Ein Brennstoffschmelzen sei bis 3920°C ausgeschlossen. Auch beim schwersten anzunehmenden Unfall, einem Verlust der Kühlmittelumwälzung und gleichzeitigem Druckverlust (Depressurized Loss of Forced Coolant, DLOFC), soll kein Brennstoffschaden eintreten. Es seien keine Personaleingriffe für die sichere Abschaltung des Reaktors erforderlich

X-energy LLC hat im Jahr 2020 einen Zuschlag des U.S. DoD für USD 14,31 Mio. zur Entwicklung eines mobilen Mikroreaktors für militärische Einsatzzwecke erhalten.¹⁷² Der von X-energy

¹⁷¹ <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/licensing-activities/ngnp.html>

¹⁷² <https://world-nuclear-news.org/Articles/US-Defense-Department-awards-microreactor-contract>, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

hergestellte TRISO-X-Brennstoff soll 2020 im MITR-Testreaktor des Massachusetts Institute of Technology (MIT) bestrahlt und anschließend in den dortigen Laboratorien Nachbestrahlungsuntersuchungen unterzogen werden. Damit werde eine wichtige Voraussetzung für die spätere Genehmigung von TRISO-X erfüllt.¹⁷³ X-energy wird gemeinsam mit dem japanischen Nuclear Fuel Industries (NFI) den Brennstoff für den japanischen Hochtemperatur-Testreaktor (HTTR) herstellen.¹⁷⁴ Im Juli 2020 hat X-energy ein „Vendors Design Review“ bei der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC beantragt.¹⁷⁵ Im Oktober 2020 hat die kanadische Firma Ontario Power Generation (OPG) eine finanzielle Unterstützung für die Firma X-Energy und ihren Xe-100 mit einer geplanten elektrischen Leistung von 80 MW zugesagt (GIF 2021a, S. 9).

Das DoE hat im Oktober 2020 eine Förderung von 80 Mio. USD für das Xe-100-Konzept beschlossen. X-Energy arbeitet dabei mit dem Energieunternehmen Energy Northwest sowie mit Burns & McDonnell bei der Entwicklung des Xe-100 zusammen. Entstehen soll eine Anlage aus vier Modulen mit einer elektrischen Leistung von insgesamt 320 MW. Die Förderung erfolgt im Rahmen des „Advanced Reactor Demonstration Plan“, damit ist der Xe-100 neben dem MCFR (siehe Kapitel 5.6) der zweite Reaktor in diesem Förderprogramm. Es besteht die Möglichkeit, insgesamt weitere 3,2 Milliarden USD Förderung in den nächsten 5-7 Jahren innerhalb des Programms einzuwerben. Als erstes fließen die Mittel in eine geplante TRISO Brennstofffabrikation, die für 300 Millionen USD in Oak Ridge, Tennessee, bis 2025 entstehen soll.¹⁷⁶

Die Entwicklung des Xe-100 befinden sich in einer frühen Konzeptphase. Zur weiteren Entwicklung ist die Errichtung eines Demonstrationskraftwerks notwendig, für das Investitionen in Höhe von etlichen hundert Millionen Dollar, bzw. mehreren Milliarden zum Bau eines Demonstrationskraftwerks benötigt werden.

4.6.3.5 HTTR

Japan betreibt seit 1999 den „High Temperature engineering Test Reactor“ (HTTR) mit 30 MW thermischer Leistung mit prismatischem Brennstoff, der bisher nur im Jahr 2004 kurz seine volle Leistung bei einer Gasaustrittstemperatur von 950°C erreicht hat. Bis 2010 hat der Reaktor zwei Zyklen mit 30 Tagen kontinuierlichem Betrieb und einem Zyklus mit 50 Tagen durchlaufen (Nishihara et al. 2011).

Gemäß der Darstellung in (Öko-Institut e.V. 2021b, S. 121) reicht die Entwicklung dieses Reaktors in das Jahr 1969 zurück. Der Bau erfolgte in den Jahren von 1991 bis 1997, die Erstkritikalität wurde 1998 erreicht. Der HTTR kann als Forschungsreaktor für die Entwicklung eines Systems mit deutlich größerer Leistung aus der GIF-Entwicklungslinie angesehen werden. Der HTTR war nach dem Unfall im japanischen Fukushima stillgelegt worden. Im Juni 2020 erhielt der Betreiber von der japanischen Atomaufsichtsbehörde NRA die Freigabe für die Durchführung kleinerer Modifikationen

¹⁷³ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-TRISO-X-fuel-to-be-irradiated-at-MIT>, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

¹⁷⁴ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-and-NFI-team-up-to-supply-HTGR-fuel>, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

¹⁷⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/X-energy-makes-Canadian-SMR-review-submission>, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

¹⁷⁶ <https://www.nucnet.org/news/work-begins-on-triso-fabrication-plant-for-x-energy-s-htgr-10-2-2022>

am Reaktor, um neue Sicherheitsbestimmungen umzusetzen. Am 30.07.2021 hat der Reaktor dann seinen Betrieb wieder aufgenommen.¹⁷⁷

Im Rahmen eines OECD/NEA-Forschungsprogramms sollen am HTTR Versuche zu Störfällen mit einem Ausfall der Zwangsumlaufkühlung (loss of forced coolant, LOFC) durchgeführt werden.

4.6.3.6 GTHTR300

Als Weiterentwicklung der japanischen HTTR-Technik seit Ende der 1990er Jahre gilt das in Entwicklung befindliche GTHTR300-Konzept (Sato et al. 2014; IAEA 2011b). Das Konzept schließt damit an die bisherige Entwicklungslinie prismatischer VHTR Konzepte an (siehe genauer Kapitel 4.6.3.3). Es besteht aus einer modularen Anlage mit einer thermischen Leistung von bis zu 600 MW pro Reaktor und soll mit einer Heliumgasturbine für die Stromerzeugung sowie zur Erzeugung von Prozesswärme eingesetzt werden. Entscheidend für den ökonomischen Erfolg wäre wie bei allen VHTR eine direkte Nutzung des Heißgases in der Heliumturbine. Erste Tests für eine solche Turbine wurden in einem skalierten Modell (30 MW elektrischer Leistung) durchgeführt (IAEA 2011b).

Die Entwickler geben an (IAEA 2011b), dass noch einige Entwicklungsarbeiten durchzuführen sind, um die ökonomischen Ziele zu erreichen, u. a. die Erhöhung des Abbrands des Brennstoffs von 90 auf 120 MWd/kg Schwermetall und die Weiterentwicklung der Haltbarkeit von Graphit-Verbundmaterialien sowie von zerstörungsfreien Inspektionsmethoden von Komponenten, um deren Lebensdauer zu erhöhen. Nach (IAEA 2020b) streben die Entwickler hierfür eine Kommerzialisierung in den 2030er Jahren an.

4.6.3.7 FHR AHTR

Neben der Heliumkühlung gibt es noch die Idee, eine Salzschnmelze zur Kühlung eines VHTR zu verwenden (siehe Kapitel 4.4.4, Thermische MSR mit festem Brennstoff).

Der „Fluoride Salt Cooled High-Temperature Reactor“ (FHR) wurde zu ersten Mal 2003 vorgeschlagen und kombiniert die Eigenschaften von zwei Technologielinien, den Einsatz von TRISO-Partikeln in Graphitmatrix aus der VHTR-Technologielinie mit der Fluridsalzschnmelze aus der MSR-Technologielinie. Damit werden die Eigenschaften einer hohen Wärmekapazität, niedrige chemische Reaktivität mit Luft und Wasser und hohe Rückhaltefähigkeit vieler Spaltprodukte übernommen (Fütterer et al. 2021).

Auch für den „Advanced High Temperature Reactor AHTR-100“ mit prismatischem Brennstoff mit TRISO-Partikeln gab es Überlegungen, eine Salzschnmelze zur Kühlung zu benutzen. Der AHTR ist für sehr hohe Kernaustrittstemperaturen bis zu 1200°C vorgesehen (Fütterer et al. 2021).

Der „Mark-1 Pebble Bed FHR“ (Mk1 PB FHR) wird von der Universität Berkeley (USA) mit einer elektrischen Leistung von 100 MW entwickelt. Der Kern der Brennstoffkugeln ist aus porösem Graphit gefertigt, um die Kugeldichte zu variieren, die Brennelementkugeln sind kleiner als die Kugeln mit 6 cm Durchmesser, die typischerweise in VHTR verwendet werden. Dadurch haben sie die doppelte Oberfläche pro Volumen und ermöglichen dadurch eine Erhöhung der Leistungsdichte bei nahezu gleichbleibenden Partikeltemperaturen. Die Kugeln sind leichter als das Kühlmittel und

¹⁷⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Japanese-gas-cooled-reactor-restarts>, zuletzt aufgerufen 09.02.2022.

schwimmen daher im Salz. Sie werden daher von unten in den Kern eingelassen und bewegen sich langsam durch den Kern nach oben. Sie werden am oberen Ende durch eine Entladungsmaschine eingesammelt und je nach Abbrand wieder eingespeist oder aussortiert.

4.6.3.8 TeResa

In Polen besteht ein Interesse daran, die Nutzung von Reaktoren zu untersuchen, die nicht direkt zur Stromproduktion genutzt werden sollen. Im Jahr 2017 wurde eine erste Empfehlung eines Komitees des polnischen Ministeriums für Klima und Umwelt (MKiŚ) für die Umsetzung von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren (HTGR) in Polen zur Deckung des heimischen Bedarfs an industrieller Wärme mit einer Temperatur von bis zu 700°C ausgesprochen. Im Projekt GOSPOSTRATEG-HTR wird das Konzept für einen gasgekühlten Hochtemperaturreaktor namens TeResa untersucht, einem Forschungsreaktor mit 40 MW thermischer Leistung als Technologiedemonstrator für industrielle Zwecke. Erste thermohydraulische und neutronische Vorstudien des polnischen „National Centre for Nuclear Research“ werden in (Skrzypek et al. 2022) vorgestellt (Skrzypek et al. 2022).

Der Multizweck und Demonstrationsreaktor TeResa baut auf den Vorkonzepten des GEMINI+-Projekts¹⁷⁸ auf, das im September 2017 im Rahmen des europäischen Horizon 2020-Programms von Euratom gestartet wurde um ein Reaktorkonzept für die Kraft-Wärme-Kopplung und zur Produktion von Prozesswärme auszuarbeiten sowie einen Rahmen für die Genehmigung des Systems und einen Businessplan zu erarbeiten. GEMINI+ schließt dabei an eine Reihe von europäischen Forschungsprogrammen zur VHTR Entwicklung der letzten 19 Jahre an wie RAPHAEL, PUMA, EURPAIRS, ARCHER und NC2I-R sowie an internationale Kooperationen und Entwicklungen im GIF und baut auf bestehenden VHTR-Konzepten auf wie dem GT-MHR, MHTGR und SC-HTGR (Skrzypek et al. 2022).

4.6.3.9 Weitere aktuelle Entwicklungen

In Südkorea gibt es ebenfalls Forschungsbemühungen, dort wurde 2006 ein Programm gestartet, das sich derzeit noch in der Forschungs- und Entwicklungsphase befindet, obwohl ursprünglich mit dem Baubeginn einer Anlage in 2016 und einer Fertigstellung bis 2020 gerechnet wurde (WNA 2016a). Gemäß (GIF 2021a, S. 14) hat Südkorea in 2019 ein Forschungsprojekt zu verschiedenen Aspekten im Bereich der VHTR-Entwicklung abgeschlossen und im April 2020 ein Folgevorhaben gestartet.

Die VHTR-Systemvereinbarung des GIF wurde im November 2006 von Kanada, Euratom, Frankreich, Japan, Südkorea, der Schweiz und den Vereinigten Staaten unterzeichnet. Im Oktober 2008 unterzeichnete China die Vereinbarung und Südafrika trat dem GIF-Rahmenabkommen 2008 formell bei, kündigte aber im Dezember 2011 an, dass es nicht mehr beabsichtigt, der VHTR-Systemvereinbarung beizutreten. Kanada zog sich Ende 2012 aus der Systemvereinbarung zurück, ist aber nun wieder Mitglied und weiterhin im Wasserstoffproduktionsprojekt der GIF aktiv. Die neuesten Mitglieder der Systemvereinbarung sind Australien (Dezember 2017) und Großbritannien (Januar 2019). (GIF 2020a)

Im Jahr 2020 aktualisierte der Lenkungsausschuss für die VHTR-Technologielinie seinen Arbeitsplan für die hochrangige Systemforschung und -entwicklung zur Unterstützung nationaler

¹⁷⁸ <https://geminiiinitiative.com/geminiiplus/>

oder internationaler VHTR-Demonstrationsprojekte und der langfristigen Verbesserung der Leistungsfähigkeit (GIF 2021a).

Im Dezember 2021 gab das britische Energieministerium bekannt, dass VHTRs für eine Förderung im „Advanced Modular Reactor Research, Development & Demonstration“-Programm ausgewählt worden seien. Das Programm wird von der Regierung mit 170 Mio. GBP gefördert, um die Entwicklung hochflexibler Nukleartechnologien zu beschleunigen.¹⁷⁹

4.6.4 Technologischer Entwicklungsstand

Aus der bisherigen Betriebserfahrung von VHTR lassen sich folgende Schlüsse ziehen:

- Die für den ökonomischen Betrieb relevanten sehr hohen Betriebstemperaturen sorgten immer wieder für Korrosionsproblematiken und Schäden an den Rohrleitungen und im Dampferzeuger.
- Die Unterschätzung der tatsächlich vorhandenen Brennstofftemperaturen (vor allem in Kugelhaufenreaktoren) führten aufgrund der verstärkten Diffusionsprozesse bei hohen Temperaturen dazu, dass Spaltprodukte aus der Brennstoffmatrix in das Kühlmittel diffundierten – auch schon bei Betriebstemperaturen und vermehrt bei höheren Temperaturen – und dadurch eine radioaktive Kontamination im Primärkreislauf entstand. Verstärkt wurde dies durch TRISO-Partikelversagen und Brennelement- bzw. Kugelversagen (Zerbrechen). Dies ist insbesondere problematisch, da sich Spaltprodukte am unvermeidlichen Graphitstaub im Reaktor festsetzen, der sich wiederum an unzugänglichen Stellen des Reaktors absetzt und remobilisierbar ist.
- Die bisherigen Erfahrungen waren gekennzeichnet durch unzuverlässigen Betrieb bei niedriger Verfügbarkeit.
- Die Nutzung einer Gasturbine, um die hohen Gasaustrittstemperaturen direkt, d. h. ohne Verluste eines sekundären Kühlreislaufs, zu nutzen, war immer wieder durch Probleme gekennzeichnet.

Selbst wenn diese Probleme des VHTR technologisch gelöst werden, etwa im chinesischen HTR-PM (siehe Kapitel 5.8), weist das GIF schon 2014 auf eine Reihe von notwendigen Entwicklungen hin, um tatsächlich einen VHTR mit entsprechend hohen Temperaturen und nicht nur einen klassischen HTR zu erreichen (GIF 2014):

- Die Erhöhung der zulässigen Kernaustrittstemperatur von etwa 800°C auf mehr als 1000°C für die gesamte Betriebszeit.
- Eine zulässige maximale Brennstofftemperatur unter Störfallbedingungen, die eine Höhe von 1800°C erreichen kann.
- Einen zulässigen maximalen Brennstoffabbrand von 150-200 MWd/kg Schwermetall.
- Die Vermeidung von Leistungsspitzen und Temperaturgradienten im Kern sowie von Heißgassträngen mit überhörter Temperatur gegenüber dem Kühlgas.
- Die Begrenzung des strukturellen Schadens durch Wasser- oder Lufteinbrüche.

Das Erreichen hoher Temperaturen, die inhärenten Sicherheitseigenschaften, hohe Brennstoffperformance hinsichtlich des Abbrands und der Einschlusstemperaturen, die Kopplung

¹⁷⁹ <https://world-nuclear-news.org/Articles/X-energy,-Cavendish-team-up-for-UK-HTGR-deployment>

von industriellen Prozessen zur Nutzung der Prozesswärme bei gleichzeitiger Stromerzeugung sind daher die Hauptzielrichtung von Forschung und Entwicklung beim VHTR, um diese teilweise miteinander in Konflikt stehenden Ziele zu erreichen. Ebenso werden die Computermethoden und entsprechende Konzepte für Genehmigungsverfahren entwickelt. Dabei unterscheiden sich prismatische VHTR von VHTR mit Kugelhaufen in vielen Aspekten nicht wesentlich und die Entwicklungsstränge haben Synergieeffekte.

Die Brennstofffertigung von TRISO mit SiC Beschichtungen ist komplex, noch komplexer ist die Fehlerprüfung, der industrielle Prozess kann insgesamt aber als ausgereift betrachtet werden (Helmreich und Hunn 2021) und auf industriellem Maßstab werden nur geringe Partikelfehler bei der Produktion verursacht.

Zu den Mechanismen, die zu Partikelversagen (mechanisch, Korrosion) führen, liegen unterschiedliche Aussagen vor. Zum einen seien sie gut verstanden und der Brennstoff könne daher unter den Rahmenbedingungen (Temperatur, Leistungsdichte, Abbrand) heutiger VHTR Designs eingesetzt werden (Gerczak 2021). Auch jüngere Bestrahlungsexperimente in den USA verliefen erfolgreich (EPRI 2019). Der Testbereich wurde in Bezug auf Abbrand, Leistungsdichte, Neutronenfluenz, Bestrahlungstemperaturen und Unfalltemperaturen gegenüber früheren Ergebnissen erweitert (Reitsma 2021). In den USA wurde für neuere TRISO-Partikel der Mechanismus untersucht, dass das Spaltprodukt Palladium durch Risse im inneren Pyrocarbon aufgrund von strahleninduzierten dimensional Veränderungen im Puffer austreten kann und dann die SiC Schicht korrodiert (Hunn et al. 2016).

Andererseits sei die Abbrandabhängigkeit des Partikelversagens noch nicht vollständig verstanden (Moormann 2011; IRSN 2015). Der genaue Freisetzungsmechanismus für einige Spaltprodukte wie Europium, Silber und Cäsium in Abhängigkeit von strahleninduzierten Defekten und Korrosion ist noch nicht verstanden (Moormann et al. 2018). So wurden etwa die strahleninduzierte Verstärkung der Diffusion von Strontium, Europium und Cäsium erst in jüngerer Zeit zum ersten Mal untersucht (Dwaraknath und Was 2016). Parallel wurden kinetische Modelle entwickelt, z. B. für Silber und Cäsium (Ko et al. 2016; Ko et al. 2017). Der Diffusionsmechanismus von Silber durch die SiC Schicht ist dabei wesentlich besser verstanden (Olivier und Neethling 2013) als der von Europium und Strontium, insgesamt sei es nach (Dwaraknath und Was 2016) aber schwierig, die Effekte der thermischen Diffusion von strahleninduzierter Diffusionsverstärkung zu trennen. Die Diffusion von Cäsium galt für hochqualitativen Brennstoff als vernachlässigbar, nach (Dwaraknath und Was 2016) sei dies aber bisher noch nicht verifiziert worden. Neuere Experimente in den USA für UCO-TRISO-Partikel zeigen hingegen vielversprechende Resultate der Rückhaltung von Spaltprodukten und gegenüber Partikelversagen auch bei Temperaturen von 1800°C (EPRI 2019).

Die Hauptentwicklung beim Brennstoff richtet sich auf die Erzielung hoher Abbrände und Temperaturen. Dies betrifft das Verständnis des Standarddesigns (UO₂-Partikel mit SiC/PyC-Beschichtung) und die Untersuchung der Verwendung von Uranoxycarbid (UCO) als Brennstoff und ZrC-Beschichtungen, um die Abbrandfähigkeit zu verbessern und die Spaltprodukte bestmöglich einzuschließen. Dies betrifft insbesondere die Widerstandsfähigkeit gegen Kernüberhitzung, bei der Teile des Reaktorkerns Temperaturen auch über 1600°C erreichen können. Dies wird erreicht durch entsprechende Charakterisierung des Brennstoffs, Nachbestrahlungsuntersuchungen, Sicherheitstests, die Freisetzung von Spaltprodukten sowie die chemischen und thermomechanischen Materialeigenschaften unter repräsentativen Betriebs- und Unfallbedingungen. Die Brennstoffentwicklung umfasst auch die Behandlung und Entsorgung abgebrannter Brennelemente, einschließlich des Managements von Altgraphit, sowie die

Transmutation von Plutonium und Minoren Aktiniden (MA) zur Unterstützung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs (GIF 2021a).

In den USA werden Arbeiten zu VHTR-Konzepten mit Blick auf die Entwicklung fortgeschrittener Brennstoffkonzepte (TRISO-Brennstoffe) und neuer Materialien für Hochtemperaturanwendungen durchgeführt (DOE 2017b).

Die Entwicklung und Qualifizierung von Werkstoffen, Konstruktionsvorschriften und -normen sowie Herstellungsmethoden sind für die Entwicklung von VHTR-Systemen von wesentlicher Bedeutung. Die wichtigsten Herausforderungen für VHTR-Strukturmaterialien sind strahleninduziertes und/oder zeitabhängiges Versagen und mikrostrukturelle Instabilität in Betriebsumgebungen (GIF 2021a).

Für Kernaustrittstemperaturen von bis zu 950°C ist die Verwendung bestehender Werkstoffe vorgesehen. Um allerdings das Ziel von > 1000°C zu erreichen, sind neue Strukturmaterialien (Graphit für Kernstrukturen und die Brennstoffmatrix, Metalle für sehr hohe/mittlere Temperaturen sowie Keramik und Verbundwerkstoffe) und deren Qualifikation für einen sicheren Betrieb auch unter Störfallrandbedingungen und unter Einbeziehung korrosiver Prozesse erforderlich. Dies betrifft insbesondere die Hochtemperatur-Wärmetauscher und Metalle in Dampferzeugern. Derzeit richtet sich das Interesse nach wie vor auf dampfbasierte Prozessanwendungen bei etwas niedrigeren Kernaustrittstemperaturen von 750°C bis 850°C. Es wurde im Rahmen des GIF ein Werkstoffhandbuch entwickelt, das zur Speicherung und Verwaltung von VHTR-Daten, zur Erleichterung der internationalen F&E-Koordinierung und zur Unterstützung der Modellierung zur Vorhersage von Schäden und zur Bewertung der Lebensdauer verwendet wird (GIF 2021a).

Die bisher tatsächlich demonstrierten Temperaturen bei der Nutzung der Prozesswärme erlauben nur eine eingeschränkte Nutzung des möglichen Spektrums industrieller Anwendungen, was die Wirtschaftlichkeit des VHTR entscheidend beeinflusst. Im Generellen gilt, je höher die erreichten Temperaturen, desto effizienter kann die Prozesswärme umgesetzt werden und Prozesse wie die Kohlevergasung und die Wasserstoffherstellung eingepreist werden.

Für die Wasserstofferzeugung wurden ursprünglich zwei Hauptverfahren zur Wasserspaltung in Betracht gezogen: der thermochemische Schwefel-Iod-Kreislauf und die Hochtemperatur-Dampfelektrolyse. Die Bewertung weiterer Zyklen hat zu einem konzentrierten Interesse an zwei Zyklen mit niedrigeren Temperaturen geführt: dem thermochemischen Kupfer-Chlor-Hybridzyklus und dem Schwefel-Hybridzyklus. Die Kopplung von Wasserstoffprozessen mit dem Reaktor erfordert ebenfalls Risikoanalysen, um die die möglichen Wechselwirkungen zwischen nuklearen und nichtnuklearen Systemen abzudecken. Thermochemische oder hybride Zyklen werden im Hinblick auf ihre technische und wirtschaftliche Durchführbarkeit bei der reinen Wasserstofferzeugung oder bei der Kraft-Wärme-Kopplung untersucht, um die Anforderungen an die Betriebstemperatur zu senken und sie mit anderen GIF-Systemen kompatibel zu machen (GIF 2021a).

Die Nutzung von Kraft-Wärme-Kopplung und die direkte Kopplung an industrielle Prozesse für Prozesswärmeanwendungen sowie potenzielle Transienten und externe Einwirkungen müssen in die Konstruktionsüberlegungen sowohl der kerntechnischen als auch der industriellen Anlage einbezogen werden, bzw. es müssen innovative Entkopplungssysteme eingesetzt werden (Reitsma 2021).

Computergestützte Simulationsmethoden in den Bereichen Thermohydraulik, Thermomechanik, Kernphysik und chemischer Transport wurden vor allem im südafrikanischen und chinesischen

Programm beständig weiterentwickelt. Sie werden für die Bewertung der Reaktorleistung unter normalen, gestörten und Unfallrandbedingungen sowie für die Genehmigungsprozesse benötigt. Die Validierung von Codes muss durch Benchmark-Tests und Code-zu-Code-Vergleiche erfolgen, von grundlegenden Phänomenen bis zu integrierten Experimenten. Computergestützte Methoden werden nach (GIF 2021a) auch die Beseitigung unnötiger Konservativitäten bei der Auslegung erleichtern und die Baukostenschätzung verbessern (GIF 2021a).

Ebenfalls muss die Entwicklung von wesentlichen Komponenten für die wichtigsten Reaktorsysteme (Kernstrukturen, Absorberstäbe, Reaktorbehälter, Druckbehälter usw.) und für die Energieumwandlungs- oder Kopplungsprozesse (z. B. Dampferzeuger, Wärmetauscher, Leitungen, Ventile, Instrumentierung) für den Einsatz bei sehr hohen Temperaturen noch erfolgen. Einige Komponenten erfordern Fortschritte bei den Herstellungs- und Konstruktionstechniken vor Ort, einschließlich neuer Schweiß- und Wärmebehandlungsverfahren nach dem Schweißen. Einige Komponenten müssen auch in speziellen Helium-Großversuchsanlagen getestet werden. Die Ergebnisse sind für alle Entwicklungsstränge des VHTR nutzbar und auch für andere Technologielinien wie den GFR, siehe Kapitel 4.3 (GIF 2021a).

Die Erteilung von Genehmigungen ist eine der größten Herausforderungen bei der Entwicklung von SNR. Es wurden allerdings schon eine Reihe von VHTR genehmigt. In (Reitsma 2021) wird allerdings darauf hingewiesen, dass sich die Sicherheits- und Genehmigungsanforderungen in den letzten 30 Jahren erheblich verschärft haben. Sie gelten zudem spezifisch für LWR und es ist nicht einfach, sie auf VHTR anzuwenden. Andererseits habe sich die Sicherheitsphilosophie bei modernen VHTR geändert, wodurch viele der in LWR erforderlichen Sicherheitssysteme überflüssig werden (Reitsma 2021).

Tatsächlich wurden Kugelhaufenreaktoren unter den Anforderungen und dem Genehmigungs-konzept für LWR genehmigt. Dies war bereits in Deutschland der Fall und wurde kürzlich mit dem HTR-PM in China erneut bestätigt. In beiden Fällen wurde jedoch vor der Beantragung der Genehmigung eine Einigung über spezifische Ausnahmen und Ergänzungen zu den Anforderungen und dem Konzept erzielt (Reitsma 2021).

Auch die NRC hat hier Fortschritte in der Genehmigungspraxis erzielt und Anforderungen technologie-neutral gestaltet (siehe z. B. (NRC 2019), das auch einen speziellen Anhang zu den Auslegungskriterien für modulare gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren enthält). Ähnliche Bemühungen wurden von Aufsichtsbehörden auf der ganzen Welt unternommen, die einen angemessenen Fokus bei der Genehmigung von VHTR ermöglichen sollten (Reitsma 2021).

Damit sind heute die wesentlichen technischen Schwierigkeiten für die Sicherheit sowie eine kommerzielle Nutzung eines VHTR nach wie vor ungelöst. Die Anstrengungen bei Forschung und Entwicklung gehen also dahin, die bestehende Technologie zu verbessern und marktreif zu gestalten.

Der Forschungs- und Entwicklungsbedarf für VHTR ist in (GIF 2018b) gut zusammengefasst:

- Fertigstellung der Fähigkeit zur Brennstoffprüfung und -qualifizierung (einschließlich Herstellung, Qualitätssicherung, Bestrahlung, Sicherheitsprüfung und Nachbestrahlungsuntersuchungen), die in bestimmten Ländern abgeschlossen werden müssen;
- Qualifizierung von Graphit, Härtung von Graphit gegen das Eindringen von Luft/Wasser, z. B. durch SiC-Infiltration; Entsorgung von Graphitabfällen;

- Kupplungstechnik und zugehörige Komponenten (z. B. Absperrventile, Zwischenwärmetauscher);
- Festlegung von Konstruktionsvorschriften und -normen für neue Werkstoffe und Komponenten;
- fortgeschrittene Fertigungsmethoden (Zusammenarbeit mit der sektorübergreifenden Task Force des GIF);
- kostensenkende F&E und Zusammenarbeit mit der Industrie zur Optimierung des VHTR-Designs;
- Genehmigung und Standortwahl: Überprüfung und Validierung von Computercodes für Entwurf und Lizenzierung;
- Systemintegration mit anderen Energieträgern in hybriden Energiesystemen;
- Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor: Demonstrationstests (HTR-PM), Verbesserung des Informationsaustauschs mit mehreren Start-Ups, privaten Investoren und neuen nationalen Programmen;
- HTTR: Tests zur Sicherheitsdemonstration und Kopplung mit der Wasserstoff-Produktionsanlage (vorbehaltlich der Genehmigung der Aufsichtsbehörde für den Neustart).

Der Zeitplan des GIF im Jahr 2002 sah den frühestmöglichen Beginn der „Performance“-Phase für das Jahr 2011 vor (GIF 2002), mit Beginn der Demonstrationsphase im Jahr 2014 und einem fertig entwickelten Reaktor sechs Jahre später. Der Zeitplan im Jahr 2014 beinhaltet dagegen schon die Annahme, dass die „Performance“-Phase schon begonnen hat (GIF 2014), obwohl nach der Inbetriebnahme des chinesischen Demonstrationsreaktors HTR-10 kein weiterer Reaktor in dieser Zeit in Betrieb gegangen ist. Hingegen wurde angenommen, dass die Demonstrationsphase 2022 beginnt und ein fertiges marktfähiges Konzept dann bestenfalls in 2030 vorliegen könnte. Der HTR-PM ist tatsächlich als Demonstrator 2022 in Betrieb gegangen. Acht Jahre nach dieser GIF-Einschätzung von 2014 ist davon auszugehen, dass im Falle des Erfolgs des HTR-PM dann dieser Zeitplan bis 2030 eingehalten werden könnte. Allerdings ist das Reaktorprinzip mit den Betriebstemperaturen des HTR-PM auch schon mit Anlagen in den 1970er Jahren demonstriert worden und der HTR-PM müsste, um erfolgreich zu sein, eine sehr hohe Auslastung und Betriebszuverlässigkeit gegenüber den Anlagen aus den 1970er und 1980er Jahren erreichen. Falls es jedoch zu Schwierigkeiten im Betrieb des HTR-PM kommt, bzw. für Reaktorkonzepte mit höheren Temperaturen zur Verbesserung der Nutzung von Prozesswärme, kann eher erst 2035-2040 mit einem marktfähigen Reaktor gerechnet werden. Realistischer ist eher 2045 angesichts des weiterhin erheblichen Forschungs- und Entwicklungsbedarfs.

Entsprechende reine F&E-Kosten betragen nach Schätzung des GIF im Jahr 2002 etwa eine halbe Milliarde USD (GIF 2002) ohne den Bau eines Forschungs- oder Demonstrationsreaktors. Angesichts der bislang getätigten Investitionen in F&E in China und Südafrika und auf Basis des derzeitig erreichten Stands der Entwicklung ist jedoch mit Sicherheit mit weiteren F&E-Kosten in Höhe von etlichen Milliarden USD zu rechnen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Hochtemperaturreaktoren werden seit mehr als 60 Jahren entwickelt. Bisher konnte in keinem Forschungs- und Entwicklungsprogramm ein Reaktor über einen längeren Zeitraum mit hoher Auslastung betrieben werden. Die meisten intensiven Entwicklungsprogramme (Deutschland, USA, Südafrika) brachen bisher in der Phase des Demonstrationskraftwerks ab, aufgrund des

Desinteresse seitens der Betreiber wegen Bedenken bezüglich eines zuverlässigen und ökonomischen Betriebs. Aktive Forschungs- und Entwicklungsprogramme finden derzeit vor allem in China, den USA und in Japan statt.

Es muss bei einer Einschätzung des Entwicklungsstandes von VHTR zwischen mehreren Zielen unterschieden werden, die Erreichung von Kernaustrittstemperaturen von 750°C, von bis zu 950°C und Temperaturen über 950°C.

Bezüglich von Temperaturen von 750°C und einer Nutzung zur reinen Stromerzeugung mit einem Wasser-Dampf-Zwischenkühlkreislauf ist der Kugelhaufen-VHTR in der Phase zwischen „Entwicklung“ und „Einsatz“. Um den Reaktor außerhalb Chinas unter westlichen Genehmigungsstandards einzusetzen, müsste wahrscheinlich noch weitere Entwicklungsarbeit geleistet werden, wie etwa die Entwicklung der TRISO-Fertigung in den USA zeigt. Weitere Entwicklungsarbeiten würden auch anfallen, sollte das Reaktorkonzept des Kugelhaufenreaktors mit der Nutzung von Prozesswärme gekoppelt werden. Ebenso sind die Anlagen modular ausgelegt mit einem Leistungslimit von ca. 250 MW thermischer Leistung, so dass mit weitgehend passiven Sicherheitssystemen gearbeitet werden kann. Für größere Konzepte müsste weitere Entwicklungsarbeit in die Sicherheitssysteme fließen. Mit dem HTR-PM ist ein Demonstrationsreaktor für das Kugelhaufenkonzept mit Dampferzeugung in Betrieb. Der Reaktor müsste allerdings eine hohe Auslastung und Betriebssicherheit erreichen, um die Demonstrationskonzepte aus den 1970er Jahren hin zu einem marktfähigen System zu verbessern. Für prismatische VHTR fehlt derzeit ein Demonstrationsreaktor. Mit dem japanischen Experimentalreaktor ist die Entwicklung in Japan am weitesten fortgeschritten. Gegenüber dem Kugelhaufenreaktor liegt die Entwicklung jedoch zurück.

Auch vor dem Einsatz einer Gasturbine zur Ausnutzung höherer Wirkungsgrade sind noch erhebliche Entwicklungsarbeiten zu leisten, der Entwicklungsstand ist diesbezüglich im Bereich der „Entwicklung“ einzuordnen.

Für Reaktorkonzepte mit Temperaturen zwischen 750°C und 950°C sind noch wesentliche Entwicklungsarbeiten, vor allem hinsichtlich von Materialien und der Instrumentierung zu leisten. Je nach Reaktorkonzept ist auch die Temperaturgrenze von 1600°C als maximale Brennstofftemperatur nicht ausreichend und es ist eine weitere Brennstoffentwicklung notwendig (ZrC-Beschichtung, UCO-Partikel). Dadurch könnten sich auch neue Anwendungen für die Prozesswärme oder die Nutzung einer Gasturbine erschließen. Der Reifegrad ist hier noch nicht im Bereich des „Einsatzes“ angelangt und es ist teilweise auch noch Forschungsarbeit im Labor nötig.

Die Entwicklung ist daher insgesamt je nach betrachtetem Technologiebereich im Bereich zwischen „angewandter Forschung“ und „Entwicklung“ einzustufen.

Für Temperaturen über 950°C sind vor allem neue Strukturmaterialien notwendig und der Entwicklungsstand ist im Bereich der „angewandten Forschung“ einzuordnen.

4.6.5 Sicherheit

Die folgende Darstellung der Sicherheit von VHTR wurde wesentlich aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

Der VHTR ist eines der Reaktorkonzepte, die vielfach als „inhärent sicher“ bezeichnet werden. Im Falle des VHTR wird dies oft auf die Eigenschaft eines negativen Temperaturkoeffizienten bezogen. Hierzu ist festzustellen:

„Physikalisch geht es um den Brennstofftemperaturkoeffizienten, der bei allen Druck- und Siedewasserreaktoren negativ ist. Dass er beim THTR [allen HTR] auch negativ ist, ist also nicht spezifisch. Diese Eigenschaft ist für die Regelung extrem wichtig. Sie bedeutet nämlich, dass bei einer Abkühlung des Brennstoffs die Wärmeproduktion ansteigt und umgekehrt bei einer Temperaturerhöhung die Wärmeproduktion abfällt. Das Kühlmittel kühlt die Brennstäbe, die Leistung steigt an. Kommt es aus irgendwelchen Gründen zum plötzlichen Temperaturanstieg, so wird die Leistung abgesenkt, Hätte man diese Eigenschaft nicht, so müsste man ständig Leistungsexkursionen befürchten.“ (Öko-Institut e.V. 1989b)

Des Weiteren werden die hohen Wärmekapazität des Systems und das damit relativ träge Temperaturverhalten des Reaktors als Sicherheitsmerkmal angeführt. Da Helium weitgehend inert gegenüber Wechselwirkungen mit Neutronen ist, hat ein Kühlmittelverluststörfall nur Auswirkungen auf die Kerntemperatur, im Gegensatz zu einem LWR. Es kann auch nicht – wie bei Schnellen Reaktoren grundsätzlich möglich – bei einem Kühlmittelverluststörfall zu einem Reaktivitätsanstieg mit einer schnellen Leistungsexkursion kommen. Ein Kritikalitätsunfall durch einen Kühlmittelverluststörfall ist im Falle eines VHTR durch die Auslegung des Reaktors abgedeckt. Bei einem Ausfall der Kühlung, bei Kühlmittelverlust (Druckverlust) oder Verlust der Wärmesenke kühlt sich bei entsprechender Auslegung der Reaktor selbst durch die einsetzende Naturkonvektion des Kühlgases bzw. durch Wärmeleitung und Wärmestrahlung.

Der Reaktor muss allerdings gegen ein unbeabsichtigtes Ausfahren der Kontrollstäbe ausgelegt sein. Die Notabschaltung erfolgt beim Kugelhaufenreaktor durch Regelstäbe oder durch das Einfallen von neutronenabsorbierenden Kugeln mittels Schwerkraft, die auch zur Langzeitabschaltung dienen. Um den Reaktor später wieder anzufahren, müssen diese wieder aus dem Kugelhaufen entfernt werden. Durch die hohe Wärmekapazität von Graphit wird zusätzliche Energie im Reaktor zunächst im Brennstoff selbst und dann in der Reaktorwand und den Reflektoren gespeichert, bevor sie den Reaktorbehälter erreicht.

Schließlich ist die niedrige Leistungsdichte des VHTR physikalisch von Vorteil, um Leistungsspitzen und dadurch Temperaturspitzen im Kern zu vermeiden. Ebenfalls dient das schlanke Design des Reaktorbehälters dazu, dass durch Wärmeleitung- und strahlung sowie Naturkonvektion die Wärme abgeführt werden kann.

Ein VHTR kann nach Auskunft der Entwickler durch dieses selbstregulierende Verhalten so ausgelegt werden, dass ein Überhitzen des Brennstoffs für Kühlmittelverluststörfälle ausgeschlossen wird (zu Wasser- oder Lufteinbruch s. u.). Der Reaktor muss daher so ausgelegt werden (Größe, Leistungsdichte, Reaktivitätsverhalten), dass die Rückhaltefunktion des Brennstoffs und der Reaktorbehälterstrukturen während auslegungsbestimmenden Reaktortransienten geschützt bleiben.

Die Form des Brennstoffs als TRISO-Partikel ist ein essentielles Element im Sicherheitskonzept von VHTR. Die Sicherheitsphilosophie basiert dabei auf der Prämisse, dass unter allen normalen Betriebsbedingungen und bei Auslegungsstörfällen die Integrität der Partikel erhalten bleibt.¹⁸⁰ Wenn

¹⁸⁰ In den Worten von zwei Mitgliedern der “South African Nuclear Regulatory Commission”, die mit der Begutachtung des Kugelhaufenreaktors beauftragt waren: „safety design philosophy... is based on the premise that the fuel adequately retains its integrity to contain radioactive fission products for all normal operating and design basis accident conditions, thereby allowing radiological safety to be assured.“ Clapison und Mysen (2002) Oder in der Beschreibung eines Panels der U.S. NRC: “TRISO-coated

also die Rückhaltefähigkeit des Brennstoffs selbst unter Störfallbedingungen erhalten bleibt, bleibt das radioaktive Inventar in der Brennstoffmatrix der TRISO-Partikel in den Graphitkugeln sicher eingeschlossen. Das Resultat wäre dann ein relativ geringer Quellterm bei Stör- und Unfällen und eventuelle Umweltauswirkungen wären stark begrenzt. Ein VHTR muss daher so ausgelegt sein, dass ein Überhitzen des Brennstoffs ausgeschlossen ist. Als Kriterium wird allgemein eine maximale Brennstofftemperatur von 1600°C angenommen. Wird diese Temperatur überschritten, kommt es durch die temperaturabhängigen Diffusionsprozesse zu einem zunehmenden Versagen der Rückhaltefunktion der Partikel-Beschichtung und des umgebenden Graphits und zu einer Freisetzung von Radioaktivität.

Entsprechend dieser Überlegung müsste daher eine Sicherheitsüberprüfung zeigen, dass unter Störfallbedingungen die Brennstofftemperatur in einem konkreten Reaktorkonzept unterhalb von 1600°C bleibt. Die Brennstoffintegrität muss experimentell unter allen Umständen bezüglich Temperatur, Abbrand, Leistungsdichte, etc. gezeigt werden. Ein Beispiel ist etwa eine Studie (Kindt und Haque 1992), welche die inhärente Sicherheit des dort untersuchten Reaktorkonzepts bezüglich der Kernkühlung bestätigt, da in den untersuchten spezifischen Szenarien, die von den Autoren als „extreme Kombination“ (extreme combination) beschrieben wird, hypothetisch nur 1536°C erreicht werden könnten (Englert et al. 2017; Kindt und Haque 1992).

Die Annahme, dass es einen Schwellenwert von 1600°C gäbe, unterhalb dessen keine radioaktiven Stoffe aus den Brennstoffpartikeln diffundieren, wäre jedoch irreführend. Dies betrifft auch Begriffe wie „leaktight“ (IRSN 2015). Selbst unter normalen Betriebsbedingungen diffundiert ein kleiner Teil der radioaktiven Spaltprodukte aus den Brennstoffpartikeln und durch die Graphitmatrix in das Kühlgas. Die Diffusion tritt dann verstärkt auf, wenn die Beschichtung der Brennstoffpartikel beschädigt ist. Dies kann bei einer industriellen Fertigung der Brennstoffpartikel nicht vollständig verhindert werden. Die Fehlerquote beträgt etwa $3 \cdot 10^{-5}$ an fehlerhaften Partikeln während der Produktion (IRSN 2015), die dann im Brennstoff enthalten wären. Ebenfalls können während des Abbrands Partikel versagen, für das HTR-Modul etwa wurde eine Quote von etwa $2 \cdot 10^{-5}$ festgestellt (IRSN 2015). Partikelversagen kann durch eine Reihe von Mechanismen einsetzen. Die Siliziumcarbidbeschichtung kann durch Palladium beeinträchtigt werden, gasförmige Spaltprodukte können zu internem Gasdruck führen, Bestrahlung kann zu einem Schrumpfen der Partikel führen, Temperaturgradienten im Graphit können zu Migration von Brennstoffpartikeln führen und es kann zur chemischen Interaktion zwischen dem Graphit der Beschichtung und den Brennstoffpartikeln kommen (Englert et al. 2017). Partikelversagen kann auch durch Wasser- oder Lufteinbruch in den Reaktor auftreten (s. u.), bzw. durch Zerbrechen oder Beschädigung der Brennstoffkugeln, wie etwa im THTR, in dem etwa 17.000 Kugeln beschädigt wurden.

Die Diffusionsrate ist stark temperaturabhängig und spezifisch für die einzelnen Elemente. So ist etwa die Diffusionsrate des radioaktiven Silber-110 15-fach höher als die für Cäsium-137 (Minato et al. 2000). Beides sind starke Gammaemitter und die Freisetzung in den Kühlgasstrom hat Auswirkungen auf den Betrieb, die Ökonomie des Reaktors (Rückbau) und die Sicherheit (Englert et al. 2017). Die Diffusionsvorgänge sind auch auf einer fundamentalen Ebene, etwa für Silber-110, noch nicht vollständig verstanden (IRSN 2015; Kim et al. 2015).

Die Freisetzung bleibt für niedrige Temperaturen zwar gering. Temperaturtests haben aber gezeigt, dass bei 1600°C kein „cliff edge“ Effekt einsetzt, sondern auch schon bei geringeren Temperaturen insbesondere metallische Spaltprodukte freigesetzt werden. Die Begründung für das 1600°C-Limit

particle fuel particles are intended to stay intact and effectively retain and contain fission products during normal operation as well as during postulated accidents.” NRC (2004)

erfolgte im deutschen Brennstoffentwicklungsprogramm daher aufgrund der statistischen Analyse des einsetzenden Partikelversagens unter Störfallbedingungen. Für das HTR-Modul Design wurde daher der Temperaturgrenzwert auf 1600°C festgelegt, entsprechend einem Partikelversagen von $6 \cdot 10^{-5}$ (IRSN 2015). Dieser Grenzwert ist daher spezifisch für die moderaten Bedingungen des HTR-Modul, für das der Brennstoff qualifiziert wurde.

Nach (Scheuermann et al. 2017) kann aus den bis dahin vorliegenden Bestrahlungsversuchen rückgeschlossen werden, dass höhere Temperaturen als 1600°C zulässig seien, wenn der maximale Abbrand im Brennelement strikt unter 11% Prozent FIMA (fissions per initial metal atom) bleibt. Dies sei allerdings noch durch neue Experimente zu belegen. Wenn der Abbrand von TRISO-Partikeln mit Uranoxid über etwa 15% FIMA liegt, müsse die Temperatur rigoros auf unterhalb von 1600°C limitiert bleiben. Hochabbrand (14% FIMA) UO₂-TRISO-Brennstoffe haben während der ersten 300 h bei 1600°C Partikelversagen gezeigt. Kein Partikelversagen trat bei niedrigeren Abbränden (11% FIMA) bei 1600°C auf. Ab 1800°C zeigen die Versuche, dass die Cäsiumfreisetzung aus den Partikeln und der umgebenden Matrix ohne Verzögerung erfolgt, und dass die SiC Schicht durchlässig wird für die meisten Spaltprodukte. Neuere Versuche für UCO-TRISO-Partikel in U.S.-amerikanischen Experimenten zeigten dagegen eine verbesserte Spaltproduktrückhaltung und weniger Partikelversagen auch bei Temperaturen von 1600-1800°C (EPRI 2019).

Freigesetzte, nicht gasförmige Spaltprodukte können sich am Graphitstaub im Reaktor festsetzen. Graphitstaub ist in einem VHTR nicht zu vermeiden und verteilt sich durch das heiße Helium im gesamten Kühlkreislauf des Reaktors. Der Staub setzt sich vor allem an kalten Teilen des Reaktors und an Biegungen und Ecken ab. Bei Störfällen kann der Graphitstaub dann wieder mobilisiert werden (z. B. Auswaschung bei Wassereinbruch) und zum Quellterm beitragen. Das Verhalten von Graphitstaub unter Störfallbedingungen ist bisher nicht gut verstanden.

Zusammengefasst kann gesagt werden, dass das 1600°C-Temperaturlimit, aber auch ein niedrigeres Temperaturlimit die Rückhaltefähigkeit des Brennstoffs überschätzt. Ob und wieviel Radioaktivität während eines Störfalls freigesetzt wird, hängt dabei von den maximalen Temperaturen im Brennstoff, der Zeitdauer des Überschreitens einer kritischen Temperatur, dem Verhalten des Brennstoffs unter korrosiven Bedingungen, der Bestrahlungsgeschichte und der Fehlerquote bei der Brennstofffertigung ab. Diese Parameter unterliegen Unsicherheiten, die bei einer Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden müssen, insbesondere dann, wenn das Reaktorkonzept kein druckdichtes Containment vorsieht (Englert et al. 2017).

Die meisten VHTR-Konzepte sehen ein Confinement vor. Dabei handelt es sich um einen belüfteten Niederdruck-Rückhalteraum um den Reaktordruckbehälter. Die Entlüftung dient dazu, einen möglichen Überdruck im Reaktordruckbehälter zu begrenzen. Im Normalbetrieb wird im Confinement ein leichter Unterdruck aufrechterhalten und bei einem Unfall wird die Entlüftung zur Begrenzung des Drucks im Confinement eingesetzt. Dies kann für Unfallabläufe in einem VHTR Vorteile haben. Der Einsatz eines Confinements anstelle eines druckdichten Containments setzt dann aber die Rückhaltefunktion der TRISO-Partikel voraus, die dann die vergleichbare Funktion des Containments übernehmen müssen. Falls dies durch fehlerhafte TRISO-Partikel oder durch Temperaturen oberhalb von 1600°C nicht mehr gegeben ist, kann Radioaktivität im Primärkreislauf entweichen. Ebenfalls kann Graphitstaub entweichen, vor allem bei einer schnellen Druckentlastung des Primärkreises, bei dem abgelagerter Graphitstaub wieder mobilisiert werden kann.

Der Reaktor muss gegen Wassereinbruch ausgelegt werden, indem die maximal eindringende Wassermenge begrenzt und der Reaktor für die zusätzliche Reaktivität ausgelegt ist. Ein Wassereinbruch ist bei Verwendung eines Dampferzeugers ein Ereignis, das historisch in

Dampferzeugern mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 0,001 (großes Leck) und 0,1 (kleines Leck) pro Jahr auftritt (Moormann et al. 2018; Bongartz et al. 1988). Ein Wassereintrich führt zu einem Reaktivitätseintrag in den Reaktor, da der Reaktor erstens untermoderiert ist und zweitens Wasser ein besserer Moderator ist als Helium. Tritt Wasser in den Kern ein, erhöht sich die Reaktivität und die Leistung des Reaktors. Dies führt zu einem Temperaturanstieg. Durch den negativen Temperaturkoeffizienten sinkt bei steigender Temperatur die Reaktivität und wirkt dem positiven Reaktivitätseintrag durch einen Wassereintrich entgegen. Wenn der Wassereintrich groß genug ist, kann der negative Temperaturkoeffizient den Eintrag an positiver Reaktivität allerdings nicht schnell genug kompensieren (Zhang et al. 2005; Moormann et al. 2018). In diesem Fall steigt die Temperatur der Brennelemente, was zu Brennstoffversagen und der Freisetzung von Spaltprodukten in den Reaktorkern führen kann. Die Nutzung einer Gasturbine und der Verzicht auf einen Dampfkreislauf wäre hier ein Vorteil, allerdings muss auch der mögliche Eintritt von Öl aus der Turbine in den Reaktor, was ebenfalls zu einem Reaktivitätsanstieg führen kann, bei der Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden.

Wasser reagiert ebenfalls mit den heißen Graphitstrukturen im Reaktorkern und mit dem Graphit der Brennstoffkugeln, es entsteht entflammbares Wassergas, eine Mischung aus Kohlenstoffmonoxid und Wasserstoff. Der Eintritt von Dampf und Wassergas führt zu einem Druckanstieg im Primärkreislauf, der wiederum zum Öffnen von Sicherheitsventilen und zur Freisetzung von radioaktiven Isotopen und explosiven Gasen in das Reaktorgebäude führen kann (Englert et al. 2017). Im Falle des deutschen AVR kam es 1978 zum Einbruch von 30 Tonnen Wasser in den Reaktorkern, wobei der Reaktor damals für einige Tage bei niedrigerer Leistung weiterbetrieben wurde (Moormann 2008; Forschungszentrum Jülich 2008). Die Kombination aus der maximalen Brennstofftemperatur, der Betriebstemperatur und dem negativen Temperaturfeedback (Reaktivitätskoeffizient) bestimmt die maximal kompensierbare zusätzliche Reaktivität durch einen Wassereintrich. Für den Sicherheitsnachweis wird ein Einbruch einer bestimmten Menge an Wasser mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit unterstellt, der vom System beherrscht werden kann, ohne dass die maximale Brennstofftemperatur überschritten wird.

Bestrahlte UO_2 -Brennstoffpartikel mit strahleninduzierten Fehlstellen haben in Versuchen eine starke Abbrandabhängigkeit für die Freisetzung von Spaltproduktgasen wie Krypton-85 gezeigt, bei einer mehrmaligen Exponierung mit Wasserdampf bei 800°C . Nur 2% des Kr-85-Inventars wurden bei einem Abbrand von 5% FIMA (fissions per initial metal atom) freigesetzt aber 17% bei einem Abbrand von 9% FIMA (Scheuermann et al. 2017).

Wenn im Primärkreislauf ein oder mehrere Lecks entstehen, kann Luft in den Reaktor eindringen. Durch den eindringenden Sauerstoff wird Graphit oxidiert. Je nach Ort des Lufteinbruchs betrifft dies die Reaktoreinbauten aus Graphit oder die Graphitummantelung des Brennstoffes. Ebenfalls wird die Temperatur im Reaktor durch die positive Enthalpie des Oxidationsprozesses erhöht. Bei einer hinreichend großen Menge an eindringender Luft kann die Temperatur die maximale Brennstofftemperatur überschreiten und zu Brennstoffversagen führen, selbst in Reaktoren mit relativ niedriger thermischer Leistung (im Bereich 200 MW) (Moormann 2011; Englert et al. 2017). Frühere Annahmen gingen dabei davon aus, dass vollständiges Partikelversagen schon ab 1100°C auftritt, aber Experimente zeigen, dass es mehrere Tage bei 1100°C bedarf um das Graphit der Kugeln zu oxidieren und solange bleiben die Partikel unbeschädigt. Nur andauernder Lufteinbruch bei Temperaturen oberhalb von 1300°C würde auch zu TRISO-Partikelversagen führen. (Scheuermann et al. 2017) Aufgrund der Leckage im Primärsystem bei Lufteinbruch kann Radioaktivität dort auch austreten. Für den Sicherheitsnachweis wird ein Einbruch einer bestimmten Menge an Luft mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit unterstellt, der vom System beherrscht

werden kann, ohne dass die maximale Brennstofftemperatur überschritten wird, bzw. bis Gegenmaßnahmen ergriffen werden können, um den Lufteinbruch zu stoppen.

Nach wie vor bestehen mehrere Unsicherheiten, die für einen möglichen Sicherheitsnachweis relevant sind.

- Brennstoffverhalten: Im Falle des Kugelhaufenreaktors war die Genauigkeit, mit der das Fließverhalten der Kugeln im Reaktor modelliert wurde, bisher begrenzt. Unsicherheiten über die Reibung, Abnutzung und Bruchverhalten unter Betriebsbedingungen erschweren die Vorhersage des Fließverhaltens der Kugeln und damit der strukturellen Veränderung des Kerns über die Zeit und damit die genaue Vorhersage der Neutronik, des Kühlmittelflusses und damit der Temperaturverteilung im Kern (Moormann et al. 2018). An Verdichtungen der Kugeln kann es zu Temperaturspitzen im Reaktor kommen. Die Modellierung ist auch deswegen schwierig, da eine Temperaturmessung im Reaktorkern (Kugelhaufen) selbst während des Reaktorbetriebs nur bedingt möglich ist. Der Kern verändert sich beständig und die maximale Temperatur kann z. B. nur im Nachhinein festgestellt werden, indem spezielle Messkugeln untergemischt werden, die nach Verlassen des Reaktorkerns dann ausgewertet werden. Jede Messapparatur ist einer sehr korrosiven und hochradioaktiven Umgebung ausgesetzt. Korrosion entsteht dabei durch Verunreinigungen des Heliums mit H_2O , CO , CH_4 and H_2 (Graham 1990). Es kann zu Ausfällen von Instrumenten kommen, deren Austausch sehr schwierig ist. Im deutschen AVR wurde erst im Nachhinein festgestellt, dass an einigen Stellen die Maximaltemperatur im Kern um mehr als $200^\circ C$ höher war als vorhergesehen (Forschungszentrum Jülich 2008). Ähnliche Phänomene können bei prismatischen VHTR durch Veränderung der Kühlspalte auftreten.
- Der mögliche Quellterm ist schwer zu bestimmen. Im Falle eines Wasser- oder Lufteinbruchs beinhaltet der Quellterm Spaltprodukte, die sich an metallischen Oberflächen in Winkeln oder Rohrbiegungen in Form von Graphitstaub abgesetzt haben. Die Partikel können abgewaschen oder abgeblasen und dadurch erneut mobilisiert werden. Wenn ein Reaktor viele Jahre in Betrieb war, könnte der Quellterm für eine Freisetzung viel größer sein als theoretische Berechnungen nahelegen, insbesondere, da das Verhalten von Graphitstaub bisher nicht vollständig verstanden ist. Niedrige Quelltermannahmen führten im deutschen Programm zum Verzicht auf ein druckfestes und gasdichtes Containment. Ein Confinement bestehend aus dem Reaktorgebäude, einem Unterdrucksystem, einem Gebäudedruckentlastungssystem und einem Filtersystem wurde als ausreichend erachtet, die Auswirkungen einer Freisetzung auf die Umwelt weit unter den Dosisgrenzwerten der deutschen Strahlenschutzverordnung zu halten. Es ist aufgrund veränderter Sicherheitsstandards heute fraglich, ob international bei einer Genehmigung auf ein Containment verzichtet werden kann. Einerseits werden mit dem HTR-PM in China auch heute Reaktoren mit einem Confinement gebaut, der HTTR in Japan wurde allerdings mit einem druckdichten Containment versehen (siehe auch (EPRI 2005; Li et al. 2020)).
- Das genaue Verhalten des Kühlgases in einem Kugelbett ist bisher nicht ausreichend verstanden. Die numerische Simulation des Heliumgasstroms im Reaktor ist extrem komplex und die Strömungsmechanik im Kugelbett und im ganzen Reaktor schwer zu modellieren. Wie bereits bei den historischen Betriebserfahrungen dargestellt, ist auch eine kontinuierliche Temperaturüberwachung sehr aufwändig (Shams et al. 2014).

Fazit Sicherheit

Hochtemperaturreaktoren sind besonders mit dem Schlagwort der „inhärenten Sicherheit“ verbunden. Aufgrund der geringen Leistungsdichte im Reaktor und aufgrund des trägen Temperaturverhaltens sind Kühlmittelverluststörfälle nicht das hauptsächliche Risiko, dies ist ein

Vorteil gegenüber LWR. Selbst bei Ausfall der aktiven Kühlung kann der abgeschaltete Reaktor sich selbst kühlen, solange er eine gewisse Leistungsgröße nicht überschreitet. Auch das ist ein Vorteil gegenüber dem LWR. Sollen diese passiven Sicherheitseigenschaften erhalten bleiben, kann die Leistung des Reaktors (bzw. seine Größe) nicht hochskaliert werden, um die Gesamtkosten zu optimieren. Die Reaktoren würden nur dann ökonomisch attraktiv, wenn sie in modularer Bauweise zusammengeschlossen werden, um gemeinsam die Energie für eine Turbine und einen Generator zu erzeugen.

Eine Kernschmelze wie beim LWR ist auch deswegen nicht möglich, da Graphit bis 3500°C nicht sublimiert. Allerdings verlieren die im Graphit eingehüllten ca. 1 mm großen, beschichteten Brennstoffpartikel (TRISO-Brennstoff) ab Temperaturen von 1600°C zunehmend ihre rückhaltende Wirkung und radioaktive Elemente diffundieren aus dem Brennstoff in den Primärkreislauf. Derzeitig wird daher eine maximale Brennstofftemperatur von 1600°C als begrenzend angesehen, manche Autoren berichten auch von 1800°C, die in Zukunft erreicht werden könnten. Die maximale Brennstofftemperatur begrenzt ebenfalls die derzeitige maximale thermische Reaktorleistung auf etwa 250 MW bei Kugelhaufenreaktoren und 650 MW bei VHTR mit prismatischem Brennstoff, ohne dass wesentliche passiven Sicherheitseigenschaften verloren gehen, da sich der Reaktorkern an einigen Stellen zu stark erhitzt (über 1600°C) und massiv Radioaktivität in den Primärkreislauf freigesetzt wird.

Die relevanten Unfallszenarien für eine radioaktive Freisetzung sind daher nicht die Kernschmelze wie beim LWR, sondern das Eindringen von Wasser und/oder Luft in den Reaktorkern. Wasser kann ab einer bestimmten Menge einen Reaktivitätsstörfall auslösen. Der Graphit des Brennstoffs und von Reaktorstrukturen wie der Reaktorwand kann oxidieren und sich bei Kontakt mit Wasser zersetzen bzw. in Verbindung mit Sauerstoff brennen. Eine massive Freisetzung von Radioaktivität ist daher bei Hochtemperaturreaktoren keinesfalls prinzipiell (durch inhärente Eigenschaften) ausgeschlossen und das gestaffelte Sicherheitssystem bisheriger Konzepte müsste weiter gestärkt werden. Idealerweise würde der Reaktor ohne sekundären Wasser-Dampfkreislauf mit einer Heliumturbine betrieben werden, um einen Wassereintritt ausschließen zu können. Bis heute konnte jedoch keine kosteneffiziente Turbine für einen Heliumkreislauf gebaut werden, die den hohen Betriebsbedingungen standhält.

Der Primärkreislauf eines Hochtemperaturreaktors ist mit radioaktiven Partikeln belastet, die durch Brennstoffversagen (Kugelbruch, bzw. defekte TRISO-Partikel) bzw. durch Diffusionsprozesse auch bei normalen Betriebstemperaturen in den Primärkreislauf gelangen. Radioaktive Partikel binden sich dabei auch an Graphitstaub, der sich im Primärkreislauf absetzt und im Fall einer Leckage des Primärkühlkreislaufes austreten kann. Es ist nach wie vor schwierig, den genauen Quellterm für einen Störfall in VHTR zu ermitteln. Dies beruht u. a. auf Unsicherheiten bezüglich der Position und Verweildauer des Brennstoffs im Reaktor (Kugelhaufen), der Diffusion verschiedener Radioisotope aus dem Brennstoff in den Reaktor, der Modellierung der Temperaturverteilung und der Heißgasströme im Reaktor (vor allem Kugelhaufen) und der von Ansammlung radioaktiven Graphitstaub im Reaktor sowie der schwierigen Umgebungsbedingungen für Messinstrumente im Reaktorkern.

Auf Ebene der Technologielinie ist insgesamt bei Nutzung von VHTR mit begrenzter Leistung aufgrund inhärenter Eigenschaften der Nachwärmeabfuhr von einem Vorteil gegenüber heutigen LWR auszugehen. Inwieweit solche Vorteile in konkreten Reaktorkonzepten realisiert werden kann auf Ebene der Technologielinie nicht abschließend bewertet werden.

4.6.6 Ver- und Entsorgung

Die folgende Darstellung der Ver- und Entsorgung von VHTR wurde aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

Ursprünglich war die Motivation zur Nutzung von VHTR die Verwendung eines Thoriumbrennstoffs und der Einstieg in einen Thoriumbrennstoffkreislauf. Die meisten derzeit geplanten Reaktorkonzepte gehen von der Nutzung von Uranbrennstoffen mit ca. 8-12% Anreicherung in einem offenen Brennstoffkreislauf aus, auch höhere Anreicherungen bis zu HALEU werden diskutiert. Lediglich perspektivisch wird von einer späteren Nutzung von Thoriumbrennstoffen oder anderen Spaltstoffen wie Plutonium als Brennstoff gesprochen (zu Thorium siehe auch Kapitel 5.6.3).

Für die Herstellung der VHTR-Brennelemente werden spezielle Brennelementfabriken benötigt, die TRISO-Partikel in ausreichender Qualität und Quantität herstellen können. In Deutschland wurde der Brennstoff bei der Firma HOBEG, eine ehemalige Tochterfirma der Nukem, hergestellt (Öko-Institut e.V. 1989b). Die Brennstofffabrikation von TRISO wird jedoch mittlerweile technisch gut beherrscht, wie die verschiedenen Brennstoffherstellungsprogramme zeigen (Helmreich und Hunn 2021).

Bezüglich der Entsorgung gibt es zwar chemische Prozesse zur Wiederaufarbeitung des TRISO-Brennstoffs. Aber bereits (Öko-Institut e.V. 1989b) stellt fest, dass eine Wiederaufarbeitung von VHTR-Brennelementen in großem Maßstab weder technisch noch ökonomisch sinnvoll ist. Es müsste daher ein Konditionierungskonzept für eine direkte Endlagerung entworfen werden. Untersucht wurden dazu versuchsweise verschiedene Konditionierungsvarianten wie Zementierung, Sandverfüllung und Salzverfüllung auf Verhalten unter Druck und Temperatur.

Im Vergleich zu LWR-Brennstoff kommen andere Materialien zum Einsatz, insbesondere Graphit, die die Langzeitsicherheitsanalyse eines Endlagers beeinflussen. Dadurch ist bei Einsatz eines VHTR eine andere Langzeitsicherheitsanalyse notwendig.

Ebenfalls ist Graphit und damit der gesamte Abfall entflammbar, was zusätzliche Anforderungen für sicheren Transport, Lagerung und Entsorgung beinhaltet.

Ebenfalls ist das Volumen von VHTR-Brennstoffen aufgrund des Graphit etwa zehnfach größer als bei LWR (Moormann et al. 2018). Der Vorteil der geringen Leistungsdichte wirkt sich bei der Entsorgung negativ aus. Eine Abtrennung des Graphits vom Brennstoff würde am Volumen der Abfälle wenig ändern, es wäre lediglich eine Aufsplittung der Abfallströme möglich und ein getrenntes Entsorgungskonzept für die Abfallströme. Graphit hat eine vernachlässigbare Wärmeentwicklung. Allerdings ist insgesamt die Größe eines Endlagers nicht nur vom Volumen der zu lagernden Abfälle, sondern vor allem auch von der Temperaturentwicklung der Abfälle und den daraus resultierenden Abständen der Endlagerungsbehälter zueinander abhängig.

Ein Vorteil gegenüber LWR ist, dass aufgrund der hohen Effizienz bei der Stromerzeugung weniger Schwermetall pro erzeugter Energie benötigt wird.

Die TRISO-Partikel sollen auch über längere Zeiträume im Endlager ihre Integrität bewahren können und damit die Freisetzung radioaktiver Stoffe verhindern.

Da bei vielen historischen Experimental- und Versuchsreaktoren Graphitstaub mit radioaktiven Partikeln, bzw. auch zerbrochene Brennelementkugeln im Reaktorbehälter und im Primärkreislauf

verblieben ist auch der Rückbau und die Entsorgung dieser Komponenten deutlich schwieriger als in einem LWR.

Fazit Ver- und Entsorgung

Durch einen Einsatz von VHTR würde Graphit zur Entsorgung anfallen, daraus ergäben sich andere Anforderungen im Bereich der Endlagerung und der zu führenden Langzeitsicherheitsanalyse.

Darüber hinaus ergeben sich im Bereich der Ver- und Entsorgung von VHTR sich keine signifikanten Vor- oder Nachteile gegenüber LWR.

4.6.7 Proliferationsrisiken

Die folgende Darstellung der Proliferationsrisiken von VHTR wurde aus (Öko-Institut e.V. 2017) übernommen und ergänzt.

Da Uranbrennstoffe wie bei Leichtwasserreaktoren angereichert werden müssten, allerdings für VHTR auf bis zu 19% Uran-235-Anteil (häufig 8-12%), wäre für diese Brennstoffe ebenfalls die in Hinblick auf Proliferation sensitive Urananreicherung notwendig. Beim Einsatz von Thoriumbrennstoffen ist es außerdem notwendig, einen entsprechenden Anteil an Spaltmaterial im frischen Brennstoff zu haben (Uran-233, Uran-235 oder Plutonium). Uran-233 oder Plutonium müsste zuvor separiert worden sein oder es müsste angereichertes Uran (Uran-235) beim ersten Anfahren des Reaktors verwendet werden. Zur Proliferationsproblematik von Thoriumbrennstoffen siehe Kapitel 5.5.4.

Wird Uranbrennstoff eingesetzt, sind VHTR Konzepte was die Möglichkeit zur Abzweigung von Plutonium angeht ähnlich einzuschätzen wie schwerwassermoderierte Reaktorsysteme. Beide Systeme sind bezüglich der Plutoniumabzweigung weniger proliferationsresistent als Leichtwasserreaktoren. Dies betrifft neben der erzeugbaren Menge an Plutonium und dessen Waffenqualität insbesondere die Möglichkeit, während des Betriebs Brennstoff, je nach Abbrand der Kugel und damit dem Plutoniumgehalt und dessen Isotopenvektor, aus dem Reaktor zu entnehmen. Bei Kugelhaufenreaktoren könnten so einzelne Kugeln aus dem Kugelfluss abgezweigt werden. Mit Hilfe der Messsignale könnten Kugeln mit dem optimalen Plutoniumgehalt ermittelt und der Entnahmestrecke entnommen und in eine Wiederaufarbeitungsanlage gebracht werden. Dazu wäre lediglich eine Umprogrammierung der Entnahmeapparatur notwendig. Die einzelnen Kugeln sind bei einem Gewicht von ca. 200 g sehr handlich (Öko-Institut e.V. 1989b). Andererseits können für eine Plutoniumseparation nicht die herkömmlichen Wiederaufbereitungsverfahren verwendet werden.

Ein Vorteil von TRISO-Brennstoffen ist, dass die Wiederaufarbeitung sowohl frischen als auch abgebrannten Brennstoffs schwieriger ist und technisch bisher noch nicht entwickelt wurde. Weiterhin ein leichter Vorteil je nach Abzweigungsszenario ist, dass der Brennstoff in ein vergleichsweise großes Volumen aus Graphit eingebettet ist, so dass z. B. größere Mengen Brennstoff abgezweigt werden müssten.

Ebenso lassen sich VHTR auch zur Gewinnung von Tritium, durch Einbringen von Kugeln mit Lithium in das Kugelbett, nutzen. In den USA gab es hierzu in den 1980er Jahren Überlegungen, einen VHTR für diesen Zweck zur Gewinnung des Tritiums für das Kernwaffenarsenal der USA einzusetzen, diese wurden dann jedoch wieder aufgegeben (Öko-Institut e.V. 1989b). Tritium dient in Kernwaffen als Explosionsverstärker und muss in den Arsenalen der Kernwaffenstaaten regelmäßig ersetzt werden (Halbwertszeit ca. 12 Jahre).

Fazit Proliferationsrisiken

In Hinsicht auf die Proliferation ist beim Einsatz von Uranbrennstoffen ebenfalls die Technik der Urananreicherung notwendig. Kugelhaufenreaktoren sind wegen des laufenden Austauschs des Brennstoffes anfälliger gegenüber der Abzweigung von Brennstoff als LWR. Ebenfalls eignen sie sich besonders gut für die Tritiumproduktion.

Insgesamt ist daher auf Ebene der Technologielinie bei Kugelhaufenreaktoren von einem leichten Nachteil bezüglich der Proliferationsrisiken im Vergleich zum LWR auszugehen. Unterschiede auf Ebene der Reaktorkonzepte ergeben sich vor allem durch die Wahl des Brennstoffkreislaufs.

4.6.8 Kosten

Die Wirtschaftlichkeit von VHTR wird im Wesentlichen von der nutzbaren Kernaustrittstemperatur abhängen, da sich mit höheren Kernaustrittstemperaturen andere Anwendungen für die Prozesswärme nutzen lassen. Prozesswärme steht dabei in Konkurrenz zu fossilen Brennstoffen, deren Preis, und den anfallenden Kosten für CO₂-Emissionen. So erlebten die VHTRs ihren ersten großen Aufschwung in der Ölkrise in den 1970er Jahren. Große Ölkonzerne wie Gulf und Shell engagierten sich auch finanziell massiv für VHTR und drängten auf deren Markteinführung. So gelang es bis 1974, Aufträge und Optionen für VHTR mit prismatischen Brennelementen mit einer elektrischen Leistung von insgesamt 10 GW zu erhalten, was unter den damaligen Verhältnissen als Durchbruch der VHTR-Linie zu werten war. Wegen diverser ungelöster technischer Probleme mussten diese Aufträge unter Zahlung hoher Konventionalstrafen 1975 jedoch zurückgegeben werden, was zum vollständigen Ausstieg der Ölkonzerne aus der VHTR-Technik führte.

(GIF 2021a) gehen davon aus, dass in der näheren Zukunft Demonstrationsprojekte mit niedrigen Temperaturen zwischen 700°C bis maximal 950°C verfolgt werden. Typische VHTR von 750°C bis 850°C können mit einem Wirkungsgrad bis zu 48% zur Stromerzeugung genutzt werden, in Kombination mit Prozesswärme auch darüber. Sie müssten dann in der Nähe von großen industriellen Komplexen errichtet werden. Die Übertragung von Wärme zu einem Verbraucher über eine Entfernung von mehreren Kilometern kann mit Dampf, Gas, Salzschnmelzen oder flüssigen Metallen erreicht werden (GIF 2021a).

Mit Hochtemperatursystemen wie dem VHTR war immer die Vorstellung verbunden, die Prozesswärme zur Verflüssigung bzw. Vergasung von Kohle bzw. zur Produktion von Wasserstoff zu nutzen. Für die Mitglieder von GIF ist gerade die Wasserstoffproduktion ein hoher Anreiz.

Je höher die Arbeitstemperatur ist, desto höher der Wirkungsgrad zur Stromerzeugung und desto effizienter sind mögliche angekoppelte Nutzungen der Prozesswärme, bzw. können bestimmte Prozesse überhaupt erst genutzt werden. So ist die Nutzung als Entsalzungsanlage oder für petrochemische Verfahren und Ölsandförderung schon bei Temperaturen bis zu 700°C möglich, für die Kohlevergasung, Wasserstoffherzeugung aus Methan oder mit effizienter Hochtemperatur-Elektrolyse sind dagegen Temperaturen über 800°C erforderlich, zur thermochemischen Produktion von Wasserstoff bedarf es Temperaturen bis zu 1000°C, mit einem dreifachen Effizienzgewinn der dann einsetzbaren Prozesse bei 1000°C gegenüber einem Betrieb bei 750°C (WNA 2016a). Je höher die Arbeitstemperatur des Reaktors, desto mehr industrielle Anwendungen bestehen also und desto ökonomisch attraktiver wird das Reaktorkonzept.

Auch wenn die derzeitige Entwicklung des VHTR gerade durch den Bau des HTR-PM signifikante Resultate erzielt hat, müssen möglichst bald neue Finanzierungsmöglichkeiten für einen VHTR Demonstrator mit Prozesswärme gefunden werden, damit die bisherigen substantiellen Investitionen

auszahlen (Fütterer et al. 2021). (Fütterer et al. 2021) sieht hier mehrere Initiativen (siehe auch Kapitel 4.6.3), deren Erfolg jedoch von den politischen Rahmenbedingungen, gesellschaftlicher Akzeptanz und von den ökonomischen Randbedingungen (Gaspreis, CO₂-Preis, Finanzierungsrisiken) abhängt.

Auch müssen für die Nutzung von industrieller Prozesswärme Firmen gewonnen werden, die nicht im Stromerzeugungsmarkt tätig sind und Neueinsteiger im Nuklearbereich wären.

(GIF 2021a) weist darauf hin, dass eine Reihe detaillierter Studien zu den Kosten von VHTR für die Stromproduktion und für Prozesswärme vorliegen und mit der GIF informell geteilt wurden. Die US-Resultate würden zeigen, dass die Kosten mit den Kosten von LWR kompetitiv wären. Für Prozesswärme wären sie kompetitiv mit konventionellen Gas-und-Dampf Kombikraftwerken, wenn die Gaskosten höher als 8 USD pro 1 Millionen BTU (0,027 EUR/kWh) wäre. Der Schwellenwert läge unter Einbeziehung von CO₂-Kosten niedriger. Entsprechende Gaspreise lagen auf dem Spotmarkt in den USA in den letzten Jahren für kurze Zeit im Jahr 2022 vor (ebenfalls im Jahr 2000/2001, 2005/2006, 2008).¹⁸¹

Ein Beispiel für eine detaillierte Kosteneinschätzung des SC-HTGR (siehe Kapitel 4.6.3.3) findet sich etwa in (IAEA 2019) mit Kosten von USD3,600 USD/KWth für ein Modul mit 165 MWth und Dampfnutzung zur Stromerzeugung.

Fazit Kosten

Der große potentielle Vorteil eines VHTR ist die Möglichkeit für Kraft-Wärme-Kopplung und zur Produktion von Prozesswärme, die je nach Temperatur auch zur Wasserstofferzeugung genutzt werden könnte. Dies stellt einen Vorteil gegenüber LWR dar.

Die tatsächlichen Kosten könnten kompetitiv gegenüber LWR sein. Da die Investitionskosten für LWR jedoch stark abhängig sind vom Hersteller und dem Land, in dem der Bau getätigt wird, und gleichzeitig die Kosten des VHTR stark abhängig sind von der Möglichkeit zur Nutzung der Prozesswärme, kann auf Ebene der Technologielinie letztlich keine endgültige Bewertung vorgenommen werden.

¹⁸¹ <https://www.eia.gov/dnav/ng/hist/rngwhhdM.htm>

4.7 Beschleunigergetriebene unterkritische Reaktoren (Accelerator Driven System, ADS)

Die Grundidee beschleunigergetriebener, unterkritischer Reaktoren ist es, einen Schnellen Reaktor mit unterkritischem Reaktorkern zu betreiben. Da ein solcher Reaktor von selbst keine stationäre (d. h. zeitlich konstante) Neutronenpopulation aufrechterhalten kann, ist er auf eine „externe“ Neutronenquelle angewiesen. Der Reaktorteil des Systems ist unterkritisch und produziert keine Energie, wenn die externe Neutronenquelle abgeschaltet ist. Diese Anordnung wird auch als Accelerator-Driven System (ADS) bezeichnet.

In vielen Konzepten wird die externe Neutronenquelle durch einen Protonen-Beschleuniger realisiert, dessen Teilchenstrahl im Innern des Reaktorkerns auf ein Ziel (target) aufprallt und über einen Spallationsprozess hochenergetische Neutronen erzeugt. Die Protonen dringen in das Target aus Schwermetall ein und lassen Atomkerne des Schwermetalls zerplatzen (Spallation), so dass bei diesen kernphysikalischen Reaktionen Neutronen entstehen. Die Neutronenausbeute, die Anzahl der erzeugten Neutronen pro Proton, ist ein wesentlicher Faktor für die Performance einer Spallationsneutronenquelle.

Seit den 1990er Jahren erleben Pläne zur Energieerzeugung mit beschleunigergetriebenen Reaktorsystemen neuen Auftrieb. ADS könnten durch die unterkritische Anordnung deutliche Sicherheitsvorteile haben. ADS werden auch zur Transmutation von radioaktiven Abfällen diskutiert. Sie haben Vorteile für die Transmutation aufgrund des schnellen Neutronenspektrums und der im Vergleich zu kritischen Reaktoren größeren Flexibilität bezüglich der Brennstoffzusammensetzung.

Die Entwicklung von ADS befindet sich derzeit noch in der Konzept- und Planungsphase. Neben der Notwendigkeit, ein unterkritisches Schnelles Reaktorsystem zu entwickeln, kommt die Entwicklung einer zuverlässigen Spallationsneutronenquelle hinzu. Der Beschleuniger muss über Monate hinweg ohne Unterbrechung arbeiten. Beschleuniger sind immer noch kostspielig und groß, obwohl erhebliche Anstrengungen unternommen wurden, um ihre Größe und Baukosten zu reduzieren (Biarrotte et al. 2015). Daneben bestehen technische Schwierigkeiten bei der Wärmeabfuhr aus dem Schwermetalltarget.

Frühere Darstellungen und Bewertungen von ADS wurden schon in (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Englert 2010; IANUS; Öko-Institut e.V. 1999) durchgeführt. Teile der dortigen Darstellung wurden übernommen und ergänzt.

4.7.1 Systembeschreibung

Die wesentliche Eigenschaft eines ADS ist die Kopplung einer Spallationsneutronenquelle zur Neutronenerzeugung mit einem unterkritischen Reaktor zur Neutronenmultiplikation und Energieerzeugung.

Reaktorsystem

In diesen hybriden Systemen ist das Spallationstarget von Brennelementen umgeben und es entsteht eine ähnliche Anordnung wie in einem Schnellen Reaktor, außer dass sich in der Mitte des Reaktorkerns die Spallationsneutronenquelle befindet und die für den Betrieb des unterkritischen Reaktors nötigen Neutronen liefert, vergleiche Abbildung 4-7.

Die Leistung des Reaktors ist unmittelbar mit der Leistung des Beschleunigers gekoppelt. Die Anordnung der Brennelemente im Reaktor ist so gewählt, dass das Reaktorsystem unterkritisch ist.

Der Reaktor funktioniert dabei in der Form eines „Energieverstärkers“, der durch Neutronenmultiplikation eines Neutrons aus der Spallationsneutronenquelle zu einer Kette von Kernspaltungen führt.

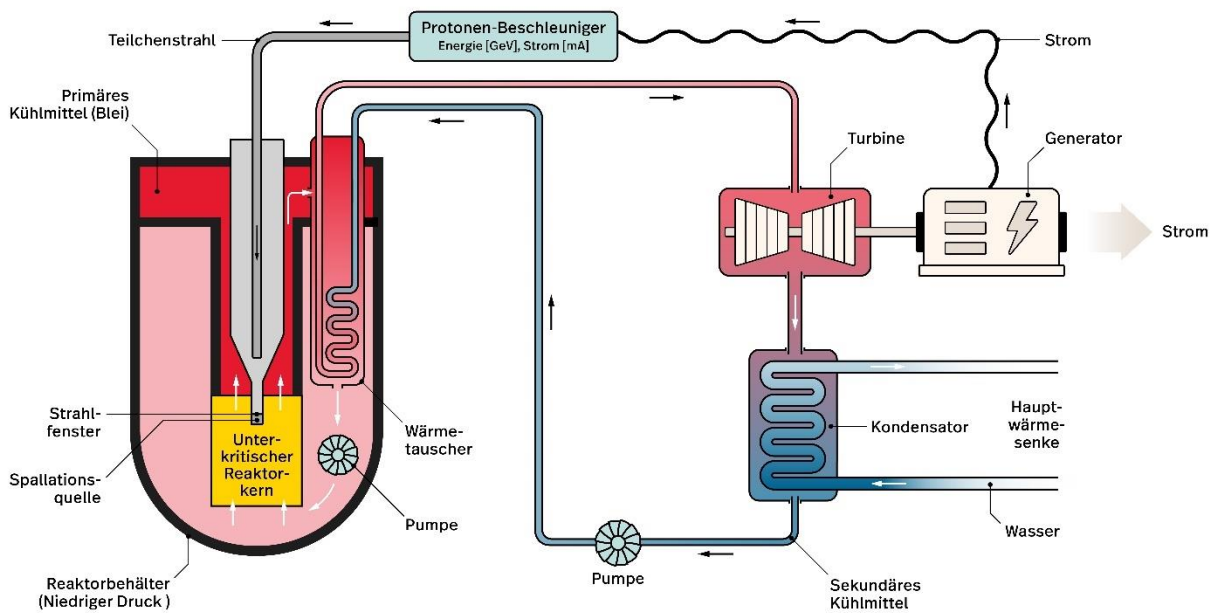
Aus der Kopplung ergeben sich konkurrierende Prioritäten. Der Reaktorkern sollte eine möglichst geringe Unterkritikalität aufweisen, um möglichst wenig zusätzliche Neutronen für eine vorgegebene Leistung des gesamten ADS zu benötigen. Die Leistung und damit die Kosten des Beschleunigers und der Spallationsneutronenquelle werden so möglichst gering gehalten.

Je näher das System einer kritischen Anordnung kommt, desto wichtiger wird die Reaktivitätskontrolle des Reaktors. Aus Sicherheitsgründen sollte der Abstand zur Kritikalität möglichst groß gehalten werden. Bei ausreichender Unterkritikalität kann so auf die Nutzung weiterer Vorrichtungen zur Reaktivitätskontrolle (z. B. Kontroll- oder Abschaltstäbe) verzichtet werden, um Reaktivitätsänderungen des Reaktors zu kontrollieren. Der Reaktor wird allein über die Neutronenquelle gesteuert, er ist durch die Neutronenquelle dominiert und das Abschalten des Beschleunigers und damit der Neutronenquelle sollte unmittelbar zu einer Leistungsreduktion führen. Umgekehrt, führt eine Zunahme der Neutronenquelle zu einer instantanen Zunahme an Reaktorleistung, aber zu keiner Leistungsexkursion wie in einem kritischen System. Es gibt keine finalen Kriterien, um einen optimalen Level an Unterkritikalität zu definieren (Abderrahim et al. 2021).

Die Spallationsneutronenquelle und der Reaktorkern befinden sich in einem Reaktorbehälter. Da im Beschleuniger ein technisches Vakuum herrscht, um den Teilchenstrahl nicht zu behindern, muss das Vakuum im Beschleuniger vom Spallationstarget und Reaktorkern getrennt sein, z. B. durch ein sogenanntes Strahlfenster, aber auch andere Konzepte sind möglich.

Mit Hilfe eines Kühlmittels wird die im Reaktorkern und im Spallationstarget erzeugte Wärme mit einer Pumpe über einen Wärmetauscher in das Sekundärsystem transportiert und treibt dort mit einem Wasser-Dampf-Kreislauf eine Turbine und einen Generator zur Stromerzeugung an. Ein Teil des im Generator erzeugten Stromes wird dann zum Betrieb des Beschleunigers benötigt. Die Restwärme wird über einen Wärmetauscher an eine Wärmesenke abgegeben.

Abbildung 4-7: Konzeptdarstellung eines beschleunigergetriebenen unterkritischen Reaktors (ADS)



Quelle: Eigene Abbildung

Brennstoff

Es sind eine Reihe von Brennstoffen in ADS einsetzbar. Lange Zeit wurden vor allem Thoriumbrennstoffe diskutiert, ebenfalls kommen Uranbrennstoffe oder MOX-Brennstoffe in Frage. Eine Besonderheit von ADS ist, dass Brennstoffe mit einem sehr hohen Spaltstoffanteil von bis zu 40% Minorer Aktinide im Brennstoff verwendet werden können, ohne dass die Reaktivitätskontrolle beeinträchtigt wird. In uranfreen Brennstoffen kann der Rest des Spaltstoffs Plutonium sein, so dass ein Brennelement aus Transuranen in ADS verwendet werden könnte (Abderrahim et al. 2021).

Zu weiteren Eigenschaften des Brennstoffs siehe auch die Technologielinie zu kritischen bleigekühlten Reaktorsystemen (Kapitel 4.2) und zu den Reaktorkonzepten in Kapitel 5.3 und 5.10.

Brennstoffkreislauf

ADS werden in Zusammenhang mit einer großen Vielzahl an Brennstoffkreisläufen diskutiert. Einige ADS-Konzepte können aufgrund einer leistungsfähigen externen Neutronenquelle als reine Thoriumreaktoren konzipiert werden, ohne die Notwendigkeit, zusätzliches Spaltmaterial bei der Inbetriebnahme zu verwenden, wie bei kritischen Systemen. Zu den Besonderheiten von Thoriumbrennstoffkreisläufen siehe Kapitel 4.4.

ADS eignen sich von Ihren physikalischen Eigenschaften besonders zur Transmutation von Abfällen (Accelerator Transmutation of Waste). Es gab historisch auch Pläne, die Neutronenquelle mit oder ohne subkritischen Reaktor zum Erbrüten von Spaltmaterial (Plutonium) für zivile und militärische Anwendungen und zum Brüten von Tritium für Kernwaffen zu verwenden (siehe Kapitel 4.7.2).

Spallationsneutronenquelle

Aufgrund der unterkritischen Auslegung des eigentlichen Schnellen Reaktorkerns ist dieser nicht in der Lage, selbstständig eine kritische Kettenreaktion aufrecht zu erhalten. Daher werden in einen Hochstrombeschleuniger Protonen oder andere Teilchen (z. B. Deuteron, He-4) auf hohe Energien beschleunigt und auf ein Schwermetall-Target geschossen. Dabei zerplatzen die Schwermetallatome im Target und setzen dabei eine große Anzahl an Neutronen frei. Diese lösen in dem das Target umgebenden Reaktor dann Kernspaltungen aus, wobei die ursprünglichen Neutronen nochmals vervielfältigt werden. Die im Reaktor freigesetzte Leistung ist damit der Leistung des Beschleunigerstrahls (also dem Produkt aus der Energie der Protonen und dem Protonenstrom) proportional.

Die wichtigsten Parameter einer Spallationsneutronenquelle sind die Anzahl der beschleunigten Teilchen pro Zeit (Beschleunigerstrom), deren Aufprallgeschwindigkeit (Energie) und die Anzahl der in der Spallationsreaktion erzeugten Neutronen. Je mehr beschleunigte Teilchen (z. B. Protonen) auf das Schwermetalltarget prallen, desto mehr Spallationsreaktionen werden ausgelöst. Je höher die Energie der Teilchen, desto mehr Neutronen entstehen durch das Zersplittern der Atomkerne beim Aufprall. Meist wird die Verwendung von Protonen im Beschleuniger vorgesehen, es wären aber auch andere Teilchen möglich. Typische Energien, bei denen das Verhältnis zwischen Neutronenerzeugung und Energie der beschleunigten Teilchen am günstigsten ist, liegen zwischen mehreren hundert Megaelektronenvolt (MeV) bis zu zwei Gigaelektronenvolt (GeV). In diesem Energiebereich ist die Zahl der pro Spallationsreaktion freigesetzten Neutronen proportional zur Protonenenergie. Pro Spallationsreaktion werden je nach Material des Targets bei diesen Energien ca. 10-30 Neutronen freigesetzt.

Beschleuniger

Es werden üblicherweise Linearbeschleuniger (Linear Accelerator, LINAC) oder Kreisbeschleuniger (Zyklotron oder Synchrotron) eingesetzt. Die zu erreichende Energie der beschleunigten Teilchen bestimmt die Abmessungen des Beschleunigers. Dies ist ein wesentlicher Kostenfaktor.

Die wesentliche Eigenschaft eines Kreisbeschleunigers ist, dass die Umlauffrequenz bei einem Zyklotron fest und unabhängig von der Teilchenenergie ist. Es lässt sich wesentlich kompakter bauen und hat je nach Leistungsfähigkeit einen Durchmesser von ca. 5-20 Metern. Zyklotrons sind daher günstig zu bauen. Nachteile liegen in der schlechten Möglichkeit zur Strahlfokussierung und der Strahlentnahme aus dem Beschleuniger, da nur ein kleiner Teil des Teilchenstrahls aus dem Beschleuniger entnommen werden kann und die erreichbaren Beschleunigerströme begrenzt sind (10 mA bei 1 GeV). Auch die Kontrolle der Dauer plötzlicher Strahlunterbrechungen ist schwieriger (Nupecc 2001; Abderrahim et al. 2021).

Der Vorteil von Linearbeschleunigern ist, dass aufgrund der linearen Anordnung in regelmäßigen Abständen Elemente zur Strahlfokussierung platziert werden können und so bis zwei Größenordnungen mehr Strom als bei Zyklotrons transportiert werden kann, ohne Strahlverluste zu erleiden. Damit sind Ströme bis zu 100 mA und mehr mit heute verfügbarer Technologie im Prinzip erreichbar (Smith und Schneider 2004). Linearbeschleuniger eignen sich besser zur Fehlertoleranz gegenüber kurzen Strahlunterbrechungen. Dafür sind Linearbeschleuniger durch ihre großen Abmessungen und den entsprechenden Strahlenschutz Aufwand teurer (van den Eynde et al. 2013). Die Beschleunigungsstrecke bei Linearbeschleunigern kann mehrere hundert Meter betragen.

Die meisten ADS werden mit Beschleunigern mit kontinuierlichem Betrieb geplant, es wäre aber auch ein gepulster Betrieb möglich. Der Beschleuniger muss möglichst zuverlässig und effizient und

ohne häufige Ausfälle arbeiten. Ein Strahlausfall führt im Reaktor zum Äquivalent einer Reaktorschnellabschaltung mit entsprechendem thermischen Stress im Reaktor und der Notwendigkeit einer langwierigen Prozedur zum Wiederaufstart der Anlage. Eine ADS-Anlage muss daher insgesamt gegen kurze Strahlunterbrechungen von wenigen Sekunden ausgelegt sein.

Spallationstarget

Limitierend für die Leistungsfähigkeit von Spallationsneutronenquellen ist die Wärmeabfuhr aus dem Schwermetall-Target. Die Leistung der beschleunigten Teilchen wird bei ihrem Aufprall weitgehend im Target deponiert und muss durch geeignete Kühlmethoden abtransportiert werden. Da die Bauweise einer Spallationsneutronenquelle im Forschungsbereich und in einem beschleunigergetriebenen Reaktor vorsieht, dass möglichst viele Neutronen die Oberfläche des Targets verlassen, ist das Target sehr kompakt. Typische Targets haben die Form eines schmalen Zylinders oder flachen Kastens mit einer Höhe bzw. einem Durchmesser von 10-20 cm und einer Länge von bis zu einem Meter. Da etwa 2/3 der gesamten Leistung des Teilchenstrahls in diesem geringen Volumen als Wärme deponiert wird, ist die Kühlung entsprechend technisch höchst anspruchsvoll. Heutige Anlagen werden statt mit festen Targets aus Wolfram oder Uran mit Flüssigmetalltargets ausgestattet, da hier das flüssige Schwermetall gleichzeitig Neutronen produziert und als Kühlmittel dienen kann. Als Targetmaterialien kommen aufgrund ihrer niedrigen Schmelztemperaturen z. B. Blei, Blei-Bismut-Legierungen oder Quecksilber in Frage. Der Nachteil von Flüssigmetall ist die hohe Korrosivität des Kühlmittels.

Eine Spallationsneutronenquelle kann mit oder ohne Strahlfenster ausgeführt werden. Ein Strahlfenster besteht aus einer oder zwei dünnen (ca. 1-3 mm) Metallplatten (z. B. Aluminium, Iconel), die mit einer Flüssigkeit oder einem Gas gekühlt werden. Ein Strahlfenster entkoppelt das Hochvakuum des Beschleunigers vom eigentlichen Target und umgibt das Flüssigmetall. Der Nachteil eines Strahlfensters ist, dass es als erstes vom hochenergetischen Teilchenstrahl getroffen wird und entsprechende Materialschäden erleidet. Ist dagegen das Target ebenfalls innerhalb des Hochvakuums, wird kein Strahlfenster benötigt. Ohne Strahlfenster trifft der Teilchenstrahl direkt auf das Flüssigmetall. Eine solche Anordnung ist technisch jedoch schwierig auszuführen, da die gesamte Spallationsneutronenquelle unter Vakuum gehalten werden muss, obwohl Verunreinigungen durch Materialverdampfung und gasförmige Spaltprodukte aus dem Targetmaterial entstehen. Allerdings werden dadurch die thermischen Belastungen und strahlungsinduzierten Materialschäden vermieden, die durch den intensiven Teilchenstrahl in einem Strahlfenster entstehen würden.

Kühlmittel

Vergleichbar zu kritischen Schnellen Reaktoren werden drei Kühlmittel für den Einsatz in einem beschleunigergetriebenen Reaktor diskutiert: Natrium, Blei-Bismut und Helium. Die Wahl des Kühlmittels bestimmt das grundsätzliche Design des Reaktors und die daraus folgenden Sicherheitsstrategien. Eine Hochdruck-Heliumkühlung ist anfällig hinsichtlich eines Kühlmittelverluststörfalls, während Blei-Bismut- und Natriumkühlungen mit niedrigen Systemdrücken arbeiten. Natrium als Kühlmittel weist die Eigenschaft auf, brennbar zu sein. Dafür ist eine Gaskühlung unproblematisch in Hinsicht auf Korrosionsschäden, die für Blei-Bismut- und Natrium-Kühlungen relevant sind. Gasgekühlte Reaktoren oder flüssigmetallgekühlte Blei/Blei-Bismut-Reaktoren benötigen keine Brennelementkästen zur Strömungsführung und müssen mit geringer Leistungsdichte im Reaktor betrieben werden.

Mittlerweile herrscht unter den Entwicklern von ADS weitgehender Konsens, dass das geeignetste Kühlmittel Blei oder eine Blei-Bismut-Legierung ist (Abderrahim et al. 2021).

Spektrum (Moderator)

Das Energiespektrum des subkritischen Reaktors hängt vom Einsatzzweck des Reaktors ab. Fast alle historischen und aktuellen Systeme sehen aber ein schnelles Spektrum vor.

Temperatur und Druck

Druck und Temperatur sind ähnlich den Bedingungen, die in der Technologielinie für bleigekühlte Reaktoren diskutiert werden (siehe Kapitel 4.2).

4.7.2 Historische Entwicklungen

Teile der Darstellung wurden aus (Englert 2010; IANUS; Öko-Institut e.V. 1999) übernommen und ergänzt.

Die ursprüngliche Idee, große Beschleuniger und Neutronen aus dem Spallationsprozess für die Transmutation von Radionukliden zu nutzen, entstand in den 1950er Jahren. Allerdings sollten damals nicht die Aktinide des nuklearen Abfalls in Spaltprodukte umgewandelt werden, sondern im Gegenteil sollte mit Hilfe der Spallationsneutronen spaltbares Material produziert werden.

Die Möglichkeiten, spaltbares Material für das Kernwaffenprogramm in den USA zu erzeugen, wurden in zahlreichen Projekten, angefangen von Papierstudien bis hin zu Demonstrationsanlagen, untersucht. Der MTA (Materials Testing Accelerator) wurde während der Zeit von 1950-1954 im Lawrence Livermore Laboratory in den USA als Alternative zu den Reaktoren in Hanford und Savannah River zur Produktion spaltbaren Materials untersucht. 1952 wurde eine elektronukleare Produktionsfabrik mit dem Namen A-12 entwickelt, die ausgelegt war, Deuteronen mit einem Strom von 500 mA auf 350 MeV zu beschleunigen. Die Deuteronen wären dann durch Spallation in Neutronen verwandelt worden, die wiederum Pu-239 erzeugt hätten. Es wurde noch ein weiteres, verbessertes Konzept entwickelt, das den Namen C-50 erhielt. 1954 wurde das Projekt jedoch eingestellt und 1957 deklassifiziert (Magill und Peerani 1999; DOE 1999b).

Mehrere Studien zum Konzept eines Accelerator-Breeder lebten in den 1970er Jahren wieder auf. Beispielhaft zu nennen sind der „Linear Accelerator Breeder“ (Brookhaven National Laboratory 1976) und ein Konzept der kanadischen Gruppe, die den ING zur Produktion von spaltbarem Material ausgearbeitet hatte (Chalk River Nuclear Laboratories, Atomic Energy of Canada 1978; Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories 1981). In Russland wurden ebenfalls in den 1970er Jahren Studien zu Accelerator-Breeder-Konzepten verfasst (vgl. (DOE 1999b)).

Experimente zur Erzeugung von Plutonium wurden im „Fertile-to-Fissile“-Programm am Los Alamos National Laboratory 1988 durchgeführt (Gilmore et al. 1988). In Russland gab es ebenfalls eine Reihe von Untersuchungen zur Spallationsreaktion in Uran und zur Erzeugung spaltbaren Materials in den 1970er und 1980er Jahren (Vassil'kov et al. 1991).

In Frankreich (Lagniel 1998) und in den USA wurden in den 1990er Jahren Programme zur Produktion von Tritium mit Spallationsneutronenquellen aufgelegt. Das US-Programm „Accelerator Production of Tritium“ (APT) startete 1995 und wurde trotz der Entscheidung von 1998, die Tritiumproduktion für das Waffenprogramm mittels Bestrahlung von Lithiumblankets in kommerziellen Reaktoren zu gewährleisten, bis in das Jahr 2002 als Alternative fortgesetzt (Anderson et al. 1999). Unter anderem wurde das Projekt LEDA (Low Energy Demonstration Accelerator) verwirklicht (Smith und Schneider 2004).

Seit den 1990er Jahren wurde vermehrt an Konzepten für beschleunigergetriebene Reaktoren gearbeitet. Ein Meilenstein ist die Idee des „Energy Amplifier“ von Carlo Rubbia (Rubbia 1995; CERN 1995).

Der sog. Energy Amplifier (EA) ist ein unterkritischer, Schneller Reaktor, der von einer Gruppe am CERN um den Nobelpreisträger Carlo Rubbia konzipiert wurde. Der EA greift auf verschiedene passive Sicherheitssysteme zurück: hierzu gehören insbesondere ein passives System zur Unterbrechung des Beschleunigerstrahls sowie ein passives System zur Wärmeabfuhr. Als Kühlmittel des EA dient ein flüssiges Blei-Bismut-Gemisch, das durch Naturkonvektion, d. h. ohne zusätzliche Pumpen, zirkulieren soll.

Der EA nutzt Thorium als Brennstoffmatrix in Form von MOX. In dieser Matrix, baut sich während der Bestrahlung das wiederum spaltbare Uran-233 auf. Bei Inbetriebnahme ist für die erste Beladung zusätzliches Spaltmaterial notwendig. Eine Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes ist notwendig, um die beim EA-Konzept erwünschte niedrige Radiotoxizität des Abfalls zu realisieren. Dabei werden alle Aktiniden sowie einige langlebige Spaltprodukte abgetrennt und dem EA erneut zugeführt. Für die verbleibenden Spaltprodukte ist eine oberflächennahe Lagerung vorgesehen. Der EA soll in der Lage sein, Energie zu liefern sowie die Radiotoxizität ihm zugeführter Abfälle aus anderen kritischen Reaktoren zu reduzieren. Insbesondere in Ländern, die noch nicht über eine Strategie zur Behandlung der nuklearen Abfälle entschieden haben, soll der EA daher zur Transmutation von Abfällen („Incinerator“) und weniger als Energielieferant Interesse wecken: die Menge an Transuranen, die ein EA mit einer thermischen Leistung von 1500 MW verbrennen kann, soll rund 400 kg pro Jahr betragen (CERN 1997).

Seit Ende der 1990er Jahre fanden zahlreiche Forschungsaktivitäten weltweit statt, die die Möglichkeiten von ADS untersuchen. Beispielhaft sei auf die IAEA Benchmark-Studie (ANS 2001) hingewiesen, an der viele Forschungsgruppen teilnahmen.

Parallel zur Beschäftigung mit ADS wurden ebenfalls neue Konzepte zur Transmutation radioaktiver Abfälle vorgeschlagen (Accelerator Transmutation of Waste, ATW), die eine Behandlung radioaktiver Abfälle mit Spallationsneutronen vorsehen, um besonders langlebige Isotope umzuwandeln (Arthur et al. 1995; DOE 1999a).

Insgesamt kann man von einem neuerwachten Interesse an beschleunigergetriebenen Systemen seit den 1990er Jahren sprechen, da die Beschleuniger-Technologie mittlerweile einen Stand erreicht hat, der die unterschiedlichen Nutzungsinteressen erfüllen könnte. Tatsächlich verwirklicht sind, außer Prototypen, dabei nur Spallationsneutronenquellen für die Nutzung in der Forschung. Die Nutzung von Spallationsneutronenquellen in der Forschung zur Untersuchung von kernphysikalischen Grundlagen und der Struktur und Dynamik von Materie, sowie der Möglichkeiten von zukünftigen ATW- und ADS-Anlagen, ist auch der Hauptanwendungszweck heutiger Spallationsneutronenquellen.

Weltweit gibt es heute eine Reihe von Konzeptstudien zur Entwicklung beschleunigergetriebener Anlagen. Einen detaillierten Überblick über die derzeit diskutierten Anlagen und den Forschungsstand in verschiedenen Ländern bieten z. B. (IAEA 2015; NEA 2005). Die meisten dieser Konzepte verblieben jedoch in der Projektierungsphase. Für Konzeptstudien wurden computergestützte Simulationsprogramme entwickelt und mit experimentellen Daten abgeglichen, die an den für die Forschung gebauten Spallationsneutronenquellen gewonnen wurden.

4.7.3 Aktuelle Entwicklungen

Teile der Darstellung wurden aus (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Englert 2010; IANUS; Öko-Institut e.V. 1999) übernommen und ergänzt.

Seit den 1990er Jahren kann von einem erneuten Interesse an der Beschleunigertechnologie zur Erzeugung von Neutronen durch Spallation gesprochen werden, das sich zunächst auf den Bau von Spallationsneutronenquellen für die Forschung gerichtet hat (DSF 2009). Große Forschungsspallationsneutronenquellen im Betrieb mit Leistungen im Megawattbereich sind

- Spallation Neutron Source SNS (Oak Ridge National Laboratory – USA, 1,4 MW)
- MEGAPIE vormals SINQ (Paul Scherrer Institut – Schweiz, 1,4 MW)

Daneben gibt es zwei kleinere Anlagen mit mehreren 100 kW Leistung:

- LANSCE (Los Alamos National Laboratory – USA, 80-120 kW)
- ISIS (Rutherford Appleton Laboratory – Großbritannien, 200 kW)

China plant das chinesische ADS-Projekt (Chinese Accelerator-Driven System, CADS), das derzeit nur den Beschleuniger, das Target und ein Blanket beinhaltet.

Grundlagenforschung an beschleunigergetriebenen Systemen wird in Japan vor allem am J-PARC Beschleuniger durchgeführt. Dort gibt es auch Absichten, in Zukunft ein experimentelles System mit 60 MW thermischer Leistung und später ein kommerzielles System mit 800 MW thermischer Leistung (1 GeV, 20 mA) zu errichten (IAEA 2015).

Darüber hinaus gibt es Absichten für beschleunigergetriebene Reaktoren in Indien (Vandeplassche und Medeiros Romao 2012) sowie Südkorea (IAEA 2015), die jedoch ebenfalls das Stadium einer Vorstudie noch nicht überschritten haben.

In China wurde das Accelerator-Driven Advanced Nuclear Energy System (ADANES) als komplettes Energiesystem zur Energieerzeugung und Transmutation von Minoren Aktiniden und zur Spaltmaterialproduktion mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW vorgeschlagen.

In den USA kam es trotz umfangreicher Vorstudien (DOE 1999a; Bowman 1998) zu keiner Entwicklung eines beschleunigergetriebenen Systems, um dessen Funktionsprinzip zu demonstrieren, oder zur Beteiligung an internationalen Projekten. Allerdings existiert in den USA Expertise zu vielen technischen Aspekten eines beschleunigergetriebenen Systems, insbesondere zu Hochstrombeschleunigern und Spallationsneutronenquellen (SNS, LANSCE u. a.).

Die europäischen Forschungsbemühungen werden vor allem am belgischen Nuklearforschungszentrum SKC-CEN durchgeführt. Zunächst im ADONIS Projekt (1995-1996), das auf die Produktion medizinischer Isotope fokussiert war, aus dem aber 1997 das MYRRHA Projekt (Multi-purpose HYbrid Research Reactor for High-tech Applications) hervorging. Im sechsten Rahmenprogramm der europäischen Kommission wurde das MYRRHA Projekt innerhalb des EUROTRANS Programms fortgeführt (2006-2010), in dem auch das Reaktorkonzept EFIT (European Facility for Industrial Transmutation, s. u.) als größeres ADS-Projekt entwickelt wurde.

(Kadi 2016) führt eine Übersicht an älteren und laufenden Projekten und Experimenten auf (siehe Tabelle 4-11).

Tabelle 4-11: Status von ADS-Projekten und -Experimenten

	Land	Strahlcharakteristika	Spektrum/ Leistung	Zweck und Status
FEAT	CERN	Protonen (0.6 to 2.75 GeV) ($\sim 10^{10}$ p/s)	Thermisch (≈ 1 W)	Reaktorphysik thermischer subkritischer Systeme ($k\approx 0.9$) Mit SNS - abgeschlossen
TARC	CERN	Protonen (0.6 to 3.5 GeV) ($\sim 10^{10}$ p/s)	Schnell (≈ 1 W)	Blei slowing down spectrometry und Transmutation von langlebigen Spaltprodukten abgeschlossen
MUSE	Frankreich	DT ($\sim 10^{10}$ n/s)	Schnell (< 1 kW)	Reaktorphysik schneller subkritischer Systeme - abgeschlossen
YALINA	Weißrussland	DT ($\sim 10^{10}$ /s)	Schnell (< 1 kW)	Reaktorphysik thermischer und schneller subkritischer Systeme - abgeschlossen
MEGAPIE	Schweiz	Protonen (600 MeV) + Pb-Bi (1MW)	-----	Demonstration eines 1MW target für kurze Zeit - abgeschlossen
TRAD	Italien	Protonen (140 MeV) + Ta (40 kW)	Thermisch (200 kW)	Demonstration eines ADS mit thermischem Feedback - abgebrochen
TEF-P	Japan	Protonen (600 MeV) + Pb-Bi (10W, $\sim 10^{12}$ n/s)	Schnell (< 1 kW)	Kopplung eines schnellen subkritischen Systems mit einer SNS in einer Konfiguration mit MA Brennstoff –reaktiviert
SAD	Russland	Protonen (660 MeV) + Pb-Bi (1 kW)	Schnell (20 kW)	Kopplung eines schnellen subkritischen Systems mit einer SNS - abgebrochen
EFIT	EU	Protonen (800 MeV, 20 mA)	Schnell (400 MWth)	Kommerzielle Anlage - abgebrochen
TEF-T	Japan	Protonen (600 MeV) + Pb-Bi (200 kW)	-----	Anlage zur Demonstration und Aufbau einer langfristigen Materialdatenbank – reaktiviert
MYRRHA	Belgien	Protonen (600 MeV) + Pb-Bi (1.8 MW)	Schnell (60 MW)	Experimentelle ADS – wird konzipiert, nicht vollständig finanziert, 2025?
CADS	China	Protonen (0.6 –1.5 GeV)	Schnell (100–>1000MW)	Vierphasenprojekt: 2011-2032
ADANES	China		1000 MWe	Vorgeschlagen
U-ADS	Ukraine	Elektronen (100 MeV)	100 kW	Uranium-basierter ADS Prototyp (KIPT) Status ?
ADS	Russland	Protonen (250-500MeV)	1-5 MW	Nutzung einer bestehenden Anlage in Troitsk – vorgeschlagen durch iTheC

Quelle: (Kadi 2016) und eigene Darstellung.

4.7.3.1 MYRRHA

Zu MYRRHA siehe Kapitel 5.10.

4.7.3.2 European Facility for Industrial Transmutation of Minor Actinides (EFIT)

Dieses beschleunigergetriebene System ist eine erste konzeptionelle Auslegungsstudie für eine industrielle Anlage mit einer thermischen Leistung von 400 MW, die mit einer Blei-Bismut-Legierung gekühlt wird (Artioli et al. 2008). Die Unterkritikalität des Reaktors ist durch einen Kritikalitätsfaktor von $k_{\text{eff}} = 0,97$ charakterisiert. Diese Wahl ergab sich aus Vorgängerstudien zum XADS- und XT-ADS-Design (IAEA 2015). Die Spallationsneutronenquelle für EFIT soll mit einem Strom von 20 mA und einer Protonenenergie von 800 MeV bei einer Leistung von 16 MW betrieben werden (Biarrotte et al. 2015; Biarrotte und Müller 2011; IAEA 2015). Damit würde EFIT direkt auf den Erfahrungen aus dem Demonstrationsreaktor MYRRHA aufbauen.

EFIT soll mit Brennstoff mit inerter Matrix betrieben werden. Das Verhältnis Minorer Aktinide zu Plutonium im Brennstoff soll so gewählt werden, dass die Plutoniumbilanz über den Einsatz im Reaktor ausgeglichen ist, also weder Plutonium verbrannt noch erzeugt wird („Isobrüter“). Daraus ergibt sich ein Plutoniumanteil von ca. 45% bei 55% Minoren Aktiniden (IAEA 2015). Dieses Verhältnis verursacht einen relativ geringen Reaktivitätsverlust während des Abbrands. Dadurch kann auf die Nutzung der Spallationsneutronenquelle zur Kompensation von Reaktivitätsverlusten während des Abbrandes weitgehend verzichtet werden, wodurch eine geringere maximale Leistung des Beschleunigers nötig wird. Dadurch können die Kosten für die Spallationsneutronenquelle gesenkt werden.

Die industrielle Anlage sollte eine Transmutationsrate von 35 kg Minoren Aktinide pro TWh erreichen und bei einer Kapazität von 80-85% damit etwa 100 kg Minore Aktinide pro Jahr verbrennen (Abderrahim et al. 2021).

Die Arbeiten an EFIT wurden vor allem im 6. Forschungsrahmenprogramm der Europäischen Union (2002-2006) im EUROTRANS Projekt (2005-2010, ca. 43 Mio. EUR, EU Beitrag 23 Mi. EUR) durchgeführt.

4.7.3.3 ARTMS

In Kanada arbeitet ein Konsortium unter Führung von Deerfield Management Company und Quark Ventures an der Entwicklung einer beschleunigergetriebenen Anlage zur Produktion des Radionuklids Mo-99. Im Mai 2020 hat Alternative Radioisotope Technologies for Medical Science (ARTMS) Inc. eine Unterstützung in Höhe von 19 Mio. kanadische Dollar für dieses Konsortium angekündigt. Die Entwicklung erfolgt in Zusammenarbeit mit dem kanadischen Beschleunigerzentrum TRIUMPF (GIF 2021a, S. 10).

4.7.3.4 CADS / CLEAR-I

In China werden zwei Experimentalreaktoren geplant, der China Lead-based Research Reactor (CLEAR-I) und das The China initiative Accelerator Driven System (CADS). Zu der Entwicklungslinie gehört auch das kritische System CLEAR-M aus der Technologielinie der bleigekühlten Reaktoren (Kapitel 4.2.3).

CLEAR I ist ein mit Blei-Bismut gekühlter 10 MWth schneller Experimentalreaktor, der sowohl kritisch, als auch mit einer 250 MeV/10 mA Beschleuniger mit Spallationsneutronenquelle betrieben

werden soll, der Strahl tritt von Oben durch ein Strahlfenster auf das Target im Zentrum des Reaktorkerns. Als Brennstoff ist Uranoxid mit einer Anreicherung von 19,75% in Brennstoffhüllrohren aus Stahl vorgesehen, der Reaktor soll aber verschiedene Brennstofftypen testen. Der Reaktor hat die typische doppelwandige Konfiguration eines LFR in Beckenbauweise (siehe auch Kapitel 4.2 zu LFR und 5.10. MYRRHA) mit 61 Brennstäben in einer dreieckigen Anordnung. Der Kontrollstab wird durch Gewichte und eine Antriebsfeder gegen den Auftrieb von oben eingefahren. Vier Wärmetauscher in doppelwandigen Bajonettrohren und ein passives Luftkühlsystem zur Nachwärmeabfuhr führen die Wärme aus dem Kühlmittel ab, der Kühlmittelumlauf wird durch zwei vertikal eingebaute Pumpen im kühlen Teil des Beckens gewährleistet. Am Institute of Nuclear Energy Safety Technology (INEST) in Hefei, China, wurden zwei Testanlagen errichtet, der technische Validierungsreaktor CLEAR-S, der dieselbe Größe wie CLEAR I hat und dasselbe Bleiinventar und mit 2,5 MW geheizt werden kann sowie der Nullleistungsreaktor CLEAR-0 gekoppelt mit dem HINEG Neutronengenerator für kritischen und unterkritischen Betrieb. Eine Blei-Bismut Experimentalanlage (KYLIN-II) ohne nukleares Inventar wurde ebenfalls gebaut und war schon 30000 h in Betrieb. Dazu kommt ein virtueller Reaktor der CLEAR-V, um die Schlüsselkomponenten zu testen und zu validieren. (Alemberti 2021; GIF 2020a)

CiADS ist ebenfalls ein schneller mit Blei-Bismut gekühlter 10 MWth Reaktor einschließlich der Leistung des Beschleunigers. CiADS soll vor allem zur Transmutationsforschung genutzt werden. Die Anlage soll der Erforschung eines zuverlässigen kontinuierlichen Beschleunigerbetriebs und der Spallationsneutronenquelle dienen sowie der Kopplung der Systemkomponenten. Ebenfalls soll eine Software entwickelt werden, um eine nachfolgende ADS-Demonstrationsanlage zu konzipieren. Der Reaktor hat die typische Konfiguration eines LFR in Beckenbauweise (siehe auch Kapitel 4.2 zu LFR und 5.10. MYRRHA) mit zwei Kühlmittelpumpen und vier Wärmetauschern. Die Nachzerfallswärme wird über Naturkonvektion und passive Kühlung abgeführt. Die Kerneintritts- und austrittstemperatur ist 280°C und 380°C, um die Korrosion gering zu halten (siehe Kapitel 4.2.3.10). Als sekundäres Kühlmittel soll eine Salzschnmelze verwendet werden. (Alemberti 2021)

4.7.4 Technologischer Entwicklungsstand

Teile der Darstellung wurden aus (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Englert 2010) übernommen und ergänzt.

Bisher gibt es weltweit keine laufende Prototypanlage eines beschleunigergetriebenen Systems. Dementsprechend ist der nächste Schritt in der Entwicklung beschleunigergetriebener Systeme zunächst der Bau eines oder mehrerer Prototypreaktoren, bevor der Bau einer industriellen Demonstrationsanlage angestrebt werden kann.

Derzeit wird als Kühlmittel vor allem Blei-Bismut verfolgt. Bisher liegen weltweit allerdings nur wenige Erfahrungen mit Blei-Bismut gekühlten Reaktoren vor. In den USA gab es dazu in den 1950er und 1960er Jahren erste Forschungen. Hauptproblem der Kühlung sind Korrosionsprobleme bei höheren Temperaturen. Darüber hinaus gibt es Erfahrungen mit Blei als Kühlmittel in Reaktoren für das russische U-Boot Programm (Mitev 2014). In Russland ist ebenfalls der Bau des Prototyp Reaktors SVBR-100 geplant (Rosatom 2015), sowie des BREST-OD-300 (siehe Kapitel 5.3). Zum Entwicklungsstand bleigekühlter Schneller Reaktoren siehe auch Kapitel 4.2.

Beschleuniger werden gegenwärtig hauptsächlich für die Anwendung in der Grundlagenphysik entwickelt. Die Weiterentwicklung supraleitender Beschleunigerkomponenten hat die technologische Dynamik in den letzten zwei Jahrzehnten vorangetrieben. Waren noch in den 1980er

und 1990er Jahren Ströme von wenigen 0,1 mA an der Spitze der Entwicklung, stehen heute Hochstrombeschleuniger mit einigen Milliampere Strom zum Betrieb von Spallationsneutronenquellen zur Verfügung. Die derzeit leistungsstärksten Spallationsneutronenquellen sind die SNS am Oak Ridge National Laboratory in den USA, betrieben mit einem Linearbeschleuniger mit 1,4 MW Leistung (1,4 mA Strom, 1 GeV Energie, Länge 330 m) sowie die SINQ am Paul Scherrer Institut in der Schweiz, betrieben mit einem Cyclotron mit 1,4 MW Leistung (2,3 mA, 590 MeV, Durchmesser 9 m). Für eine industrielle Anwendung in einem beschleunigergetriebenen System sind kontinuierliche Beschleunigerströme von ca. 10-20 mA notwendig. Dies ist technisch demonstriert und könnte bei entsprechender Investition in Forschung und Entwicklung innerhalb der nächsten ein bis zwei Jahrzehnte industriell erreicht werden.

Eine hohe Verfügbarkeit des Beschleunigers kann durch lange durchschnittliche Zeiten zwischen zwei Strahlunterbrechungen ausgedrückt werden und kann durch Redundanz, Auslegungsreserven und Fehlertoleranz gegenüber Strahlzeitunterbrechung erreicht werden. Im Falle von MYRRHA soll eine hohe durchschnittliche Zeit zwischen zwei Strahlunterbrechungen von 10 Tagen erreicht werden. Dies entspricht einem dreimonatigem Betrieb mit einem außerordentlich niedrigen Wert („extremely low values“ (Biarrotte et al. 2015)) von maximal 10 Strahlunterbrechungen, die mehr als drei Sekunden dauern. Diese extrem strikten Spezifikationen an die Zuverlässigkeit des Beschleunigerbetriebs („extremely strict reliability specification“ (Biarrotte et al. 2015)) sind notwendig, da jede längere Strahlunterbrechung zu thermischem Stress im Strahlfenster des Spallationstargets führt, dessen Material durch den Aufprall des Teilchenstrahls unter extremen Belastungen steht. Zum anderen kommt es bei längeren Strahlunterbrechungen auch zu Leistungsabfällen im Reaktor und damit zu Reaktortransienten mit entsprechenden thermischen Belastungen für das Reaktorsystem. Bei einem ungewollten Abschalten des Reaktors kann das erneute Anfahren mit allen Prozeduren bis zu 20 Stunden dauern (Biarrotte et al. 2015). Allerdings wird in (Biarrotte et al. 2015) auch angeführt, dass Studien aus Japan und den USA weniger anspruchsvolle Anforderungen an die Zuverlässigkeit von Beschleunigern spezifizieren.

Die Entwicklung eines entsprechenden Interface zwischen dem Target und dem Strahlrohr ist ebenfalls Gegenstand der Forschung. Dies kann zum einen als Strahlfenster ausgeführt werden, das aber dann dem signifikanten Fluss hochenergetischer Protonen bei hohen Temperaturen und einer korrosiven Umgebung ausgesetzt wird. Der regelmäßige Austausch des Strahlfensters ist daher vorgesehen. Dies kann durch ein fensterloses Design umgangen werden. Hier entsteht jedoch das Problem, dass volatile Spallationsprodukte in das Protonenstrahlrohr geraten und den Beschleuniger kontaminieren. In diesem Design könnte aber ein sogenanntes „cold window“ auf den letzten Metern des Protonenstrahls eingebaut werden, mit ausreichendem Abstand zu den Spallationsreaktionen an dem die größte Wärme entsteht. Das „cold window“ würde dann nur von Protonen bestrahlt werden und den Beschleuniger vor Strahlung schützen (Abderrahim et al. 2021).

Für leistungsstarke Beschleuniger ist weiterhin die Minimierung des Strahlverlusts eine der zentralen Herausforderungen. Strahlverluste führen zu einer Aktivierung der umgebenden Anlagenstrukturen. Die sich ergebende Wärmeleistung muss daher aus Strahlenschutzgründen auf etwa ein Watt pro Meter der Wands einer Linearbeschleunigers reduziert werden, damit der Beschleuniger noch durch Personal gewartet werden kann. Mit wachsender Strahlleistung muss daher der Anteil an Strahlverlusten immer geringer gehalten und beispielsweise in einer Megawattanlage auf ein Millionstel der Strahlleistung pro Meter reduziert werden (Plum 2013).

Die hohe Strahlenbelastung und die für Flüssigmetall notwendigen hohen Temperaturen setzen das Strukturmaterial des Targets einer entsprechenden Materialbelastung aus. Geeignete Materialien zu finden, die für ein kommerzielles System mit entsprechend hoher Leistung und dessen

Anforderungen an lange Lebensdauer, geringe Materialermüdung und Kompatibilität mit den Strukturmaterialien geeignet sind, ist eines der Ziele der Forschung und Entwicklung von Spallationstargets. Das Target wird für einen kommerziellen Betrieb mindestens einmal pro Jahr ausgetauscht werden müssen, aufgrund der deponierten Aktivität muss dies fernhantiert erfolgen (IAEA 2015).

Nachbestrahlungsuntersuchungen für eine Blei-Bismut-Legierung in einem Spallationstarget wurden am MEGAPIE-Target am Paul Scherrer Institut durchgeführt (Wohlmuther et al. 2015). Die SNS am Oak Ridge National Laboratory der USA arbeitet mit einem Quecksilber-Target.

Bisher ist kein Material bekannt, das den Bedingungen eines Teilchenstrahls einer industriellen beschleunigergetriebenen Anlage (Strahldichte von $0,15 \text{ mA/cm}^2$) für ein Jahr standhalten würde (NEA 2015b).

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Gegenüber anderen Technologielinien weisen ADS einen deutlichen Entwicklungsrückstand auf. Bisher gibt es weltweit keinen laufenden Prototypen eines solchen Systems, das eine Spallationsneutronenquelle mit einem subkritischen Reaktor verbindet. Konkrete Absichten, eine solche Anlage mit internationalen Partnern zu finanzieren, bestehen mit dem MYRRHA-Projekt in Belgien, wo ein erster beschleunigergetriebener Forschungs- und Demonstrationsreaktor entstehen soll.

Für die Einschätzung der Entwicklung von bleigekühlten Schnellen Reaktoren siehe Kapitel 4.2 und 5.3.

Es existieren allerdings weltweit Erfahrungen mit Spallationsneutronenquellen ohne Kopplung mit einem subkritischen Reaktor. Derartige Quellen werden in der Forschung zur Erzeugung von Neutronen eingesetzt. Auch sind Betriebserfahrungen aus dem Betrieb von Hochstrombeschleunigern im Forschungsbereich für die Entwicklung von beschleunigergetriebenen Systemen übertragbar. Die Funktionstüchtigkeit von Spallationstargets im Megawattbereich wurde unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt. Es besteht allerdings noch Entwicklungsaufwand, um Neutronenquellen mit einer Leistung von 10-20 MW für industrielle Anlagen zu entwickeln.

Die Forschung und Entwicklung an Spallationsneutronenquellen ist daher zwischen „angewandte Forschung“ und „Entwicklung“ einzuordnen.

Gerade hinsichtlich der Kopplung aller Anlagenteile zu einem Gesamtsystem und dessen sicherer Handhabung sind noch nicht alle Technologien unter relevanten Betriebsbedingungen bestätigt.

Die Forschung und Entwicklung an ADS ist daher insgesamt im Bereich „angewandte Forschung“ einzuordnen.

4.7.5 Sicherheit

Teile der Darstellung wurden aus (Öko-Institut e.V.; ZNF 2015; Englert 2010; IANUS; Öko-Institut e.V. 1999) übernommen und ergänzt. Die Argumentation beruht dabei in wesentlichen Argumenten auf (NEA 2002; 2006).

Der wesentliche Sicherheitsvorteil beschleunigergetriebener, unterkritischer Systeme ist der unterkritische Betrieb des Reaktors. Ein ADS reagiert wesentlich günstiger auf eine plötzliche Reaktivitätszufuhr als kritische Systeme. Solange die Summe aus der Kritikalität des unterkritischen

Reaktors und des Reaktivitätseintrags, nicht zu einer kritischen Anordnung führt, reagieren ADS gegenüber derartigen Reaktivitätseinträgen nur mit einer festen Leistungssteigerung.

Beschleunigergetriebene Reaktoren unterscheiden sich daher in ihrem Reaktivitätsverhalten von kritischen Schnellen Reaktoren. Die Marge an zusätzlicher Reaktivität, die in das Reaktorsystem eingetragen werden kann, ist aufgrund der Unterkritikalität wesentlich höher, bevor die Leistung des Systems signifikant ansteigt, so dass Reaktivitätsstörfälle deutlich einfacher beherrschbar sind. Ist die Unterkritikalität des Systems ausreichend, können reaktivitätsinduzierte Störfälle sogar ausgeschlossen werden (Abderrahim et al. 2021).

Dieses Verhalten subkritischer Reaktoren kann die nachteiligen Effekte hinsichtlich der Reaktivitätskoeffizienten und des verringerten Anteils verzögerter Neutronen kompensieren, die aufgrund eines hohen Anteils Minorer Aktinide im Brennstoff entstehen. In kritischen Reaktoren wie natriumgekühlten Schnellen Reaktoren kann nur etwa ein Anteil von 2-5% Minore Aktinide im Brennstoff enthalten sein (Abderrahim et al. 2021). Dieser Anteil kann auf bis zu 40% in ADS-Brennstoffen erhöht werden.

Typische Kritikalitätsfaktoren subkritischer Reaktoren sind z. B. $k_{\text{eff}} = 0,95$ bei MYRRHA oder $k_{\text{eff}} = 0,97$ bei EFIT. Je näher die Reaktorordnung der Kritikalität mit $k_{\text{eff}} = 1$ liegt, desto stärker werden der Neutronenmultiplikationseffekt und die Leistungsverstärkung des beschleunigergetriebenen Systems. Dadurch werden weniger externe Neutronen zur Erzeugung der thermischen Leistung benötigt, und der Beschleuniger muss weniger Leistung liefern – ein unmittelbarer Kostenvorteil. Dies muss jedoch gegenüber den Sicherheitsmargen abgewogen werden, da die Reserven gegenüber einem zusätzlichen Reaktivitätseintrag in den Reaktor sinken (Pistner 1999; NEA 2006). Ökonomische und sicherheitstechnische Aspekte beeinflussen daher die Wahl, ein rein physikalisches Kriterium zur Festlegung der optimalen Unterkritikalität existiert nicht. In (PSI 1996) wird das für den Energy Amplifier vorgesehene $k_{\text{eff}} = 0,98$ als ausreichend unterkritisch eingestuft, jedoch auf die Notwendigkeit weiterer Analysen von Störfällen, die die Reaktivität des Systems betreffen, hingewiesen. An anderer Stelle wird festgehalten, dass es bei einem $k_{\text{eff}} = 0,98$ schwierig sein könnte, die Sicherheit des Systems nachzuweisen (Assemblée Nationale 1997). Dies ist unter anderem auf die maximale Änderung von k durch den Protactinium-Zerfall (nach Abschalten des Reaktors) von $+0,02$ (vgl. (Rubbia, C., et al 1997)) zurückzuführen. Einerseits wird die Unterkritikalität des Energy Amplifier als der entscheidende Sicherheitsvorteil des Systems angegeben; andererseits kommt eine EURATOM-Studie zu dem Schluss, dass der EA dennoch nicht besser gegen Leistungsexkursionen geschützt sei als ein moderner LWR (European Commission, Office for Official Publications of the European Communities 1997).

Es besteht die Möglichkeit potentieller Reaktivitätszufuhr durch z. B. Brennstabversagen und anschließender Verdichtung bzw. reduzierter Neutronenleckage. Eine geringe Leistungsdichte verhindert auch eine kompakte Bauweise und erhöht die Kosten (NEA 2002).

Auch bei einer Erhöhung der Strahlleistung im Beschleuniger kommt es nur zu einer konstanten Leistungserhöhung. Der Leistungsanstieg erfolgt zudem in beiden Fällen nicht abrupt. Bei einer angenommenen Verdopplung der Strahlleistung steigt die Leistung im Reaktor unmittelbar um 50-60% an und je nach Unterkritikalität erreicht der Reaktor erst nach mehr als einer Minute asymptotisch die volle doppelte Leistung. Erst wenn der Reaktor gerade kritisch würde ($k_{\text{eff}} = 1$) stiege die Leistung linear mit der vorhandenen Beschleunigerleistung an. Bei einem überkritischen Zustand würde die Reaktorleistung auch unabhängig von der externen Neutronenquelle exponentiell ansteigen (NEA 2006).

Grundsätzlich gibt es zwei Möglichkeiten die Leistung eines unterkritischen beschleunigergetriebenen Reaktors auf kurzen Zeitskalen von einigen Sekunden zu regulieren. Erstens durch die Leistung des Beschleunigerstrahls selbst, da im unterkritischen Zustand die Gesamtleistung des Reaktors proportional zur Strahlleistung ist. Zweitens durch die Nutzung von Kontrollstäben, die negative Reaktivität in den Reaktor einbringen, ähnlich wie in kritischen Reaktoren. Die Wirksamkeit der negativen Reaktivitätszufuhr durch Kontrollstäbe ist allerdings für unterkritische Systeme wesentlich geringer als bei kritischen Systemen. Dieselbe negative Reaktivitätszufuhr, die die Leistung eines kritischen Reaktors prompt auf ca. 10% herunterreguliert, lässt die Leistung in einem unterkritischen System mit $k_{\text{eff}} = 0,95$ nur auf ca. 60%, mit $k_{\text{eff}} = 0,97$ nur auf ca. 50% sinken. Je unterkritischer das System, desto geringer ist grundsätzlich die Wirksamkeit negativer Reaktivität. Dieses Verhalten ist insbesondere bei Transienten bedeutsam, bei denen der Beschleuniger sich nicht regulieren oder abschalten lässt. Der Verzicht auf die Regelung des Reaktors durch Steuerstäbe vermeidet allerdings auch eine weitere mögliche Ursache für Störfälle.

Sicherheitstechnisch von Bedeutung sind Reaktortransienten, bei denen der Beschleunigerstrahl wie vorhergesehen abschaltet (geschützte Transiente), und solche, bei denen die Abschaltung nicht wie vorhergesehen erfolgt (ungeschützte Transiente). Letztere bedürfen besonderer Aufmerksamkeit, da das dynamische Verhalten beschleunigergetriebener Anlagen in diesem Fall signifikant vom Verhalten kritischer Reaktorsysteme abweicht (NEA 2006).

Die wesentlichen sicherheitstechnischen Herausforderungen beschleunigergetriebener Systeme sind (NEA 2006):

- die dynamische Antwort des subkritischen Systems auf geschützte oder ungeschützte Transienten bei Leistungsänderung, Strahlausfall, plötzliche Änderungen der Strahlleistung, plötzlichen Reaktivitätsanstieg (z. B. durch Verlust des Kühlmittelumlaufs, Verringerung der Kühlmitteldichte, Blockierung des Kühlmittels, Strahlfensterversagen mit Eindringen von Kühlmittel) oder Verlust der Hauptwärmesenke,
- die Abschaltcharakteristika von ADS ohne Kontrollstäbe von der Nominalleistung bis zum kalten Zustand,
- das Auftreten hoher Leistungsspitzen im Reaktor, gerade bei stark unterkritischen Systemen aufgrund der externen Neutronenquelle.

Die Analysen geschützter Transienten mit Abschaltung des Beschleunigerstrahls führten zu folgenden Ergebnissen:

- Das Verhalten des Systems bei einer geschützten Transiente ist vergleichbar mit der Situation, dass in einem kritischen Reaktor die Abschaltstäbe eingeführt werden. Der Neutronenfluss und die Reaktorleistung sinken, bis die Leistung allein durch die Nachzerfallsleistung im Reaktor bestimmt ist (NEA 2006).
- Bei einem ADS ohne Kontrollstäbe reagiert der Reaktor bei einer Abschaltung relativ träge und benötigt je nach Unterkritikalität einige Sekunden bis einige 10 Sekunden, bis die Reaktorleistung auf einen Wert kleiner als 10% sinkt (bei $k_{\text{eff}} = 0,95$ nur eine Sekunde, bei $k_{\text{eff}} = 0,97$ schon neun Sekunden). Dieses träge Verhalten kann insbesondere bei Transienten mit Ausfall der Kühlung aufgrund Versagens der Kühlmittelpumpen zu Problemen bei der Wärmeabfuhr in dieser Zeitspanne führen. Kühlung durch natürliche Konvektion in Verbindung mit einem hohem Kühlmittelinventar, das als Wärmesenke dient, wirkt sich hier vorteilhaft aus (NEA 2006).
- Besondere Beachtung müssen Temperatur-Reaktivitätskoeffizienten finden, wenn bei einer Temperaturabnahme im Kern bei Abschalten der Neutronenquelle ein positiver Reaktivitätseintrag entsteht. Dies verlängert signifikant die Zeit bis zum Absinken der Reaktorleistung. Ein positiver

Reaktivitätseintrag resultiert auch bei einem normalbetrieblichen Abschalten des Reaktors vom heißen in den kalten Zustand (NEA 2002). Die genaue Kenntnis aller möglichen positiven Reaktivitätseinträge in den Reaktorkern ist daher eine essentielle Voraussetzung für den sicheren Betrieb eines beschleunigergetriebenen Systems ohne Kontrollstäbe (NEA 2006). Diese Anforderung ist von besonderer Bedeutung für beschleunigergetriebene Reaktoren mit Brennstoff mit inerter Matrix. Eine hohe positive Reaktivitätszufuhr, die einen solchen Reaktorkern prompt kritisch werden lassen könnte, wird nicht durch eine sicherheitsgerichtete, temperaturbedingte negative Rückwirkungen des (in Brennstoff mit inerter Matrix fehlenden) Uran-238 kompensiert, so dass dies beim geplanten Verzicht auf ein internes Steuer- und Abschaltssystem zu einer Leistungsexkursion führen könnte.

- Strahlunterbrechungen und Variationen der Neutronenquellstärke sind eine für beschleunigergetriebene Systeme spezifische Problematik, die vor allem in der Anfahrphase des Reaktors in Systemen ohne Kontrollstäbe beachtet werden muss, da sich die Neutronenflussdichte der externen Neutronenquelle schnell ändern kann (NEA 2002). Treten Strahlunterbrechungen häufig auf, kann dies zu übermäßigen thermischen Spannungen im Brennstoff oder in Regionen oberhalb des Reaktors und in den Wärmetauschern führen. Eine hohe Stabilität und Zuverlässigkeit der Spallationsneutronenquelle ist für einen sicheren Betrieb unumgänglich (NEA 2006).

Für ungeschützte Transienten, bei denen das Abschalten des Beschleunigerstrahls nicht funktioniert, ergaben die Analysen:

- Für den sicherheitstechnisch kritischen Fall, dass bei der Transiente positive Reaktivität in den Kern eingetragen wird, öffnet das träge Verhalten des Systems ein Zeitfenster, um die Neutronenquelle abzuschalten. Entsprechend werden solche Transienten nur mit einer sehr niedrigen Wahrscheinlichkeit angenommen (NEA 2006). Sie sind jedoch nicht auszuschließen.
- Beschleunigergetriebene unterkritische Systeme reagieren ungünstiger als kritische Systeme auf negative Reaktivitätszufuhr. Sollte die Leistungsregulierung durch den Beschleuniger ausfallen, sind davon alle Mechanismen der Reaktivitätskontrolle wie Kontrollstäbe oder Rückkopplungseffekte durch negative Reaktivitätskoeffizienten betroffen. Es sind verglichen mit kritischen Systemen in diesem Fall sehr hohe negative Reaktivitätszufuhren notwendig, damit die Leistung des Systems entsprechend abfällt (NEA 2006).

Zusammenfassend lassen sich abhängig von der Unterkritikalität die zwei sicherheitsrelevanten Betriebsmodi beschleunigergetriebener Systeme des von der Neutronenquellstärke dominierten und des von der Rückkopplung dominierten Bereichs unterscheiden (NEA 2002). In einem stark unterkritischen System sind Neutronenflussdichte und Thermohydraulik des Systems weitgehend entkoppelt, das System reagiert sehr träge. Der Vorteil ist daher für hinreichend unterkritische Systeme, dass die Leistungskontrolle im Prinzip weder von verzögerten Neutronen, Reaktivitätsrückkopplungen oder Kontrollstäben abhängt, sondern allein durch die externe Neutronenquelle bestimmt wird (quellstärkedominiert). Sollte die Abschaltung des Beschleunigers versagen, sind gerade diese Trägheit des Systems und die beschriebene Entkopplung aber ein Nachteil, so dass der Temperaturanstieg im System, verglichen mit kritischen Systemen, sehr hoch sein kann und Leistungsspitzen möglich sind (NEA 2002; 2006). Bei weniger unterkritischen Systemen wird die Kopplung von Neutronenflussdichte und Thermohydraulik relevant (rückkopplungsdominierter Bereich) und die Dynamik komplexer. Der Grad an Unterkritikalität wird damit ein wichtiger Parameter, der das dynamische Verhalten und die Sicherheitsmargen bestimmt (NEA 2006). Aufgrund ihrer dynamischen Eigenschaften ist in unterkritischen Systemen eine genaue kontinuierliche Beobachtung des Wertes der Unterkritikalität erforderlich, solange keine weiteren Kontrollmöglichkeiten (z. B. Kontrollstäbe) vorgesehen sind.

Aufgrund ihres radioaktiven Inventars sind dieselben sicherheitstechnischen Standards für beschleunigergetriebene Systeme anzuwenden wie für heutige Leistungsreaktoren oder andere Technologielinien. Eine umfassende Darstellung kann aufgrund des fehlenden Detaillierungsgrads vorliegender Konzeptstudien sowie fehlender Betriebserfahrungen an dieser Stelle nicht erfolgen. Nachfolgend werden weitere bisher identifizierte sicherheitsrelevante Eigenschaften beschleunigergetriebener Systeme aufgelistet:

- Da die Spallationsneutronenquelle notwendigerweise den Reaktorbehälter und das Reaktorgebäude durchdringt, existiert eine Durchdringung der Sicherheitsbarrieren, die einen potentiellen Freisetzungspfad möglich macht. Dies ist allerdings vergleichbar zu ähnlichen Durchdringungen durch Kühlmittelleitungen in existierenden Reaktoren. Der mehrere Megawatt starke Beschleunigerstrahl kann allerdings zur Gefahr für die umgebenden Strukturmaterialien werden; seine Leistung ist so hoch, dass eine Ablenkung des Strahls vom Target auf andere Strukturen wie das Strahlrohr selbst oder dahinter liegende Einbauten diese zerstören könnte, wenn der Strahl nicht rechtzeitig unterbrochen wird (NEA 2002).
- Da das Strahlrohr unter Vakuum steht, kann potentiell Reaktivität in den Reaktorkern eingeführt werden, falls das Volumen des Strahlrohrs mit Kühlmittel geflutet und die Neutronenverluste an dieser Stelle vermindert würden (NEA 2002).
- Die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr nach Abschalten des Reaktors und die dadurch sich ergebenden grundsätzlichen Sicherheitsanforderungen an das Reaktorsystem unterscheiden sich nicht wesentlich von einem thermischen Reaktor gleicher Leistung. Die Nachwärmeabfuhr muss typischerweise in der Lage sein, etwa 0,1-1% der Nennleistung an eine ultimative Wärmesenke abzuführen. Bei Blei-Bismut-gekühlten Systemen kann natürliche Konvektion genutzt werden (NEA 2002).
- In Spallationsneutronenquellen entstehen auch Neutronen mit sehr hohen Energien weit über sechs MeV. Um zu hohe Materialbelastungen für die Strukturmaterialien im Reaktor durch diese hochenergetischen Neutronen zu verhindern, befindet sich direkt um das Spallationstarget eine Reihe von Puffern zum Abbremsen dieser Neutronen. Sollten diese Puffer wegfallen, würden hochenergetische Neutronen in den Kern eindringen. Bei den dann im Kern auftretenden Spaltprozessen würden aufgrund der hohen Energie der einfallenden Neutronen substantiell mehr Neutronen im Spaltprozess freigesetzt werden und sich dadurch die Leistung des Reaktors signifikant erhöhen (NEA 2002).
- Die Brennstoffwahl hat ebenfalls Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften. Bei Einsatz von uranfreien Brennstoffen müssen Phänomene wie veränderte Schmelztemperaturen, die Bildung von Eutektika, Umverteilung von Aktiniden innerhalb des Brennstoffs während der Bestrahlung, Bestrahlungsschäden der Matrix, Hüllrohrkorrosion, höhere Spaltgasfreisetzung und Gasdruck durch Heliumbildung und die Veränderungen der Nachwärmeabfuhr beachtet werden (IAEA 2015). Insbesondere die verstärkte Heliumbildung kann zu Brennstoffversagen führen und ist eine potentielle Quelle für Transienten, die durch Gasblasen im Kühlmittel oder dessen Dichteverringering ausgelöst werden.

Bei Einsatz keramischer CECER-Brennstoffe, die eine geringe Wärmeleitung aufweisen, ist die Sicherheitsmarge bis zum Brennstoffversagen aufgrund der sehr hohen Temperaturen im Brennstoff von bis zu 1800 K nur sehr gering (100-200 K). Transienten mit einer Erhöhung der Temperatur im Brennstoff wirken sich hier besonders ungünstig aus. CEMET-Brennstoffe weisen aufgrund ihrer hohen thermischen Leitfähigkeiten niedrigere Temperaturen im Brennstoff auf (etwa 1000 K), so dass die Sicherheitsmargen bis zum Schmelzen des Brennstoffs weit höher sind (Delage et al. 2011).

Die Schmelztemperatur heutiger Hüllrohrmaterialien (1370°C) liegt unterhalb des Siedepunkts des Kühlmittels, so dass bei Störungen der Wärmeabfuhr ohne Reaktorabschalten das Hüllrohr schmelzen und mit dem Kühlmittel aus dem Kern transportiert werden kann. Dies führt zu einem positiven Reaktivitätseintrag aufgrund der fehlenden neutronenabsorbierenden Wirkung des Hüllmaterials (Renn 2014).

Fazit Sicherheit

Ein wesentliches Merkmal beschleunigergetriebener Systeme gegenüber anderen Reaktoren ist, dass erstere unterkritisch betrieben werden. Dieses Merkmal macht ein beschleunigergetriebenes System gegenüber der Reduktion wichtiger Sicherheitsparameter (Reaktivitätskoeffizienten, verzögerte Neutronen) auch beim Einsatz Minorer Aktinide im Brennstoff robuster als kritische Schnelle Reaktoren.

Der entscheidende Vorteil von ADS ist, dass die Sicherheitsmarge durch die Unterkritikalität gewählt werden kann. Eine weit unterkritische Auslegung des Reaktorkerns vergrößert die Sicherheitsmarge gegenüber Reaktivitätsstörfällen, reduziert aber gleichzeitig die Energieverstärkung des Systems. Dies kann durch eine Leistungssteigerung der Spallationsneutronenquelle kompensiert werden, was allerdings mit entsprechenden Kosten verbunden ist und eine entsprechend höhere Leistung des Beschleunigers erforderlich macht.

Bei ADS sind neben Reaktivitätsstörfällen und Störfällen mit einem Ausfall der Kernkühlung auch neuartige Szenarien und Randbedingungen für Stör- und Unfälle zu berücksichtigen. So sind aufgrund der Wechselwirkung zwischen dem erforderlichen Starkstrombeschleuniger und dem unterkritischen Reaktorkern Leistungsexkursionen ausgehend von einer plötzlichen Leistungsänderung des Beschleunigers zu berücksichtigen. Hinzu kommt, dass es aufgrund der unterkritischen Anordnung des eigentlichen Reaktorkerns zu einem ausgeprägten Abfall der Leistungsdichte, ausgehend von der Spallationsneutronenquelle hin zum Rand des Reaktorkerns, kommt. Schließlich muss der Beschleunigerstrom von außerhalb des Reaktors bis in den Reaktorkern geführt werden. Er durchdringt daher die wesentlichen, dem sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars dienenden Barrieren, also den primären Kühlkreis und das Reaktorgebäude.

Bezüglich der Sicherheit weisen beschleunigergetriebene Reaktoren signifikante Vorteile gegenüber LWR auf, allerdings können derzeit auch für ADS Szenarien für potentielle schwere Unfälle nicht ausgeschlossen werden.

4.7.6 Ver- und Entsorgung

Bezüglich der Versorgung unterscheiden sich ADS nicht von anderen Technologielinien bei der Verwendung von Uran- oder MOX-Brennstoffen bzw. Thorium.

Die besondere Eigenschaft von ADS ist, dass sehr hohe Anteile an Minoren Aktiniden im Brennstoff verwendet werden können, auch uranfreie Brennstoffe mit 40% Minoren Aktiniden und 60% Plutonium im Brennstoff. Ebenfalls kann Thorium als Brennstoff eingesetzt werden, ohne dass zu Beginn des Betriebs zusätzlicher Spaltstoff im frischen Brennstoff enthalten sein müsste. Bezüglich der Brennstoffwahl und der Verwendung von Spaltstoffen ist ein ADS die flexibelste Technologielinie.

Ähnlich wie bei MOX-Brennstoffen weisen Brennelemente mit hohen Anteilen an Transuranen eine höhere Wärmeleistung auf als LWR-Brennstoffe (Frieß 2017) was sich auf die spätere Endlagerung auswirken kann.

Da sich ADS besonders gut zur Transmutation radioaktiver Abfälle eignen, könnte bei Anwendung zur Transmutation das Aktinideninventar vorhandener radioaktiver Abfälle reduziert werden und dadurch die Radiotoxizität vorhandener Abfälle vermindert werden. Zu den Möglichkeiten von ADS siehe (ISR 2021; Öko-Institut e.V. 2022). Mit uranfreien Brennstoffen ist es denkbar, eine ADS-Anlage nur mit Aktiniden zu betreiben und dadurch eine hohe Transmutationseffizienz zu erreichen. In (Frieß 2017) werden Rechnungen zu den Transmutationseigenschaften vorgelegt mit dem Ergebnis, dass eine hohe Transmutationseffizienz nur durch frische Zufuhr von spaltbarem Material im Brennstoff erhalten werden kann, da schon nach einem Transmutationszyklus der Neutronenmultiplikationsfaktor stark absinkt und dadurch die Transmutationseffizienz. Im Prinzip könnte eine Spallationsneutronenquelle auch ohne den neutronenverstärkenden Reaktorteil als reine Neutronenquelle zur Bestrahlung von z. B. langlebigen Spaltprodukten betrieben werden, unter entsprechendem Aufwand und Kosten. Bisher kommen jedoch nur wenige Isotope für eine solche Bestrahlung aufgrund physikalischer Eigenschaften aber auch technischer Probleme zur Abtrennung der Isotope und zur Fertigung von Targets in Frage (ISR 2021; Öko-Institut e.V. 2022).

Die hochenergetischen Protonen und Neutronen in der Nähe des Targets führen zu deutlicher Aktivierung. Durch Aktivierung des Kühlmittels des Spallationstargets und von Strukturmaterialien der Spallationsneutronenquelle entstehen zusätzlich wärmeentwickelnde Abfälle, allerdings in geringem Umfang.

Ebenso gelten die Besonderheiten zur Ver- und Entsorgung von bleigekühlten Schnellen Reaktoren, siehe Kapitel 4.2 und 5.3.

Fazit Ver- und Entsorgung

Da viele Details von ADS-Konzepten und den dazugehörigen Brennstoffkreisläufen im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der letztlich zu entsorgenden Abfallinventare und deren Zusammensetzung.

Zum Einsatz in Transmutationsszenarien eignen sich ADS von allen Technologielinien am besten aufgrund des möglichen hohen Anteils an Minoren Aktiniden im Brennstoff.

Bei der Versorgung haben ADS aufgrund ihrer hohen Flexibilität, vor allem durch den möglichen hohen Anteil an Transuranen, Vorteile gegenüber LWR. Bei der Entsorgung haben ADS-Brennstoffe aufgrund der hohen Wärmeleistung Nachteile gegenüber LWR.

4.7.7 Proliferationsrisiken

Grundsätzlich gelten für den Einsatz in ADS dieselben Überlegungen wie für bleigekühlte Schnelle Reaktoren, siehe Kapitel 4.2 und 5.3. Je nach verwendetem Brennstoff kommen beim Einsatz von MOX-Brennstoffen die Überlegungen aus z. B. Kapitel 4.1.6, oder für Thorium aus Kapitel 5.5.4. zum Tragen. Unterschiede ergeben sich, wenn uranfreie Brennstoffe eingesetzt werden. Bei uranfreien Brennstoffen wird, aufgrund des Verzichts auf Uran im Brennstoff, bei der Bestrahlung im Reaktor kein neues spaltbares Material erzeugt. Damit verändert sich die Isotopenzusammensetzung der im Brennstoff enthaltenen Transurane stärker, als dies bei MOX-Brennstoffen der Fall ist (DSF 2009). Die Proliferationsrelevanz der Transurane, insbesondere des enthaltenen Plutoniums nimmt daher mit der Zeit deutlich stärker ab, als dies bei Schnellen Reaktoren und dem Einsatz von MOX-Brennstoffen der Fall ist. Allerdings kommen bei der Verwendung von Transuranen entsprechende Wiederaufarbeitungstechnologien zum Einsatz mit den entsprechenden Proliferationsrisiken.

Wie jede starke Neutronenquelle müssen auch Spallationsneutronenquellen mit Leistungen im Megawattbereich überwacht werden, da sie zum Erbrüten von Spaltmaterial genutzt werden können. Aufgrund des sehr harten Neutronenspektrums würde in einem Brutblanket waffenfähiges Plutonium entstehen (Englert 2010; Englert et al. 2006).

Fazit Proliferationsrisiken

Die Proliferationsresistenz von ADS ist hochgradig vom jeweils betrachteten Konzept und dem dazugehörigen Brennstoffkreislauf abhängig. Eine Wiederaufarbeitung erhöht mögliche Proliferationsrisiken und erfordert höheren Aufwand bei der Spaltmaterialkontrolle und den Überwachungsmaßnahmen. ADS können ohne die Verwendung von separiertem Spaltmaterial zur Herstellung des Brennstoffs zum Start des Reaktors auskommen (siehe Kapitel 4.7.1). Die Proliferationsrisiken der Nutzung von Spaltmaterial in ADS sind jedoch gegenüber gegenwärtig im LWR-Brennstoffkreislauf genutzten Technologien wie der Urananreicherung oder einer Wiederaufarbeitung von Plutonium weder vorteilhaft, noch stellen sie einen klaren Nachteil dar.

4.7.8 Kosten

Bis zur Entwicklung eines kommerziellen Systems ist noch sehr viel Forschungs- und Entwicklungsarbeit notwendig. Die

„Betriebsstabilität und Betreibbarkeit von beschleunigergetriebenen, unterkritischen Systemen [ist] noch komplettes Neuland“ (Renn 2014)

Entsprechend hohe Entwicklungskosten fallen an.

In einem hybriden System aus Beschleuniger und unterkritischem Reaktor hat nicht nur die Höhe des Beschleunigerstroms, sondern vor allem die Zuverlässigkeit des Beschleunigers entscheidenden Einfluss auf die Sicherheitseigenschaften des Systems und auf die Auslastung einer industriell betriebenen Anlage. Die Verfügbarkeit eines Beschleunigers war (NEA 2000b) und ist jedoch technisch eine der Herausforderungen für die zukünftige Entwicklung (Biarrotte et al. 2015).

In jedem Fall muss ein ADS für einen kommerziellen Betrieb ähnlich hohe Auslastungen aufweisen wie heutige LWR. Dies stellt für die Entwicklung von Beschleunigern eine große Herausforderung dar, da heutige Spallationsneutronenquellen aus dem Forschungsbereich wie die SNS in Oak Ridge bestenfalls auf eine Zeit zwischen zwei Strahlunterbrechungen von wenigen Stunden kommen. Beim Projekt MYRRHA (siehe auch Kapitel 5.10) sind Strahlzeitunterbrechungen von bis zu einer Minute weit über 100 mal pro Tag eingeplant und 10 mal am Tag kann der Strahl zwischen einer Minute und über einer Stunde ausfallen (Biarrotte et al. 2015).

Für den Bau des Beschleunigers und der Spallationsneutronenquelle und deren Betrieb fallen zusätzliche Kosten an, ebenfalls wird ein Teil des erzeugten Stroms für den Betrieb der Anlage verwendet. Ein ADS System ist daher teurer als ein vergleichbarer LFR.

Eine Besonderheit von ADS ist die Möglichkeit, den Reaktor durch Modulierung der Strahlintensität und damit der Quellstärke der Spallationsneutronenquelle in der Leistung zu regulieren, ohne die Kritikalitätsbedingungen von kritischen Reaktoren einzuhalten. Dies könnte eine ADS-Anlage bei entsprechender Auslegung eventuell besonders kompatibel mit anderen fluktuierenden Energiequellen wie erneuerbare Energien machen.

Fazit Kosten

ADS Systeme haben aufgrund der möglichen Leistungsregulierung ohne die Kritikalitätsbedingung einen Vorteil gegenüber LWR und den anderen Technologielinien bei der Integration mit anderen fluktuierenden Energiequellen.

Bezüglich des Investitionsbedarf, der notwendigen Bauzeiten, Betriebskosten, Lebensdauer und Auslastung ist derzeit noch keine zuverlässige Aussage zu treffen. Für den Bau des Beschleunigers und der Spallationsneutronenquelle und deren Betrieb fallen jedoch zusätzliche Kosten an, ebenfalls wird ein Teil des erzeugten Stroms für den Betrieb der Anlage verwendet. Ein ADS ist daher teurer als ein vergleichbarer LFR.

Die Risiken für Kapitalgeber sind hoch, da bisher keine vergleichbaren Erfahrungen vorliegen.

5 Reaktorkonzepte

In diesem Kapitel werden die verschiedenen in Kapitel 2.3 ausgewählten, innerhalb einer Technologielinie genauer zu betrachtenden, Reaktorkonzepte diskutiert. Dazu wird zunächst das Anlagenkonzept mit seinen wesentlichen Eigenschaften dargestellt. Dann wird ein Sachstand zu den Bewertungskriterien Sicherheit, Ver- und Entsorgungsaspekte und Proliferationsrisiken erhoben und es erfolgt eine Bewertung des Reaktorkonzepts auf Basis dieser Kriterien. Dabei wird ein Fokus auf spezifische wesentliche Eigenschaften des Reaktorkonzepts im Unterschied zu den allgemeinen Eigenschaften der zugehörigen Technologielinie gelegt.

Daran schließt eine Darstellung des technologischen Entwicklungsstands des spezifischen Reaktorkonzepts an. Schließlich wird mit Blick auf die zukünftige Realisierung der betrachteten Reaktorkonzepte vor allem analysiert, wie sich der zeitliche Projektverlauf bislang und mit Blick auf die Zukunft darstellt und inwieweit für das konkrete Reaktorkonzept Aussagen zu den erwarteten Kosten gemacht werden können.

5.1 SFR: BN-800

Der BN-800 ist ein natriumgekühlter Schneller Reaktor (SFR) mit einer elektrischen Brutto-Leistung von 880 MW bei einer thermischen Leistung von 2100 MW. Er baut auf 60 Jahren Entwicklung von SFR in Russland auf. Der Reaktorkern besteht dabei aus einem Mischkern, welcher den Betrieb von MOX-Brennstoff und angereichertem Urandioxid-Brennstoff erlaubt. Wesentliches Entwicklungsziel des BN-800 ist es, einen geschlossenen Brennstoffkreislauf aus Wiederaufarbeitung, MOX-Brennelementherstellung und Einsatz von MOX-Brennstoff in SFR zu demonstrieren (Pakhomov 2018)

5.1.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Beim BN-800 handelt es sich um einen SFR in „Pool“-Bauweise, vergleiche auch die Darstellung in Abbildung 4-1. Die folgende Darstellung basiert, soweit nicht anders angegeben auf (Pakhomov 2018) sowie (Schulenberg 2020).

Der Reaktorkern weist einen Durchmesser von 2,56 m bei einer aktiven Höhe von 0,88 m auf. Die Leistungsdichte im Kern liegt bei 450 MW/m^3 . Der Kern ist aus 565 hexagonalen Brennelementen zusammengesetzt. Ein Brennelement weist einen Abstand von zwei parallelen Seiten von 96 mm auf, zwischen den Brennelementen verbleibt ein Spalt von 4 mm.

Ein Brennelement ist aus 127 Brennstäben mit einem Außendurchmesser von 6,9 mm aufgebaut. Die maximale lineare Wärmeleistung im Brennstab liegt bei $48,5 \text{ kW/m}$. Als Brennstoff ist Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoff (MOX) vorgesehen. Der Kern besteht dabei aus 15,88 t MOX-Brennstoff mit einem Plutoniumgehalt im frischen Brennstoff von 20,5%. Als Zielabbrand ist ein mittlerer Abbrand von 67 MWd/kg Schwermetall vorgesehen, entsprechend einem maximalen Abbrand von 9,9% des anfänglichen Schwermetalls. Ein Brennelement verbleibt für 465 Tage im Reaktorkern, ein Beladezyklus findet planmäßig alle 155 Tage statt.

Als Hüllrohrmaterial wird der Stahl ChS-68 verwendet, der bereits im BN-600 im Einsatz ist. Mit diesem Hüllrohrmaterial ist die mit einem mittleren Abbrand von 66 MWd/kg verbundene Hüllrohrbelastung von ca. 90 dpa abgedeckt (Kuznetsov et al. 2018).

Der Reaktorkern sowie der vollständige Primärkühlkreislauf sind in einem Reaktorbehälter von 12,9 m Innendurchmesser, einer Höhe von 14 m und einer Wandstärke von 30 cm untergebracht. Der Reaktorbehälter besteht aus dem Edelstahl Cr18Ni9 und weist ein Leergewicht von 216 t auf. Der Primärkühlkreislauf umfasst 1000 t Natrium. Die erzeugte Wärme wird über drei im Reaktorbehälter befindliche Wärmetauscher an einen sekundären Natrium-Kühlkreislauf abgegeben. Im Leistungsbetrieb erfolgt eine aktive Umwälzung des primärseitigen Natriums durch drei ebenfalls im Reaktorbehälter untergebrachte Tauchpumpen. Die Nachwärme kann auch durch Naturumlauf aus dem Reaktorkern zu den primärseitigen Wärmetauschern transportiert werden.

Das primärseitige Natrium durchströmt bei einer Eintrittstemperatur von 354°C von unten den Reaktorkern, tritt unterhalb des Reaktordeckels in die Mantelseite der Wärmetauscher ein, wird in den Wärmetauschern abgekühlt und tritt im unteren Bereich der Wärmetauscher aus. Von dort wird es über die Tauchpumpen mit einem Kühlmassenstrom von 8600 kg/s von unten wieder in den Reaktorkern gefördert. Die Kernaustrittstemperatur beträgt 547°C. Zwischen der Oberfläche des primärseitigen Natriums und dem Reaktordeckel befindet sich eine Schutzgasschicht mit einem Volumen von 110 m³ bei einem Druck von 0,054 MPa.

Im sekundärseitigen Kühlmittelkreislauf wird Natrium bei einer Temperatur von 309°C in drei Strängen durch die Rohre der primärseitigen Wärmetauscher gepumpt und strömt dann mit einer Temperatur von 505°C zu den externen sekundärseitigen Dampferzeugern, in welchen die Wärme an einen Wasser-Dampf-Kreislauf übertragen wird. Der aktive Kühlmittelumlauf mit einem Kühlmitteldurchsatz von 2780 kg/s wird von einer Zwischenkühlpumpe je Kreislauf aufrechterhalten. In den Zwischenkühlkreisläufen befindet sich auch ein Sammel- und Volumenausgleichstank für das sekundärseitige Natrium, welches eine Gesamtmasse von 980 t aufweist.

Weiterhin schließt an den sekundären Kühlkreislauf auch eine zusätzliche Nachkühlsektion an, in der über zwei zusätzliche elektromagnetische Pumpen das sekundärseitige Natrium zu zwei luftgekühlten sekundärseitigen Wärmetauschern geführt werden kann.

Im Wasser-Dampf-Kreislauf wird Speisewasser bei einer Temperatur von 210°C in die sekundären Dampferzeuger gefördert und Frischdampf bei einer Temperatur von 490°C erzeugt. Bei einem Druck von 13,7 MPa wird in diesem tertiären Kühlkreislauf ein Dampfstrom von 876 kg/s aufrecht erhalten. Der erzeugte Frischdampf wird gesammelt und auf eine allen drei Strängen gemeinsame Turbine geleitet. Das Speisewasser wird über eine gemeinsame Speisewasserpumpe in die drei Stränge zurückgefördert.

Die Dampferzeuger sind aus jeweils zehn Sektoren aufgebaut, in denen eine Verdampfung und anschließende Überhitzung des Dampfs vorgenommen wird. Jede Sektion kann bei einer Leckage getrennt isoliert werden (IAEA 2021b).

Der Reaktorbehälter wird vollständig von einem Sicherheitsbehälter (Guard-Vessel) eingeschlossen. Der Sicherheitsbehälter ist wiederum von einer Betonstruktur gegen Einwirkungen von außen geschützt. Oberhalb des Reaktorbehälters befinden sich die Einrichtungen zur Brennelementbe- und -entladung, welche über eine Schleuse aus dem geschlossenen Reaktorbehälter erfolgt.

Die Steuer- und Abschaltetelemente werden von oben durch den Deckel des Reaktorbehälters in den Kern eingebracht. Die Leistung des BN-800 kann zwischen 17 und 100% variiert werden.

5.1.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Eine vollständige Darstellung und Diskussion des Sicherheitskonzepts des BN-800 sowie der bereits erkannten Verbesserungspotentiale übersteigt den Rahmen dieser Untersuchung, es liegen für den BN-800 hierzu umfangreiche Analysen auch aus den Planungen für das Nachfolgekonzert des BN-1200 vor. Für eine aktuelle Übersicht wird an dieser Stelle beispielsweise auf (IAEA 2021b) verwiesen.

Für den BN-800 gelten die allgemeinen Sicherheitsvorteile von natriumgekühlten Schnellen Reaktoren (vgl. Kapitel 4.1). Das große Kühlmittelinventar im Reaktorbehälter bietet eine hohe Wärmekapazität und damit verbunden lange Karennzeiten bis zum Überschreiten zulässiger Brennstoff- und Kühlmitteltemperaturen bei einem Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorbehälter.

Da der primäre Kühlkreislauf nicht unter hohem Druck steht, führen Leckagen nicht zu einem schnellen Kühlmittelverlust. Weiterhin wird durch die konstruktive Vermeidung von großen Kühlmittelleitungen außerhalb des Reaktorbehälters sowie dem zusätzlichen Sicherheitsbehälter (guard vessel) ein großer Kühlmittelverluststörfall mit einer Absenkung des Kühlmittelfüllstands in den Bereich des Brennstoffs verhindert.

Das Sicherheitskonzept und die Instrumentierung des BN-800 sowie das Instandhaltungskonzept basieren auf seinem Vorläuferprojekt, dem BN-600. Dabei waren insbesondere im Sicherheitskonzept Weiterentwicklungen erforderlich, um nach dem Unfall in Tschernobyl aktualisierte russische Genehmigungsanforderungen erfüllen zu können (IAEA 2021b).

Das Sicherheitssystem des BN-800 umfasst nach (IAEA 2021b) u. a. ein Notnachkühlssystem, ein Reaktorschutzsystem, ein Schutzsystem gegen Kühlmittelverlust, ein Schutzsystem gegen Überdruck im Reaktor und im sekundären Kühlkreislauf, ein Wärmeabfuhrsystem für die Brennelemente während Be- und Endladevorgängen und im Bereich der Brennelementlagerung.

Der BN-800 unterscheidet sich nach (Pakhomov 2018) von seinem Vorgänger in folgenden Punkten:

- Er verfügt über ein passives Notabschaltsystem.
- Ein spezieller Hohlraum über dem Kern wurde eingeführt, um den Effekt des positiven Natrium-Voidkoeffizienten zu verringern.
- Ein Kernfänger (Core-Catcher) im unteren Teil des Reaktorbehälters zum Auffangen und Zurückhalten einer Kernschmelze unter den Bedingungen schwerer Unfälle wurde ergänzt.
- Ein System zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung, das die Wärme über Luftwärmetauscher nach außen abführt und mit dem Sekundärkreislauf verbunden ist, wurde eingeführt.

Nach (IAEA 2021b) erfolgte gegenüber dem BN-600 weiterhin

- eine Neuauslegung der Bodenstruktur des Reaktorbehälters und der Kerntagestruktur für eine verbesserte seismische Stabilität,
- eine Erhöhung der Wandstärke des Reaktorbehälters und der Sicherheitshülle von 20 auf 30 cm,

- die Ergänzung von passiv ausgelösten Abschaltstäben (die sich bei einer Reduzierung des Natriumdurchsatzes durch den Reaktorkern auf weniger als 50% des Nenndrucksatzes eigenständig in den Kern absenken),
- eine verbesserte Abtrennung von Cäsium aus dem primärseitigen Natrium,
- ein verbesserter Brand- und Explosionsschutz im Bereich der Dampferzeuger.

Die Reaktivitätskontrolle wird durch Steuerstäbe gewährleistet, wozu nach (IAEA 2021b) zwei unabhängige Abschaltssysteme vorgesehen sind. Ein zusätzliches, diversitäres Abschaltssystem existiert im BN-800 nicht.

Beim BN-800 wurde das Konzept eines oberen Natriumplenums eingeführt (Ohshima und Kubo 2016), vergleiche hierzu die Diskussion in Kapitel 4.1.5.

Für den Einschluss der Radioaktivität dienen im BN-800 nach (IAEA 2021b) u. a. der Reaktorbehälter mit dem integrierten Kernfänger, ein gasdichtes Confinement, ein zusätzlicher Einschluss von Rohrleitungen der primärseitigen Hilfssysteme sowie das Entlüftungssystem des primärseitigen Natriumsystems.

Der BN-800 ist gegenüber Erdbeben mit einer Stärke von 7 auf der MSK-64-Skala ausgelegt (Pakhomov 2018).

Der BN-800 ist für den Absturz eines Flugzeugs mit einer Masse von 5,7 t bei einer Aufprallgeschwindigkeit von 100 m/s ausgelegt. Er ist weiterhin für eine Explosionsdruckwelle von 10 kPa für die Dauer von 1 s ausgelegt (IAEA 2021b).

Die Kernschadenshäufigkeit des BN-800 wird in (IAEA 2021b) mit ca. 2×10^{-6} pro Jahr angegeben, sie ist damit ca. einen Faktor fünf besser als beim BN-600 jedoch noch immer ca. einen Faktor vier größer als beim geplanten BN-1200.

Fazit Sicherheit

Für den BN-800 gelten die auf Ebene der Technologielinie diskutierten allgemeinen Sicherheitseigenschaften von SFR, insbesondere die Tatsache, dass es sich beim primären Kühlkreislauf des BN-800 um ein Niederdrucksystem handelt, was die Auswirkungen von Leckagen begrenzt, die Eigenschaft der chemischen Verträglichkeit von Kühlmittel und Brennstoff sowie die chemisch reaktive Eigenschaft des Kühlmittels Natrium bei Kontakt mit Luftsauerstoff oder Wasser. Ebenso sind durch das opake, exotherm reagierende Natrium die Wartung des Reaktors und die Behebung von Schäden aufwändig. Es ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede zur technologiespezifischen Bewertung.

Die Reaktivitätskontrolle erfordert bei SFR grundsätzlich höhere Anforderungen als bei LWR. Der BN-800 verfügt zwar über zwei redundante Abschaltssysteme, nicht jedoch über ein weiteres diversitäres Abschaltssystem, wie es im Rahmen von GIF für zukünftige SNR vorgesehen ist, vgl. Kapitel 4.1.5. Bezüglich der Reaktivitätskontrolle ist damit von einem Nachteil gegenüber LWR auszugehen.

Hinsichtlich der erforderlichen Wärmeabfuhr sieht das Sicherheitskonzept des BN-800 redundante und diversitäre Systeme vor. Dabei bestehen auch Möglichkeiten zur zeitlich unbegrenzten Wärmeabfuhr durch einen Naturumlauf und eine Wärmeabgabe an die Atmosphäre. Dies stellt einen Vorteil gegenüber heutigen LWR dar.

Mit Blick auf das für den BN-800 zu betrachtende Ereignisspektrum ergeben sich wie auf Ebene der Technologielinie grundsätzlich Vorteile aus der Tatsache, dass die Kühlkreisläufe nicht unter hohem Druck stehen. Diesen steht der Nachteil von möglichen Natriumbränden bei Leckagen gegenüber. Insgesamt ergeben sich daraus keine relevanten Vor- oder Nachteile des BN-800 gegenüber LWR.

Eine Rückhaltung von möglichen Freisetzungen durch ein Containment ist vergleichbar zu heutigen LWR vorgesehen. Daraus ergibt sich kein relevanter Vor- oder Nachteil gegenüber LWR.

Die für den BN-800 ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit liegt in der Größenordnung von heute bereits betriebenen LWR. Insgesamt ist damit für den BN-800 kein sicherheitstechnischer Vorteil gegenüber heutigen LWR festzustellen. Mit Blick auf die besonderen Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle ist eher von einem Nachteil auszugehen.

5.1.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Die russische Strategie zum Einsatz von SFR, speziell dem BN-1200 als Nachfolgemodell des BN-800, basiert auf einem geschlossenen Brennstoffkreislauf im Zusammenspiel mit LWR-Anlagen. Dabei soll abgebrannter Brennstoff aus LWR-Anlagen wiederaufgearbeitet und so gewonnenes Plutonium in SFR-Anlagen in Form von MOX-Brennstoff eingesetzt werden. Abgebrannte MOX-Brennstoffe aus SFR-Anlagen sollen ebenfalls wiederaufgearbeitet und das so gewonnene Plutonium teilweise in LWR-Anlagen eingesetzt werden. Dabei ist die Produktion von Plutonium mit einem hohen Anteil an thermisch spaltbaren Isotopen (Plutonium-239 und -241) in den SFR-Anlagen notwendig, um eine geeignete Isotopenzusammensetzung des Plutoniums im Brennstoffkreislauf für den Einsatz in LWR aufrecht zu erhalten (WNA 2021c).

Der BN-800 hat eine Bruttoreate von 1,04 (Pakhomov 2018). Damit wird im BN-800 nur unwesentlich mehr Spaltstoff erzeugt, als eingesetzt wurde. Ein Verzicht auf eine Urananreicherung für die Versorgung von LWR-Anlagen ist damit nicht möglich.

Auch für einen zukünftigen SFR mit einer Bruttoreate von mindestens 1,2 sind LWR als die wesentliche Produktionsquelle von frischem Plutonium in Russland vorgesehen. In jeweils zwei LWR soll dabei das Plutonium für den Betrieb jeweils eines SFR erzeugt werden. Das in diesem SFR erzeugte Plutonium dient wiederum zur Produktion von MOX-Brennstoff für LWR. Insgesamt soll damit ein Anteil von 30% des für den Betrieb der beiden LWR benötigten Brennstoffs aus MOX-Brennstoff bestehen, 70% aus klassischem Uran-Brennstoff oder Uran-Brennstoff aus wiederangereichertem Uranbeständen aus der Wiederaufarbeitung (WNA 2021c).

Fazit Ver- und Entsorgung

Durch die vorgesehene Kopplung von zukünftigen SFR mit klassischen LWR wird nicht grundsätzlich auf die Technik der Urananreicherung verzichtet. Dafür werden in diesem System zusätzliche Anlagen zur Wiederaufarbeitung und zur Brennelementfertigung von MOX-Brennstoffen benötigt.

Insgesamt könnte jedoch der Bedarf an frischem Uran für die Versorgung der Anlagen gegenüber heutigen LWR reduziert werden. Dies würde mit Blick auf die Versorgung einen Vorteil gegenüber heutigen LWR darstellen.

Ansonsten bestehen keine Unterschiede im Vergleich zur Bewertung auf Ebene der Technologielinie.

5.1.4 Proliferationsrisiken

Die Brennelemente des BN-800 enthalten wesentlich mehr spaltbares Material (typischerweise ca. 20% Plutonium) als Leichtwasserreaktoren. Damit entstehen bereits bei der Herstellung und dem Transport frischer Brennstoffe höhere Proliferationsrisiken als bei der Herstellung und dem Transport von frischen Uranbrennstoffen.

Der BN-800 ist für eine Brutrate von 1,04 ausgelegt. Für zukünftige SFR in Russland wird jedoch eine Brutrate von mindestens 1,2 angestrebt. So erbrütetes Plutonium ist besonders geeignet zum Bau von Kernwaffen (waffengrädig), d. h. es hat einen besonders hohen Anteil des Isotops Plutonium-239. Diese Nutzung zur Plutoniumerzeugung ist beim BN-800 bzw. seinen Nachfolganlagen gewollt, da diese den Einstieg in einen geschlossenen Brennstoffkreislauf ermöglichen sollen, in dem das im SFR erzeugte Plutonium abgetrennt und für die Fertigung neuer Brennelemente genutzt wird.

(Öko-Institut e.V. 2017) verweist darauf, dass Schnelle Reaktoren im Prinzip auch zur Plutoniumbeseitigung genutzt werden können. Dazu wird das Plutonium in Form von MOX-Brennelementen im BN-800 eingesetzt und ein Teil des Plutoniums gespalten, bzw. der Isotopenvektor des Plutoniums so verändert, dass es weniger geeignet für Kernwaffen ist. Der Verbrennmodus besteht im Wesentlichen darin, dass gleichzeitig auf den Einsatz von Brutelementen (blankets) im Reaktormantel oder an anderen Positionen verzichtet wird. In (Kütt et al. 2014) wird allerdings gezeigt, dass mit einer einfachen Umkonfiguration des Reaktorkerns hin zum Brutmodus, durch Einsatz von Brutelementen im Reaktormantel, bis zu 162 kg waffengrädiges Plutonium pro Jahr gebrütet werden könnten. Die Strahlenbarriere in solchen Blankets wäre ebenfalls signifikant niedriger als von Brennelementen zur Leistungserzeugung.

Fazit Proliferationsrisiken

Grundsätzlich sind Brutreaktoren gut geeignet, um größere Mengen Plutoniums in hoher Qualität für Kernwaffenanwendungen zu erzeugen (vgl. Kapitel 2.6.3). Auch im Brennstoff des BN-800 und seinen geplanten Nachfolganlagen wird während der Brutphase qualitativ hochwertiges Plutonium in relevanten Mengen erzeugt. Für den Betreiber der Anlage besteht damit grundsätzlich die Möglichkeit, durch eine abweichende Be- und Entladestrategie auch kernwaffenfähiges Material gezielt zu erzeugen.

Die Infrastruktur des BN-800 bzw. seiner Nachfolganlagen mit der zugehörigen Wiederaufarbeitungstechnologie kann auch potentiell für ein militärisches Programm genutzt werden.

Zusammen mit der angedachten Separierung des Plutoniums zum Wiedereinsatz in MOX-Brennstoffen macht dies den Brennstoffkreislauf den BN-800 wesentlich proliferationsrelevanter als LWR mit einem offenen Brennstoffkreislauf.

5.1.5 Technologischer Entwicklungsstand

Die Ziele des BN-800 bestehen in der Demonstration eines Betriebs mit 100% MOX-Brennstoff im Reaktorkern, dem Erhalt und der Weiterentwicklung des Know-hows zu Auslegung, Bau und Betrieb von SFR, der Weiterentwicklung von Brennstoffen und Strukturmaterialien für SFR sowie dem Test von neuen Systemen, Strukturen und Komponenten und von Rechenmodellen für SFR (IAEA 2021b;

Kostin und Vasil'ev 2007). Darüber hinaus verfolgt Russland ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm zur Weiterentwicklung von SFR (Kuzina 2021).

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Der Betrieb des BN-800, die Herstellung von Uran- oder plutoniumhaltigen MOX-Brennstoffen und die Wiederaufarbeitung von abgebranntem LWR-Brennstoff wurde großtechnisch demonstriert und ist damit im Bereich des „Einsatzes“ einzuordnen.

Für die Kommerzialisierung und Diffusion sind vor allem noch Weiterentwicklungen im Bereich der Sicherheit sowie der Wirtschaftlichkeit erforderlich.

5.1.6 Realisierung

Der BN-800 ist der sechste Reaktor in der russischen BN-Entwicklungsreihe mit dem BN-600 als Vorgänger und dem geplanten nachfolgenden Forschungsreaktor MBIR. Das Langzeitziel dieser Entwicklung ist es, den geschlossenen Brennstoffkreislauf zu demonstrieren. Aktuell kann dabei die russische Entwicklungreihe beschrieben werden durch den Bau und Betrieb der folgenden Reaktoren:

- BR-5/BR-10 (1959-2002, Obninsk),
- BOR-60 (1969, Dimitrovgrad),
- BN-350 (1972–1999, Aktau, Kasachstan),
- BN-600 (1980, Zarechny, Beloyarsk-3),
- BN-800 (2014, Zarechney, Beloyarsk-4),
- MBIR (Baubeginn 2016, Dimitrovgrad)

Der BN-800 kann als Demonstrationsreaktor eingestuft werden. Er soll von einem echten kommerziellen Reaktorkonzept, dem BN-1200 abgelöst werden. Noch bis mindestens 2021 wurde als Nachfolger ein Reaktor mit 1800 MW Leistung als BN-1800 verfolgt (IAEA 2012b, 232-237). Der Bau eines Reaktors vom Typ BN-1200 wird aktuell nicht vor Mitte der 2030er Jahre erwartet. Neben der Stromproduktion soll der BN-800 auch zur Fernwärmeversorgung eingesetzt werden (IAEA 2021b).

5.1.6.1 Zeitlicher Projektverlauf

Die grundsätzliche Auslegung des BN-800 erfolgte zwischen 1983 und 1993 basierend auf Erkenntnissen aus dem Betrieb des BN-600 und beruhte bereits auf neuen russischen Regelwerksanforderungen in Reaktion auf den Unfall in Tschernobyl (IAEA 2021b).

Ein erstes Design wurde 1985 abgeschlossen. Nach dem Unfall in Tschernobyl wurden jedoch 1989 neue Anforderungen hinsichtlich der Notwendigkeit eines negativen Reaktivitätskoeffizienten der Reaktorleistung und der Kühlmitteltemperatur im russischen Regelwerk verankert. Eine entsprechende Auslegung für den Reaktorkern des BN-800 wurde bis 1992 entwickelt. Danach erfolgte eine ca. fünfjährige Phase zum experimentellen und theoretischen Nachweis der Einhaltung der Regelwerksanforderungen. Die Regierung bestätigte 1992 die Absicht zum Bau eines BN-800

an den Standorten Süd-Ural und Beloyarsk, eine Baugenehmigung für den Standort Beloyarsk wurde schließlich 1998 erteilt (Krivitski 2001).

(IAEA 2006a, S. 13) gibt als Baubeginn das Jahr 2002 an, die erste Kritikalität sollte danach 2012 erreicht werden. (IAEA 2023c) gibt als offiziellen Baustart dagegen das Jahr 2006 an. Im Jahr 2014 erreichte er seine erste Kritikalität, vergleiche Tabelle 5-1, und im Jahr 2016 das erste Mal 100% Leistung (Ohshima und Kubo 2016).

Zwischen 2015 und 2021 hat der Reaktor eine elektrische Energie von 27 TWh bei einer mittleren Arbeitsverfügbarkeit von 65,9% erzeugt (IAEA 2023c).

Tabelle 5-1: Wichtige Etappen in der Inbetriebnahme des BN-800

Datum	Ereignis
27.06.2014	Erste Kritikalität
30.07.2015	Beendigung der ersten kritischen Phase
10.11.2015	Beginn der Leistungserzeugung
10.12.2015	Erster Anschluss der Generatoren an das Stromnetz
10.02.2016	Erster Vollastbetrieb
20.02.2016	Beginn der Pilotbetriebsphase
09.2016	Abschluss der Pilotphase und Vorbereitung der Inbetriebnahme des Kraftwerksblocks
31.10.2016	Betrieb des Kraftwerksblocks

Quelle: Daten nach (Pakhomov 2018)

Fazit Projektverlauf

Wie bei vielen SFR-Projekten ist auch die Entwicklung von SFR in Russland gegenüber ursprünglichen Zeitplänen massiv im Verzug. Die neueste in Betrieb befindliche Anlage, der BN-800, wurde bereits in den 1980 und 1990er Jahre konzipiert, sein Bau jedoch offiziell erst 2006 begonnen. Auch für die geplante Nachfolgeanlage, den BN-1200 (früher BN-1800), bestanden zunächst ambitionierte Zeitpläne, bislang ist jedoch kein konkreter Termin für einen Baubeginn bekannt. Damit ist auch die Zukunft des BN-800 aus heutiger Sicht als weitgehend offen anzusehen.

5.1.6.2 Kosten

Um die spezifischen Baukosten des BN-800 gegenüber dem BN-600 zu senken, wurden die technisch-wirtschaftlichen Leistungsindikatoren der stromerzeugenden Einheit durch die Verwendung eines einzigen Turbogenerators anstelle von drei, wie beim BN-600, und durch die Einführung einiger anderer neuer Konstruktionslösungen verbessert (Kostin und Vasil'ev 2007)

In (IAEA 2021b, Fig. 5) werden die relativen spezifischen Baukosten der russischen BN-Reihe verglichen. Demnach lägen die Kapitalkosten des BN-800 noch bei ca. 65% des BN-350, während der BN-600 noch bei ca. 80% des BN-350 lag. Für den BN-1200 wird ein Wert von ca. 50% der spezifischen Baukosten des BN-350 erwartet. Damit liegt der BN-800 noch ca. 40% über den spezifischen Baukosten aktueller russischer LWR (VVER-TOI), während der BN-1200 dann nur ca. 10% höhere spezifische Baukosten aufweisen würde.

Theoretische spezifische Konstruktionskosten (Overnight Construction Cost) für eine zukünftige BN-800-Doppelblockanlage (welche allerdings in Russland nicht geplant ist), eine zukünftige BN-1200-Anlage und einen VVER-TOI-LWR werden in (IAEA 2021b, Tab. 2) angegeben. Für den BN-800 würden sich diese auf 3800 USD/kW elektrischer Leistung belaufen, für den BN-1200 auf 3400 USD/kW und für den VVER-TOI auf 3100 USD/kW.

Die jährlichen Betriebskosten dieser Anlagen werden in (IAEA 2021b, Tab. 3) mit 134 USD/kW für den BN-800, 122 USD/kW für den BN-1200 und 102 USD/kW für den VVER-TOI abgeschätzt.

Die geplante Lebensdauer des BN-800 gibt (Pakhomov 2018) mit 40 Jahren an.

Bei Annahme einer Bauzeit von 6 Jahren, einer Laufzeit von 60 Jahren und einem Lastfaktor von 85% für den BN-800 bestimmt (IAEA 2021b, Fig. 8) für den BN-800 LCOE-Kosten von 59 mills/kWh, für den BN-1200 von 46 mills/kWh und für den VVER-TOI von ca. 44 mills/kWh bei Uranpreisen von unter 100 USD/kg.

Fazit Kosten

Die Investitionskosten des BN-800 liegen höher als diejenigen von LWR, auch für den Nachfolger, den BN-1200 werden weiterhin höhere Investitionskosten erwartet. Gleichzeitig sind die bislang erreichten Verfügbarkeiten von SFR, auch beim BN-800, geringer als bei heutigen LWR. Auch die Betriebskosten sind gegenüber LWR erhöht.

Auch unter bislang nicht realisierten günstigen Annahmen (geringe Bauzeit, hohe Lebensdauer, hohe Verfügbarkeit über die gesamte Lebensdauer) ergäben sich für den BN-800 immer noch um ca. 35% höhere Stromgestehungskosten gegenüber LWR.

Insgesamt ist damit für den BN-800 mit Blick auf die Wirtschaftlichkeit von einem Nachteil gegenüber LWR auszugehen.

5.2 SFR: Travelling Wave Reactor

Die US-amerikanische Firma TerraPower veröffentlicht grundlegende Aussagen zu ihrem Reaktorkonzept auf ihrer Homepage (TerraPower, LLC 2022a) sowie in FactSheets (TerraPower, LLC 2020; 2022c).

Die Beschreibungen in diesem Unterkapitel beruhen, soweit nicht explizit andere Quellen zitiert sind, auf (Hejzlar 2021), da es sich dabei um die detaillierteste aktuelle Quelle handelt. Ergänzende detaillierte Darstellungen des Reaktorkonzepts des Travelling Wave Reactors (TWR) finden sich in (Gilleland et al. 2016; Hejzlar et al. 2013). Die auf Seiten der IAEA ARIS Datenbank hinterlegte Beschreibung für den Prototyp des Travelling Wave Reactor (TWR-P) hingegen ist nicht aktuell, da hier beispielsweise noch von einer geplanten Errichtung des TWR-P zwischen 2018 und 2023 gesprochen wird (ARIS o.D.). Unabhängige Untersuchungen zum TWR liegen bislang nur wenige vor, vgl. bspw. (IEER 2013).

Die zentralen Auslegungsrandbedingungen für den TWR ergeben sich aus dem erklärten Ziel der Firma TerraPower, Proliferationsrisiken zu vermeiden und die natürlichen Uranreserven effizient auszunutzen. Gleichzeitig soll die Menge an entstehenden radioaktiven Abfällen minimiert und die Reaktorsicherheit erhöht werden (TerraPower, LLC 2022c).

Ausgehend von diesen Zielsetzungen soll der TWR als Brennstoff Natururan oder abgereichertes Uran verwenden können. Gleichzeitig soll auf eine Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe verzichtet werden. Hieraus leiten die Entwickler ein Reaktorkonzept ab, dass metallische Brennstoffe verwendet, um besonders hohe Abbrände und damit ein in-situ Brüten und Verbrennen von Plutonium zu erlauben. Um eine hohe Brutrate zu ermöglichen, handelt es sich um einen Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum. Als Kühlmittel ist daher ein Flüssigmetall, im Fall des TWR Natrium, vorgesehen.

Als einen wesentlichen Unterschied zu bisherigen Ansätzen für natriumgekühlte Schnelle Brutreaktoren wie beispielsweise dem BN-800 (vgl. Kapitel 5.1) formulieren die Entwickler den Verzicht auf eine Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente (TerraPower, LLC 2022a).

Die Entwickler erwarten erhebliche Kostensenkungen durch eine gegenüber heutigen LWR vereinfachte Brennstoffver- und -entsorgung, eine Erhöhung der Sicherheit, eine deutliche Reduktion des Anfalls hochradioaktiver Abfälle, eine Vereinfachung im Bereich des Umgangs mit hochradioaktiven Abfällen sowie ein hohes Maß an Proliferationsresistenz (TerraPower, LLC 2020).

5.2.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Beim TWR handelt es sich um einen natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor. Das kommerzielle System soll eine elektrische Leistung von 1200 MW aufweisen (Hejzlar 2021), für den Prototypreaktor TWR-P wird in (Hejzlar et al. 2013) eine thermische Leistung von 1475 MW und eine elektrische Leistung von 600 MW angegeben.

Das Brennstoffkonzept des TWR basiert auf dem sogenannten Laufwellenkonzept. Dabei wird im Reaktorkern aus frischem Brennstoff, der selbst nicht ausreichend Spaltmaterial enthalten würde, um den Reaktor als kritischen Reaktor zu betreiben, während des Betriebs durch die Umwandlung von Uran in Plutonium zusätzliches Spaltmaterial erzeugt (Brutprozess). Dieses wird im weiteren Verlauf durch Kernspaltung wieder verbraucht, ohne dass eine Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe erforderlich würde.

Der Begriff des Laufwellenreaktors basiert auf einem Konzept, bei dem sich die Bereiche der Erzeugung und des Verbrauchs von Plutonium im Reaktorkern über die Zeit räumlich verlagern. Dieser Grundgedanke wurde auch für den TWR in der frühen Entwicklungsphase untersucht, aus praktischen Erwägungen jedoch nicht weiterverfolgt. Im TWR soll aktuell demgegenüber ein Ansatz verfolgt werden, bei dem die Bereiche der Erzeugung und des Verbrauchs von Plutonium im Reaktorkern (weitgehend) räumlich konstant bleiben und stattdessen der Brennstoff im Laufe seines Abbrands durch Umladen an unterschiedlichen Positionen des Reaktorkerns eingesetzt wird. Es wird also regelmäßig ein Teil des Reaktorkerns entladen, frischer Brennstoff beladen und die im Reaktorkern befindlichen Brennelemente werden entsprechend ihres bisherigen Abbrands an entsprechende Positionen im Reaktorkern umgesetzt (Hejzlar et al. 2013).

Von TerraPower wurden verschiedene Brennstoff- und Kühlmittelvarianten für das Konzept des TWR in Betracht gezogen. Als Brennstoff wurde ein metallischer Brennstoff ausgewählt, da damit eine hohe Urandichte im Reaktorkern möglich ist und gleichzeitig ein sehr hartes Neutronenspektrum erhalten bleibt, was Voraussetzung für einen effektiven Brutprozess ist.

Der frische Brennstoff umfasst dabei gemäß (Hejzlar 2021) sowohl Uran mit einer Anreicherung von bis zu 10%, niedrig angereichertes Uran von unter 5%, Natururan, abgereichertes Uran oder Uran aus abgebranntem Brennstoff von Leichtwasserreaktoren. Dabei soll angereichertes Uran ausschließlich für den ersten Reaktorkern eines neuen TWR-Reaktors erforderlich sein, weitere Nachladungen sollten möglichst nur Brennstoff aus abgereichertem Uran oder, je nach Quelle, Natururan erfordern. Bei der Schilderung einer konkreten Erstkernzusammensetzung werden in (Hejzlar 2021, S. 649) allerdings auch erforderliche Anfangsanreicherungen von bis zu 13% angegeben. Die Besonderheit dieses Brennstoffkonzeptes besteht darin, dass ein ausschließlich aus frischem Brennstoff (mit Natur- oder abgereichertem Uran) bestehender Reaktorkern keine Kettenreaktion aufrechterhalten kann. In (Hejzlar et al. 2013) gingen die Entwickler ebenfalls noch davon aus, dass in einem TWR zugleich zusätzliches Spaltmaterial für weitere Erstkerne von neuen TWR-Reaktoren erzeugt werden könnte, die wird so in (Hejzlar 2021) nicht mehr dargestellt.

Die aktuellen Planungen sehen einen Reaktorkern mit 864 sechseckigen Brennelementen vor, die einen Außenabstand der parallelen Seiten von 174 mm aufweisen. Für einen Erstkern ist vorgesehen, dass 510 Brennelemente aus angereichertem Uran und 354 Brennelemente aus abgereichertem Uran hergestellt werden, weitere Beladungen sollen dann nur noch Natur- oder abgereichertes Uran verwenden. Der Reaktorkern weist eine aktive Höhe (also Höhe der Brennstoffsäule in den Brennelementen) von 2 m und einen Radius von 3,25 m auf. Ein Brennelement besteht aus 217 Brennstäben, die in einem engen, dreieckigen Gitterraster angeordnet sind. Das Hüllrohr soll eine Wandstärke von 0,4 mm bei einem Außendurchmesser von 10,2 mm aufweisen. Die Brennstäbe sind zur Abstandshaltung mit einem Metalldraht einer Stärke von 0,86 mm umwickelt. Das Brennelement wird von einem Brennelementkasten mit einer Wandstärke von 4 mm eingeschlossen (Hejzlar 2021).

Die effektive Urandichte des metallischen U-10%Zr-Brennstoffs soll bei 50-60% liegen, d.h. es ist eine hohe Porosität des Brennstoffs vorgesehen, damit ein freies Volumen für die während des Abbrands entstehenden Spaltgase vorhanden ist. Dennoch muss der Brennstabinnendruck weiter begrenzt werden, um die erforderlichen hohen Abbrände zu ermöglichen. Daher werden die Brennstäbe im Betrieb kontrolliert entgast.

Die Brennstabhüllrohre und der Brennelementkasten sollen aus einem besonders strahlungsresistenten fortgeschrittenen ferritisch martensitischen Stahl (TP HT9) hergestellt werden,

welcher auf einem bisher bereits in Schnellen Versuchsreaktoren erprobten Stahl (HT9) beruht. Sonstige Strukturmaterialien im Kern bestehen aus Edelstahl (316H).

Die Zykluslänge wird in (Hejzlar 2021, S. 649) mit 550 effektiven Volllasttagen angegeben. Bei einer Beladung sollen jeweils 30 frische Brennelemente in den äußeren Ring des Reaktorkerns geladen werden. Von dort werden sie zunächst in den nächsten Zyklen weiter Richtung Zentrum des Reaktorkerns umgeladen, während der Anteil des spaltbaren Plutoniums im Brennstoff durch Erbrüten steigt. Dann werden die Brennelemente in das Zentrum des Reaktorkerns umgeladen und in folgenden Zyklen wieder Richtung der Peripherie des Reaktorkerns umgeladen. Nach Erreichen des Zielabbrands werden die Brennelemente für weitere ca. fünf Jahre innerhalb des Reaktorbehälters im Randbereich gelagert, so dass die Be- und Entladung von frischem bzw. abgebranntem Brennstoff nach ca. 10 Jahre erfolgt (Hejzlar 2021, S. 650).

Für den vorgesehenen Gleichgewichtskern wird ein Zielabbrand des Brennstoffs von 28% erforderlich, d. h. 28% des eingesetzten Gesamturans sind bis zur Entladung aus dem Reaktor durch Spaltung verbraucht worden (Hejzlar 2021). Die strahlungsbedingte Hüllrohrbelastung wird bei einer geplanten Einsatzzeit eines Brennelements im Reaktor mit 520 dpa angegeben (Hejzlar 2021, S. 650).

Die maximale Hüllrohrtemperatur im Betrieb wird mit 625°C angegeben (Hejzlar 2021). (Gilleland et al. 2016) geben als Kerneintrittstemperatur einen Wert von 360°C und als Kernaustrittstemperatur von 510°C an.

Als Kühlmittel wurde Natrium gewählt, da es die Neutronen nicht moderiert und gute Kühlungseigenschaften aufweist und damit eine hohe Leistungsdichte ermöglicht. Gleichzeitig sind weltweit bereits erhebliche Erfahrungen im Umgang mit Natrium als Kühlmittel vorhanden (vgl. auch Kapitel 4.1), so dass die Entwickler von einer frühen Implementierbarkeit eines solchen Reaktorkonzepts ausgehen (vgl. Kapitel 5.2.5).

Die Wärme wird über einen primären Natriumkühlkreislauf an einen sekundären Natriumkühlkreislauf übertragen. Dieser dient im Falle von Leckagen am primären Kühlkreislauf dazu, einen Austrag von Aktivität oder eine Natrium-Wasser-Reaktion im Primärkühlmittel zu verhindern. Der Zwischenkühlkreislauf gibt die Wärme an einen tertiären Wasser-Dampf-Kühlkreislauf zur Stromproduktion ab, die verbleibende Abwärme wird über wassergekühlte Kondensatoren an die Umgebung abgeführt. Der primäre Kühlkreislauf wird als Zwangsumlauf betrieben.

Der Reaktor ist in Loop-Bauweise geplant, bei der der Reaktorkern und der vollständige, drucklose Primärkreislauf inklusive Pumpen und Wärmetauscher im Reaktorbehälter untergebracht sind. Der Reaktorbehälter ist von einem zweiten, unabhängigen Schutzbehälter umgeben. Dieser Aufbau ist vergleichbar zu anderen natriumgekühlten Schnellen Reaktoren inklusive dem BN-800 (Gilleland et al. 2016).

5.2.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Die Entwickler selbst erwarten eine Erhöhung der Sicherheit gegenüber heutigen LWR (TerraPower, LLC 2020).

Die Entwickler verweisen auf die allgemeinen Sicherheitsvorteile von natriumgekühlten Reaktoren (vgl. Kapitel 4.1). Das große Kühlmittelinventar im Reaktorbehälter bietet eine hohe Wärmekapazität und damit verbunden lange Karenzzeiten bis zum Überschreiten zulässiger Brennstoff- und

Kühlmitteltemperaturen bei einem Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorbehälter (Hejzlar 2021).

Da der primäre Kühlkreislauf nicht unter hohem Druck steht, führen Leckagen nicht zu einem schnellen Kühlmittelverlust. Weiterhin wird durch die konstruktive Vermeidung von großen Kühlmittleitungen außerhalb des Reaktorbehälters sowie einen zusätzlichen Schutzbehälter (guard vessel) ein großer Kühlmittelverluststörfall mit einer Absenkung des Kühlmittelfüllstands in den Bereich des Brennstoffs verhindert. Durch die Wahl eines metallischen Brennstoffs werden chemische Reaktionen beim Kontakt von Kühlmittel und Brennstoff vermieden (Hejzlar 2021).

Die Reaktivitätskontrolle wird durch Steuerstäbe gewährleistet, die insbesondere die Reaktivitätsänderung im Verlaufe des Abbrands ausgleichen. Während eines Gleichgewichtszyklusses variiert die Reaktivität des Reaktorkerns über den Abbrand zwischen 1,006 und 1,021, wobei die Reaktivität, anders als in LWR, über den Abbrand durch das Erbrüten von Spaltstoff ansteigt. Weiterhin sind unabhängige und redundante Abschaltstäbe vorgesehen. Beide Systeme werden bei Störfällen vom Reaktorschutzsystem ausgelöst (Hejzlar 2021).

Für den Reaktorkern streben die Entwickler einen insgesamt negativen Temperaturkoeffizienten an. Aufgrund eines typischerweise positiven Natrium-Temperaturkoeffizienten muss ein insgesamt negativer Wert durch ausreichend negative weitere Temperaturkoeffizienten erzielt werden, wofür geeignete Auslegungsrandbedingungen einzuhalten sind (vgl. Kapitel 2.6.2). Für den Doppler-Koeffizienten des Brennstoffs (-0,092 c/K), sowie den axialen (-0,08 c/K) und radialen (-0,15 c/K) Ausdehnungskoeffizienten gibt (Hejzlar 2021, S. 650) jeweils schwach negative Werte an.¹⁸² Der Natrium-Temperaturkoeffizient ist zu Beginn eines Zyklus schwach negativ, nimmt jedoch aufgrund der Veränderung der Isotopenzusammensetzung des Brennstoffs bis Zyklusende einen positiven Wert von 0,27 c/K an, der durch die anderen Koeffizienten kompensiert werden muss.

Zusätzlich entwickelt TerraPower eine passive Einrichtung zur Reaktivitätsreduktion beim Temperaturanstieg im Reaktorkern (Hejzlar 2021).

Der Anteil verzögerter Neutronen, welcher für die Reaktorsteuerung wichtig ist, nimmt im Laufe eines Gleichgewichtszyklus von 0,0068 auf 0,0035 beim Ende eines Zyklus ab.

Gemäß (TerraPower, LLC 2020) soll die Sicherheit des TWR rein passiv ohne die Notwendigkeit für Eingriffe des Betriebspersonals gewährleistet werden können.

Im Rahmen des Sicherheitskonzepts des TWR ist vorgesehen, die Nachwärmeabfuhr über mehrere Pfade sicherzustellen, über die die Nachwärme an die Umgebung abgeführt wird. Ein Notnackkühlsystem nutzt die primären Wärmetauscher und die Dampferzeuger, um über ein Hochdrucksystem die Nachzerfallsleistung an die Atmosphäre abzuführen. Nach (Hejzlar et al. 2013) ist beim TWR-P dieses System mit Wasservorräten für eine siebentägige Wärmeabfuhr ausgestattet, die Einspeisepumpen sind über Notstromdiesel energievorsorgt und der Dampf wird an die Atmosphäre abgegeben. Das System wird jedoch nicht als Sicherheitssystem ausgelegt. Ein direktes Reaktor-Hilfskühlsystem (DRACS) führt über vier Stränge, von denen zwei zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung ausreichend sind, die Wärme von den primären Wärmetauschern über

¹⁸² Die Reaktivität eines Reaktorkerns ist eine dimensionslose Kenngröße. Die Reaktivitätskoeffizienten werden an dieser Stelle in Einheiten von cent (entsprechend einem Hundertstel Dollar) angegeben. Bei dieser Angabe ist der Reaktivitätsunterschied auf den Anteil der verzögerten Neutronen normiert, d.h. bei einer Reaktivitätsänderung von einem Dollar wird ein kritischer Reaktor bereits ohne die verzögerten Neutronen kritisch, ist also prompt kritisch.

systemeigene Wärmetauscher direkt an die Atomsphäre ab (Gilleland et al. 2016). Das DRACS ist gemäß (Hejzlar et al. 2013) vollständig passiv ohne die Notwendigkeit einer Stromversorgung zur Auslösung oder zum Betrieb. Über vier Wärmetauscher wird die Nachwärme vom Natrium an eine NaK-Salzschnmelze übertragen. Diese gibt die Wärme über vier NaK-Luft-Wärmetauscher an die Atmosphäre ab, wobei der Umlauf jeweils rein passiv erfolgt. Beim Betrieb eines DRACS kann eine Kühlmitteltemperatur von 700°C eingehalten werden, beim Betrieb von zwei Strängen eine Temperatur von 540°C.

Die Wärmeabfuhr bei Störfällen soll zeitlich unbegrenzt rein passiv durch eine im Naturumlauf betriebene Luftkühlung erfolgen (Hejzlar 2021).

Untersuchungen für die zu betrachtenden Stör- und Unfälle werden mit dem Rechencode SAS4A-SASSYS1 durchgeführt. Für verschiedene auslegungsbestimmende Ereignisabläufe konnte so die Einhaltung von sicherheitstechnischen Anforderungen nachgewiesen werden. Für das Beispiel eines auslegungsbestimmenden Störfalls mit einem Ausfall des Zwangsumlaufs des Kühlmittels (protected loss of flow) führt zunächst das Reaktorschutzsystem zu einer Abschaltung des Reaktors. In der Folge steigen die Kühlmittel- und Hüllrohrtemperaturen an, wobei die Hüllrohrtemperaturen den für Auslegungsstörfälle zulässigen Wert von 650°C nicht übersteigen.

Bei als auslegungsüberschreitend eingestuften Ereignisabläufen mit einem Versagen sowohl der Steuerstäbe als auch der Abschaltstäbe sollen aufgrund der Reaktivitätskoeffizienten des Reaktorkerns signifikante Brennstoffschäden vermieden werden.

Gemäß (Gilleland et al. 2016) verbleibt der Reaktor bei einem Ausfall der Abschaltssysteme langfristig in einem stabilen Zustand mit geringer Energiefreisetzung.

Für den Fall einer durch Eintrag positiver Reaktivität ausgelösten Transiente mit einem vollständigen Ausfall der Kontroll- und Abschaltstäbe (Unprotected Transient Over Power UTOP) kommt es im Rahmen von best-estimate Analysen demnach nicht zu einem Sieden des Natriums. Als auslösend wurde hierbei ein Reaktivitätseintrag von 0,14USD durch das teilweise Ausfahren eines Steuerstabs angenommen. Die Leistung steigt im Maximum auf einen Faktor 2,3 des Nominalwertes an, die Hüllrohrtemperaturen erreichen 900°C. Für den oben genannten Fall eines Ausfalls des Zwangsumlaufs des Kühlmittels mit überlagertem Ausfall der Abschaltung durch das Reaktorschutzsystem ist das zusätzliche passive Reaktivitätskontrollsystem zur Begrenzung der Auswirkungen erforderlich (Hejzlar 2021, S. 651). Dieses passive Reaktivitätskontrollsystem soll ähnlich einem bereits beim FFTF getesteten Gas-Ausdehnungsmodul arbeiten (Gilleland et al. 2016).

Auch im Falle eines auslegungsüberschreitenden Unfalls mit Brennstoffschmelzen würde durch die Auflösung von geschmolzenem Brennstoff im Kühlmittel ein Reaktivitätsanstieg verhindert (Hejzlar 2021).

Wesentliche Radionuklide wie Iod und Cäsium, die für die externe Folgedosis bei schweren Unfällen in LWR führend sind, werden im metallischen Brennstoff und im Natriumkühlmittel gut zurückgehalten, so dass auch bei schweren Unfällen der Freisetzunganteil dieser Radionuklide gegenüber LWR deutlich reduziert ist. Insgesamt gehen die Entwickler daher davon aus, dass bislang erforderliche Notfallplanungsradien gegenüber LWR deutlich reduziert werden könnten. Neben einer Kostenersparnis sehen die Entwickler darin auch eine Möglichkeit für eine flexiblere Standortauswahl für TWR-Reaktoren (Hejzlar 2021).

Um die erforderlichen hohen Abbrände im metallischen Brennstoff zu erreichen, sehen die Entwickler vor, im Brennstab entstehende gasförmige Spaltprodukte kontrolliert in das Kühlmittel abzulassen. Dabei muss durch geeignete Vorkehrungen eine möglichst geringe Freisetzung von Cäsium im Zusammenhang mit der Gasentlastung sichergestellt werden. Details zum Aufbau und der Entgasung der Brennstäbe werden von TerraPower als proprietäre Informationen angesehen und nicht veröffentlicht (Hejzlar et al. 2013). Das in das Kühlmittel freigesetzte Cäsium soll durch netzartige glasartige Kohlenstoff-Fallen dem Kühlmittel entzogen werden. Damit soll eine Kühlmittelaktivität erzielt werden, die vergleichbar zu heutigen LWR ist (Hejzlar 2021). Weiterhin soll die Innenseite des Hüllrohrs beschichtet werden, um chemische Brennstoff-Hüllrohr-Wechselwirkung zu begrenzen (Gilleland et al. 2016).

Das freigesetzte Spaltgas sammelt sich im Schutzgas im Bereich oberhalb des Natriumkühlmittels und wird durch ein Gasreinigungssystem abgetrennt. Insbesondere für das freigesetzte Krypton-85 ist eine Abklinglagerung in abgeschirmten Lagerbehältern vorgesehen (Hejzlar 2021).

Zum sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars ist der vollständige Primärkreislauf von einem Containment umgeben, das eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung verhindern und den Reaktor selbst gegen Einwirkungen von außen wie Wind, Flugzeugabsturz oder Überflutungen schützen soll (Gilleland et al. 2016).

Als Maßnahmen zum Schutz gegen Natriumbrände verweist (Gilleland et al. 2016) auf bereits in anderen natriumgekühlten Reaktoren erprobte Techniken. Dazu zählt der Einschluss von primärseitigen natriumführenden Rohrleitungen und Behältern in eine Atmosphäre aus inertem Gas. Für die sekundärseitigen natriumführenden Systeme werden Auffangsysteme genannt. Ein mögliches Dampferzeugerleck zwischen dem sekundären Natriumkreislauf und dem Wasser-Dampf-Kreislauf wird durch ein Leckagedetektionssystem und eine schnelle Dampferzeugerabspernung und Druckentlastung beherrscht.

Die für einen TWR bestimmte probabilistische Kernschadenshäufigkeit gibt (Gilleland et al. 2016) mit 10^{-8} pro Jahr an.

Fazit Sicherheit

Für den TWR gelten die auf Ebene der Technologielinie diskutierten allgemeinen Sicherheitseigenschaften von SFR, insbesondere die Tatsache, dass es sich beim primären Kühlkreislauf des TWR um ein Niederdrucksystem handelt, was die Auswirkungen von Leckagen begrenzt, sowie die Eigenschaft der chemischen Verträglichkeit von Kühlmittel und Brennstoff, sowie die chemisch reaktive Eigenschaft des Kühlmittels Natrium bei Kontakt mit Luftsauerstoff oder Wasser. Hieraus ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede zur technologiespezifischen Bewertung.

Wesentlich für die spätere Realisierung eines TWR wird der sicherheitstechnische Nachweis des zyklusabhängigen Verlaufs von integralen Sicherheitsparametern wie dem Anteil verzögerter Neutronen und den verschiedenen Reaktivitätskoeffizienten sein (vgl. Kapitel 5.2.2). Diese variierten über den Abbrand sehr stark, so dass für alle Zykluszeitpunkte insgesamt zulässige Sicherheitsparameter ausreichend konservativ bestimmt werden müssen.

Die Reaktivitätskontrolle erfordert bei SFR grundsätzlich höhere Anforderungen als bei LWR. Bei TWR wird dies durch die extrem starke Veränderung der Parameter über Abbrand und der lokal stark unterschiedlich ausgeprägten Reaktivitätsbeiträge aus dem Kern weiter erschwert.

Dies zeigt sich spätestens auch bei den als auslegungsüberschreitend eingestuften Ereignissen. Um dort das Sicherheitsziel zu erreichen, ein Natriumsieden zu vermeiden, wird ggf. ein passives Reaktivitätskontrollsystem erforderlich.

Insgesamt stellen die höheren Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle beim TWR einen Nachteil gegenüber heutigen LWR dar.

Hinsichtlich der erforderlichen Wärmeabfuhr sieht das Sicherheitskonzept des TWR redundante und diversitäre Systeme vor. Dabei bestehen auch Möglichkeiten zur rein passiven und zeitlich unbegrenzten Wärmeabfuhr durch einen Naturumlauf und eine Wärmeabgabe an die Atmosphäre. Wenn dieses Sicherheitskonzept so umgesetzt wird, bietet es einen Vorteil gegenüber heutigen LWR.

Hinsichtlich möglicher Freisetzungen bei Stör- und Unfällen verweisen die Entwickler auf eine gute Rückhaltung wesentlicher Radionuklide (Iod, Cäsium) im Kühlmittel. Gleichzeitig ist jedoch aufgrund der angestrebten hohen Abbrände eine betriebliche Entgasung der Brennstäbe ins Kühlmittel erforderlich. Inwieweit sich hieraus höhere normalbetriebliche Belastungen oder potenziell höhere Freisetzungspfade bei Stör- und Unfällen ergeben können, ist gegenwärtig offen. Eine Rückhaltung von möglichen Freisetzungen durch ein Containment vergleichbar zu heutigen LWR ist vorgesehen. Insgesamt ergeben sich damit keine relevanten Vor- oder Nachteile eines TWR gegenüber heutigen LWR.

Mit Blick auf das für einen TWR zu betrachtende Ereignisspektrum ergeben sich wie auf Ebene der Technologielinie grundsätzlich Vorteile aus der Tatsache, dass die Kühlkreisläufe nicht unter hohem Druck stehen. Diesen steht der Nachteil von möglichen Natriumbränden bei Leckagen und die Notwendigkeit einer aktiven Überwachung der Dampferzeugerheizrohre auf einen Wasserübertritt in den Natrium-Zwischenkühlkreislauf gegenüber. Insgesamt ergeben sich daraus keine relevanten Vor- oder Nachteile eines TWR gegenüber heutigen LWR.

5.2.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Die Entwickler erwarten eine gegenüber heutigen LWR vereinfachte Brennstoffver- und -entsorgung, eine deutliche Reduktion des Anfalls hochradioaktiver Abfälle sowie eine Vereinfachung im Bereich des Umgangs mit hochradioaktiven Abfällen (TerraPower, LLC 2020).

Gemäß (TerraPower, LLC 2022a) ist die Ausnutzung von Natururan im TWR um einen Faktor 30 effizienter als in konventionellen LWR. Gleichzeitig soll eine um einen Faktor fünf geringere Menge an abgebranntem Brennstoff anfallen.

(Hejzlar 2021) gibt als erforderlichen Mindestabbrand für einen TWR einen Wert von 30% an, d. h. mindestens 30% des beladenen Urans sollen durch Spaltung verbraucht werden, an anderer Stelle gibt (Hejzlar 2021) allerdings einen Zielabbrand von 28% an.

Demgegenüber werden in heutigen LWR typischerweise ca. 4-5% des anfänglichen Uraninventars durch Spaltung umgesetzt. Der höhere Verbrauch an Natururan gegenüber einem TWR beruht auf der Notwendigkeit, den im Natururan vorhandenen Anteil des spaltbaren Uran-235 durch Anreicherung zu erhöhen, so dass neben dem eingesetzten Uran weiteres Natururan für die Anreicherung benötigt wird.

Da ein TWR im Gleichgewicht mit Natururan bzw. abgereichertem Uran betrieben werden soll, wird darüber hinaus weitgehend die Notwendigkeit für eine Urananreicherung entfallen. Lediglich für den

Erstkern eines TWR wäre zusätzliches Spaltmaterial erforderlich. Bei Außerbetriebnahme eines TWR könnte eine Nachfolgeanlage mit dem Restkern einer Vorgängeranlage gestartet werden (Hejzlar 2021).

Aufgrund des hohen angestrebten Zielabbrands bei gleichzeitig etwas höherer Effizienz eines TWR wäre die pro Brennelement erzeugte Energie um ca. den Faktor fünf größer als bei heutigen LWR, so dass entsprechend auch die erzeugte Menge an abgebranntem Brennstoff bei gleicher bereitgestellter Energie um ca. 80% geringer wäre. Damit würde auch der Aufwand für Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente reduziert (Hejzlar 2021). Weiterhin könnte aufgrund des geringeren Abfallvolumens anstelle einer geologischen Endlagerung auch die Endlagerung in tiefen Bohrlöchern attraktiv werden (Gilleland et al. 2016).

Auch aufgrund der Unterbringung von abgebrannten Brennstoffen im Reaktorkern erwarten die Entwickler eine geringere Notwendigkeit für Zwischenlagerung und Transporte abgebrannter Brennelemente (TerraPower, LLC 2020).

Sofern abgereichertes Uran anstelle von angereichertem oder Natururan verwendet wird, sehen die Entwickler auch einen Beitrag zu Beseitigung vorhandener Bestände an abgereichertem Uran, welches andernfalls als schwachaktiver Abfall zu beseitigen wäre (Hejzlar 2021).

Fazit Ver- und Entsorgung

Für die Versorgung eines TWR ist im Gleichgewichtsbetrieb lediglich Natur- oder abgereichertes Uran vorgesehen. Der damit grundsätzlich mögliche Verzicht auf eine Anreicherung von Uran oder die notwendige Herstellung von Uran-Plutonium-Mischoxidbrennstoffen wie bei anderen SFR stellt einen signifikanten Vorteil des TWR gegenüber der Technologieline und heutigen LWR dar. Auch fallen damit keine zusätzlichen Mengen an abgereichertem Uran an.

Für eine Übergangszeit bzw. für den Start eines neuen TWR ist allerdings Brennstoff mit einem höheren Spaltstoffanteil im Bereich von 10% oder mehr erforderlich.

Ebenfalls ist es erklärtes Ziel des TWR, auf eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies stellt gegenüber der Technologieline des SFR einen Vorteil dar, entspricht allerdings dem heute bei LWR üblichen offenen Brennstoffkreislauf, so dass sich hieraus gegenüber heutigen LWR kein relevanter Unterschied ergibt.

Aufgrund des hohen Zielabbrands beim TWR fällt bezogen auf die gleiche Menge erzeugter Energie ein geringeres Volumen und eine geringere Masse an abgebrannten Brennelementen an. Diese enthalten jedoch zumindest eine vergleichbare Menge an Spaltprodukten wie die entsprechend größere Menge an abgebrannten Brennstoffen aus LWR. Über den Gehalt an Transuranen im abgebrannten Brennstoff eines TWR liegen in den ausgewerteten Unterlagen keine Informationen vor, so dass weitere Parameter wie die Radiotoxizität der abgebrannten Brennelemente und ihre Wärmeerzeugung nicht bewertet werden können. Ebenfalls liegen keine Informationen vor, inwieweit die hochabgebrannten metallischen Brennstoffe einer direkten Endlagerung zugeführt werden können bzw. welche Konditionierungsschritte vor einer geologischen Endlagerung erforderlich wären. Vor diesem Hintergrund ist nicht davon auszugehen, dass sich hinsichtlich der Entsorgung relevante Vorteile eines TWR gegenüber heutigen LWR ergeben.

Die Entwickler verweisen schließlich auch auf den möglichen Beitrag zur Entsorgung weltweiter Bestände von abgereichertem Uran durch die Nutzung als frischer Brennstoff im TWR. Angesichts der heute weltweit vorliegenden extrem großen Bestände von abgereichertem Uran stellt jedoch der

Anteil der in TWR als Brennstoff potenziell nutzbaren Mengen nur einen extrem geringen Anteil dieser Bestände dar. Daraus ergibt sich kein relevanter Vorteil von TWR gegenüber heutigen LWR.

5.2.4 Proliferationsrisiken

Die Entwickler erwarten ein hohes Maß an Proliferationsresistenz (TerraPower, LLC 2020).

Durch den Verzicht auf eine Wiederaufarbeitung sollen Proliferationsrisiken, die mit einem direkten Zugriff auf Plutoniumbestände einhergehenden, vermieden werden. Durch die hohen Zielabbrände ist gleichzeitig die Qualität des im abgebrannten Brennstoff verbleibenden Plutoniums für Kernwaffenanwendungen sehr gering, was die Attraktivität für einen potenziellen Proliferator reduzieren soll. Gleichzeitig soll ein Brennelementwechsel nur ca. alle 10 Jahre erfolgen, so dass die Möglichkeiten für einen Zugriff auf Brennstoff mit einem hohen Anteil an Plutonium von hoher Qualität reduziert sind (Hejzlar 2021).

Nur für die Neuinbetriebnahme eines (zusätzlichen) TWR-Reaktors besteht die Notwendigkeit, für einen Erstkern erforderliches Spaltmaterial in Form von angereichertem Uran bereitzustellen. Damit würde das Erfordernis von AnreicherungsKapazitäten erheblich reduziert (Hejzlar 2021).

Der für die Neuinbetriebnahme eines TWR erforderliche Anreicherungsgrad liegt gemäß (Hejzlar 2021) unter 10% und damit etwas höher als bei heutigen LWR, jedoch immer noch deutlich im Bereich niedrig angereicherten Urans.

Fazit Proliferationsrisiken

Für den kontinuierlichen Betrieb eines TWR wird kein angereichertes Uran benötigt. Der dadurch gegenüber heutigen LWR erheblich reduzierte Bedarf für angereichertes Uran stellt grundsätzlich einen Vorteil gegenüber heutigen LWR dar. Der für heutige LWR benötigten Brennstoff aus niedrig angereichertem Uran selbst stellt allerdings gegenüber Natururan nur ein geringfügig erhöhtes ProliferationsPotential dar, ein höheres Proliferationsrisiko ist mit den Anlagen zur Urananreicherung verbunden. Inwieweit die Zahl und Kapazität von Anlagen zur Urananreicherung durch einen Einsatz von TWR-Reaktoren insgesamt reduziert werden kann, ist gegenwärtig nicht bewertbar.

Die Qualität des im abgebrannten Brennstoff eines TWR verbleibenden Plutoniums für Kernwaffenanwendungen ist sehr gering. Dies stellt einen Vorteil gegenüber heutigen LWR, insbesondere aber auch gegenüber der Technologielinie dar.

Grundsätzlich sind Brutreaktoren jedoch gut geeignet, um größere Mengen Plutoniums in hoher Qualität für Kernwaffenanwendungen zu erzeugen (vgl. Kapitel 2.6.3). Es muss davon ausgegangen werden, dass auch im Brennstoff des TWR während der Brutphase qualitativ hochwertiges Plutonium in relevanten Mengen erzeugt wird. Für den Betreiber der Anlage besteht damit grundsätzlich die Möglichkeit, durch eine abweichende Be- und Entladestrategie auch kernwaffenfähiges Material gezielt zu erzeugen. Inwieweit dies für einen TWR ausgeschlossen werden kann, ist gegenwärtig nicht bewertbar.

Es ist erklärtes Ziel des TWR, auf eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies stellt gegenüber der Technologielinie des SFR einen Vorteil dar, entspricht allerdings dem heute bei LWR üblichen offenen Brennstoffkreislauf, so dass sich hieraus gegenüber heutigen LWR kein relevanter Unterschied ergibt.

5.2.5 Technologischer Entwicklungsstand

Als wesentliche Entwicklungsbereiche formuliert (Hejzlar 2021) neben der grundsätzlichen neutronenphysikalischen Auslegung von TWR-Reaktoren die Brennstoffentwicklung, thermohydraulische Fragestellungen sowie mechanische Auslegungsgrenzen.

Dabei sehen die Entwickler die Möglichkeiten einer umfassenden Modellierung und rechnerischen Auslegungsoptimierung vor der Realisierung eines Prototypreaktors als wichtigen Vorteil gegenüber bisherigen, historischen Entwicklungslinien. Neutronenphysikalische Rechenmodelle auf Basis von 3D-Diffusions- und Monte-Carlo-Programmen wurden durch Benchmarkrechnungen zu bisherigen Schnellen Reaktoren wie der Fast Flux Test Facility (FFTF) validiert, weiterhin werden Thermohydraulik- und numerische Strömungsmechanikprogramme (CFD-Codes) verwendet. Das Brennstoffverhalten wird mit dem finite Elemente Rechenprogramm ALCHEMY untersucht, für Sicherheitsuntersuchungen wurden die Programme SASSYS des ANL und RELAP-5 3D eingesetzt (Gilleland et al. 2016).

Eine grundsätzliche neutronenphysikalische Auslegung, mit der ein Gleichgewichtsbetrieb des TWR mit einer Beladung ausschließlich mit Natur- oder abgereichertem Uran erreicht wird, liegt vor. Dabei wird der Reaktorkern in sechs konzentrischen Ringen von Brennelementen mit unterschiedlichen Abbrandstufen aufgebaut.

Zentral für die Umsetzung des Konzepts eines TWR ist der erreichbare Brennstoffabbrand.

Um aus abgereichertem Uran zunächst Plutonium zu erbrüten und dieses auch wieder weitgehend zur Energieerzeugung zu nutzen, ist für den TWR ein möglichst hoher Abbrand erforderlich. Als minimal erforderlicher Zielabbrand, mit dem die Nutzung von abgereichertem Uran als frischer Brennstoff möglich wird, geben die Entwickler einen Wert von 30% an. Dies ist erheblich höher als die höchsten bislang erreichten Abbrände mit metallischem Brennstoff und HT9-Hüllrohren, welche die Entwickler mit 20% angeben (Hejzlar et al. 2013).

Der erreichbare Abbrand ist durch technische Grenzen nach oben begrenzt. Die Entwickler benennen hierfür als wesentlichen Grenzwert die Hüllrohrbelastung durch Strahlung oder thermisches Kriechen.

Die Hüllrohrbelastung kann durch Veränderung der Hüllrohrwandstärke beeinflusst werden, was allerdings zu Neutronenverlusten und dadurch zu einem höheren erforderlichen Mindestabbrand führt. Die Entwickler wollen die Hüllrohrbelastung daher durch eine geringere effektive Brennstoffdichte reduzieren. Durch eine geringere effektive Brennstoffdichte steht ein höheres Volumen für die Aufnahme von Spaltprodukten zur Verfügung, was das Brennstoffschwellen und die damit verbundene Belastung des Hüllrohrs reduziert. Die Entwickler streben daher eine effektive Brennstoffdichte von unter 75% an und damit einen Wert, der unterhalb der bisherigen metallischen Brennstoffe für natriumgekühlte Reaktoren liegt. Weiterhin sollen entstehende gasförmige Spaltprodukte aus dem Brennstab abgeführt werden, um einen Druckaufbau und die damit verbundene Belastung des Hüllrohrs auf unter 3% Dehnung zu begrenzen (Hejzlar 2021).

Die strahleninduzierte Belastung des Hüllrohrs beim vorgesehenen Zielabbrand geben die Entwickler mit ca. 500 dpa an, (Hejzlar et al. 2013) hat diesen Wert noch mit 600 dpa abgeschätzt. Dieser Wert liegt um einen Faktor 2,5 oberhalb des bisherigen maximalen Wertes von ca. 200 dpa, der mit Versuchsbrennstäben mit metallischem Brennstoff und einem ferritisch martensitischen Stahlhüllrohr erreicht wurde. Um dieses Ziel zu erreichen, entwickelt TerraPower einen fortgeschrittenen ferritisch martensitischen Stahl (TP HT9) mit optimierter Mikrostruktur. Um das

Bestrahlungsverhalten dieses Hüllrohrmaterials zu untersuchen, wurden bislang von TerraPower entwickelte Materialproben mit Schwerionen beschossen, um auf diese Weise vergleichbare Strahlenbelastungen wie im Reaktoreinsatz zu erzeugen. Dieses Material wurde mit historischen HT9-Hüllrohrmaterialproben, die in der amerikanischen Fast Flux Test Facility (FFTF) bestrahlt worden waren, verglichen. Dabei zeigte das TP HT9 ein deutlich geringeres Schwellverhalten bei gleicher Strahlenbelastung als das historische HT9. Allerdings werden durch die Schwerionenbestrahlung nicht alle Effekte der Hüllrohrbelastung beim Reaktoreinsatz abgebildet. Diese werden im Rahmen von Modellrechnungen abgeschätzt. Dabei gehen die Entwickler selbst von der Notwendigkeit eines Bestrahlungsprogramms zur Validierung der Modellberechnungen aus (Hejzlar 2021). Gemäß (Gilleland et al. 2016) werden Materialproben von TerraPower sowohl in Advanced Test Reactor am INL in den USA wie im BOR-60 am NIIAR in Russland bestrahlt und am INL werden Nachbestrahlungsuntersuchungen durchgeführt. Ein Test-Brennelement für strömungsmechanische Untersuchungen und zum Nachweis der industriellen Herstellbarkeit wurde von AREVA gefertigt.

Auch die übrigen Strukturmaterialien des Brennelements sind hohen Strahlendosen ausgesetzt, die zu einer Deformation der Strukturen des Brennelements im Laufe des Abbrands führen. Um dies zu vermeiden, werden in natriumgekühlten Reaktoren typischerweise verstärkte Stahlstrukturen verwendet, was allerdings wiederum zu Neutronenverlusten führt. Da diese beim TWR nicht wie bei anderen natriumgekühlten Reaktoren durch eine erhöhte Anfangsanreicherung ausgeglichen werden können, soll stattdessen für die Strukturmaterialien ebenfalls TP HT9 verwendet werden. Damit soll die Verformung der Brennelementkästen auf unter 3,3 mm begrenzt werden. Darüber hinaus werden die Brennelementstrukturen so optimiert, dass möglichst geringe Deformationskräfte durch interne Druckdifferenzen auftreten (Hejzlar 2021).

Da zwischen den Brennelementen ein Abstand von 3,5 mm vorgesehen ist, verbleibt bei einer maximalen Verformung von 3,3 mm nur ein sehr geringer Restabstand.

Für die Umsetzung der Gasentlastung des Brennstabs sind weiterhin Reinigungssysteme für die Abtrennung von Cäsium aus dem Kühlmittel sowie Systeme für die Abtrennung und Abklinglagerung insbesondere des Krypton-85 zu entwickeln.

Einen weiteren auslegungsbestimmenden Aspekt stellt die Notwendigkeit für eine neutronenphysikalisch stabile Kernauslegung dar. Diese wird bei großen SFR wesentlich durch den Natrium-Temperaturkoeffizienten mitbestimmt. Steigt im Reaktorkern die Leistung, so nimmt die Dichte des Natriums ab. Dadurch wird einerseits das Neutronenspektrum härter, was zu einem Reaktivitätsanstieg führt, andererseits kann es zu einer höheren Leckage von Neutronen aus dem Reaktorkern kommen. Da ein TWR mit einer möglichst geringen Leckage konzipiert werden soll, um die verfügbaren Neutronen soweit möglich für das Erbrüten von neuem Spaltstoff zur Verfügung zu haben, ist für den TWR grundsätzlich ein (stark) positiver Natrium-Temperaturkoeffizient zu erwarten. Um insgesamt unter Berücksichtigung weiterer Temperaturkoeffizienten einen negativen Gesamt-Koeffizienten zu erhalten, muss durch eine geeignete Auslegung der Wert des Natrium-Temperaturkoeffizienten ausreichend klein gehalten werden. Als Designparameter, die dafür genutzt werden sollen, um die Gesamtmenge des Natriums im Kern zu minimieren, benennt (Hejzlar 2021) ein möglichst kleines Brennstabgitter, einen möglichst geringen Abstand zwischen benachbarten Brennelementen sowie ein Brennstabdesign, bei dem auf eine Natriumfüllung zwischen Brennstoff und Hüllrohr zur Verbesserung des Wärmeübergangs verzichtet wird.

Bau und Betrieb eines Prototypreaktors (TWR-P) auf dem Weg zu einem kommerziellen System werden in (Hejzlar et al. 2013; Gilleland et al. 2016) als notwendiger Zwischenschritt angesehen, um

für den TWR spezifische Entwicklungen, wie die passive Abschaltvorrichtung und die Brennstoffhandhabung des TWR zu erproben sowie die berechneten Reaktivitätskoeffizienten des Gesamtsystems und die berechnete Gesamtneutronik zu validieren.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Mit Blick auf die Entwicklung von Hüllrohr- und Strukturmaterialien werden vom TWR spezifische Materialien auf ihre Einsatzfähigkeit unter anderem in Laborversuchen untersucht. Die bisherige Betriebserfahrung beziehungsweise die experimentelle Datenbasis deckt jedoch den für einen TWR benötigten Parameterraum noch bei weitem nicht ab. Auch für die Brennstoffentwicklung selbst besteht die Notwendigkeit von Bestrahlungsversuchen und Nachbestrahlungsuntersuchungen. Damit befindet sich der Stand der Materialentwicklung auch für den TWR noch im mitten im Bereich der „Angewandten Forschung“.

Für eine Anzahl betrieblich erforderlicher Systeme wie die Entgasung der Brennstäbe und die damit verbundene notwendige Kühlmittelreinigung bestehen bislang Konzeptideen, die jedoch noch nicht experimentell untersucht werden können. Auch für betriebliche Vorgänge wie die Brennstoffbe- und -entladung müssen erst noch technologische Lösungen entwickelt und getestet werden. Auch in diesem Bereich befindet sich der TWR daher noch im Bereich der „Angewandten Forschung“.

Zentral für die Sicherheit der Anlage ist die Kernausslegung und die exakte Vorhersage von sicherheitstechnischen Parametern wie den Reaktivitätskoeffizienten. Hierfür existieren bereits umfangreiche Rechenprogramme, die bereits im Rahmen des Auslegungsprozesses herangezogen werden. Allerdings müssen die Ergebnisse dieser Berechnungen immer noch an prototypischen Anlagen validiert werden. Die Nachweisführung kann daher als im Bereich der „Entwicklung“ eingestuft werden.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand des TWR aktuell als im Bereich der „Angewandten Forschung“ ein.

5.2.6 Realisierung

5.2.6.1 Geplanter Einsatzbereich

Grundsätzlich ist der TWR für den Einsatz zur Stromerzeugung vorgesehen. Dabei steht die Grundlastversorgung von großen Ballungszentren im Fokus (Gilleland et al. 2016). (Gilleland et al. 2016) geht von einer installierten Leistung von 450 GW an TWR-Reaktoren im Jahr 2100 aus.

Aufgrund der gegenüber LWR höheren Kernaustrittstemperaturen im Bereich von 500-540°C werden jedoch von TerraPower auch weitere Anwendungsmöglichkeiten geprüft. Hierzu soll der TWR mit einem integrierten Energiesystem gekoppelt werden (TWR-IES). Dazu soll die im TWR erzeugte Wärme zunächst an Wärmespeicher unter Verwendung bereits kommerziell erhältlicher Salzschnmelzen aus dem Bereich der Solarthermie übertragen werden. Die spätere Nutzung als Prozesswärme in der Industrie bzw. zur Wasserstoffherzeugung oder zur variablen Stromerzeugung im Lastfolgebetrieb wäre dann von der nuklearen Wärmeerzeugung entkoppelt. Die Entwickler versprechen sich davon weiterhin geringere Systemkosten (Hejzlar 2021).

Für eine Produktion von Wasserstoff in einem Hochtemperatur-Elektrolyseur bei 750-900°C sehen die Entwickler eine Aufheizung des Wasserdampfs durch die bei einer Temperatur von 500-540°C gespeicherte Wärme mit einer zusätzlichen elektrischen Aufheizung vor. Durch

Wärmerückgewinnung aus dem Elektrolyзатор sei der energetische Zusatzbedarf der elektrischen Aufheizung gering, so dass sich ein kosteneffizienter Betrieb ergeben würde (Hejzlar 2021, S. 654).

5.2.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

Die Idee von Reaktoren mit einem In-Situ Brüten und Verbrennen von Plutonium geht auf die späten 1950er Jahre zurück. Auf diese Überlegungen aufbauend wurde im Jahr 2006 die Firma TerraPower gegründet. Frühe Abschätzungen gingen von einer Realisierbarkeit eines Prototypreaktors Anfang der 2020er Jahre und eines global verfügbaren kommerziellen Systems wenige Jahre später aus (Hejzlar et al. 2013).

In (ARIS o.D.) wird noch von einem geplanten Bau der Prototypanlagen zwischen 2018 und 2023 sowie der Inbetriebnahme einer kommerziellen Anlage Ende der 2020er bzw. Anfang der 2030 Jahre ausgegangen.

(Gilleland et al. 2016) geben als geplantes Inbetriebnahmedatum für einen ersten Reaktor das Jahr 2026 an.

In einem auf der Homepage der Firma TerraPower veröffentlichten FactSheet (TerraPower, LLC 2020) wurde noch im Jahr 2020 als Ziel für eine Verfügbarkeit der TWR-Technologie die Mitte der 2020er Jahre angegeben. Damit wäre das TWR-Konzept wesentlich früher verfügbar als alle anderen Technologielinien der Generation IV Initiative. Es wird dort darauf verwiesen, dass die Firma in den letzten 10 Jahren bereits eine Versorgungsinfrastruktur für die wichtigsten Materialien, Komponenten und den Brennstoff aufgebaut habe. Als ein wesentlicher nächster Meilenstein wird der Bau des Versatile Test Reactors (VTR) in den USA benannt. Dieser soll insbesondere Testmöglichkeiten für Brennstoffe, Materialien sowie Sensoren zur Verfügung stellen. Ein erster TWR-Prototypreaktor (TWR-P) würde der Demonstration eines zuverlässigen Betriebs einer solchen Anlage sowie als regulatorische Basis für fortgeschrittene, kommerzielle Reaktoren dienen.

In einem aktualisierten FactSheet (TerraPower, LLC 2022a) wird demgegenüber das Reaktorkonzept des TWR nur noch als wichtiges Langzeitziel der Entwicklungen bei TerraPower angesehen. Aktuell hat sich der Schwerpunkt der Entwicklungen der Firma TerraPower auf ein kleineres, dem Spektrum der kleinen, modularen Reaktoren zuzuordnendes Projekt unter dem Namen „Natrium“ verlagert.

Fazit Projektverlauf

Die grundsätzliche Idee für Reaktoren mit einem in-situ Brüten von Spaltstoff ist bereits sehr alt. Das Konzept des TWR baut auf bisherigen Ansätzen für SFR auf und strebt danach, dies mit Konzepten zum in-situ Brüten weiterzuentwickeln.

Die ursprünglich von den Entwicklern hierfür formulierten Zeitpläne konnten jedoch nicht eingehalten werden. Während die ursprüngliche Zeitplanung von einer Errichtung eines Prototyps innerhalb von 15 Jahren ausging, ist nach 15 Jahren Entwicklung die Errichtung eines Prototyps weiterhin nicht in Sicht. Während die ursprüngliche Planung den Bau einer kommerziellen Anlage nach 25 Jahren vorsah, ist die weitere Entwicklung des TWR-Konzepts und der Bau einer Anlage für die Entwickler nur noch als Langfristziel angesehen. Insgesamt ist der bisherige Projektverlauf damit von massiven Zeitverzögerungen betroffen, bis hin zu einer Verlagerung auf andere Entwicklungsrichtungen.

5.2.6.3 Kosten

Da es sich bei einem Natrium-Kühlkreislauf um ein Niederdrucksystem handelt, erwarten sich die Entwickler, zusammen mit den geringen Kosten für die Brennstoffver- und -entsorgung, erhebliche Kosteneinsparungen im Bereich der Investitions- und Betriebskosten (TerraPower, LLC 2020).

Durch die gewählte Brennstoffstrategie entfallen Kosten für Anreicherung und Wiederaufarbeitung von Brennstoffen. Kosten für eine Anreicherung von Uran fallen nur für den Erstkern eines TWR an. Eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff wird explizit nicht vorgesehen. Dadurch sollen Kosten für Errichtung und Betrieb entsprechender Anlagen sowie für die Entsorgung verbleibender Abfälle vermieden werden (Hejzlar 2021).

Die Entwickler argumentieren weiterhin, dass auch Zwischenlagerungs- und Endlagerkosten aufgrund der pro erzeugten Energiemenge geringeren anfallenden Volumina an abgebranntem Brennstoff geringer sind als bei heutigen LWR (Hejzlar 2021).

In (Gilleland et al. 2016) werden die Investitionskosten (Overnight costs) für einen TWR als vergleichbar zu einem heutigen neuen LWR angegeben. Die im Laufe einer 60-jährigen Betriebszeit eines TWR anfallenden Einsparungen bei den Ver- und Entsorgungskosten werden mit 4 bis 5 Mrd. USD angegeben.

Als wesentlichen Kostenvorteil identifiziert (Hejzlar 2021) die Möglichkeit einer Trennung des nuklearen Wärmeenergieerzeugungssystems von der späteren Nutzen der so erzeugten Wärme durch die Nutzung eines intermediären Wärmespeichersystems auf Basis eines Zwischenkühlkreislaufs mit einer Salzschnmelze. Demnach sind die hohen Systemkosten heutiger LWR wesentlich durch die Komplexität des Gesamtsystems und die hohen regulatorischen Anforderungen verursacht. Durch eine vereinfachte, auf die reine Wärmeproduktion reduzierte Aufgabe des nuklearen Anlagenteils und die räumliche und systemtechnische Trennung des Anwendungsteils versprechen sich die Entwickler erhebliche Kostenreduktionspotentiale.

Fazit Kosten

Die Entwickler verweisen einerseits auf mögliche Kosteneinsparungen im Bereich der Investitionskosten für einen TWR, schätzen andererseits selbst jedoch die Investitionskosten als vergleichbar zu heutigen LWR ein. Auch die vorliegenden Angaben zur erwarteten Lebensdauer einer Anlage sind widersprüchlich. Die bisherige Betriebserfahrung mit SFR weist insgesamt auf ein hohes Risiko mit Blick auf die zu erwartende Lebensdauer eines SFR hin, vgl. Kapitel 4.1. Es ist aus heutiger Sicht nicht erkennbar, dass ein TWR gegenüber heutigen LWR signifikante Einsparungen im Bereich der Investitionskosten aufweisen könnte, aufgrund des bislang hohen technologischen Risikos von SFR ist eher von einem Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen.

Auch bei heutigen LWR verfolgen nur wenige Länder die Strategie einer Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennstoffen. Hieraus ergeben sich also keine Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR mit einer direkten Endlagerung abgebrannter Brennstoffe. Allerdings würden sich Kostenvorteile im Vergleich zu anderen Konzepten für schnelle Brutreaktoren mit dem Konzept einer Wiederaufarbeitung und Plutoniumweiterverwendung ergeben (vgl. bspw. Kapitel 5.1). Der Entfall von Kosten für die Urananreicherung kann zu geringfügigen Kostensenkungen im Bereich der Versorgung führen.

Geringe Abfallvolumina können zu geringer Zwischen- und Endlagerkosten führen. Allerdings verändert sich auch die chemische Form des abgebrannten Brennstoffs sowie sein radiologisches

Inventar und seine Wärmeleistung. Inwieweit hieraus die Notwendigkeit für spezielle Konditionierungsschritte erforderlich wird, bzw. ob zusätzliche Kosten oder Zeitbedarfe bei der Zwischenlagerung entstehen, wird von den Entwicklern nicht diskutiert.

Insgesamt stellt die Brennstoffver- und -entsorgung bei heutigen LWR nur einen geringen Anteil der Stromgestehungskosten, vgl. auch Kapitel 2.5. Signifikante Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR lassen sich auf Basis dieser Unterschiede daher nicht erwarten.

5.3 LFR: BREST-OD-300

Der BREST-OD-300 (Быстрый Реактор Естественной безопасности für Schneller Reaktor mit inhärenter Sicherheit) ist ein Reaktor aus der Technologielinie der LFR (Kapitel 4.2) und wird als Demonstrationsreaktor eines kommerziellen Reaktorkonzepts mit einer elektrischen Leistung von 300 MW und einer thermischen Leistung von 700 MW zum Einsatz in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf in Russland gebaut. Er strebt dieselben Ziele wie andere GIF-Systeme an, die Verbesserung der Sicherheitseigenschaften, der Proliferationsresistenz, der Wirtschaftlichkeit und die Nutzung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs zur besseren Uranausnutzung (Adamov et al. 2021). Mit Hilfe des Reaktors sollen umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsprogramme hin zu einem industriellen Reaktorkonzept durchgeführt werden.

Erste Reaktorkonzepte wurden schon Anfang der 2000er Jahre vorgestellt (Filin et al. 2003; Filin et al. 2001; Khalil et al.). Der BREST-OD-300 folgt aus der russischen und ehemals sowjetischen Entwicklungslinie bleigekühlter Schneller Reaktoren und teilt die meisten wesentlichen Eigenschaften der Technologielinie. Er ist das am weitesten fortgeschrittene Reaktorkonzept der LFR, Baubeginn war im Sommer 2021.¹⁸³ Es ist in der Folge ein Reaktorkonzept mit größerer Leistung, der BREST-1200, geplant.

Die folgende Darstellung beruht wenn nicht anders angegeben auf (Schulenberg 2020; Alemberti 2021; Adamov et al. 2021; GIF 2021a).

5.3.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Der Reaktorkern und der komplette primäre Kühlkreislauf sowie die Reflektoren als auch die Ausstattung zum Brennelementwechsel befinden sich im Reaktorbehälter. Der Reaktorbehälter besteht aus Stahlbeton mit mehreren Kavernen und ist thermisch isoliert. Die Innenseite des Stahlbetons ist mit Stahl ausgekleidet. In einer zentralen Kaverne befindet sich der Reaktorkern, in dem auch abgebrannte Brennelemente eingelagert werden. Der Reaktorkern ist umgeben von einem Innenbehälter, der den heißen vom kalten Bereich des Reaktors trennt. In vier weiteren Kavernen befinden sich die vier Kreisläufe des Kühlsystems inklusive einer Kühlmittelpumpe, zweier Dampferzeuger und zweier Tauchkühler je Strang. Insofern ist die Bauweise eine Mischung aus „Pool“-Bauweise mit Elementen der „Loop“-Bauweise. Die Wärme wird an einen sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf mit 505°C bei einem Druck von 17 MPa übertragen, so dass ein Wirkungsgrad von 42% erreicht werden kann. Das Speisewasser ist auf 340°C vorgewärmt, um dadurch ein lokales Einfrieren des Bleis zu verhindern.

Die Kernein- und -austrittstemperatur liegen bei 420°C und 535°C. Das Blei strömt mit einer relativ langsamen Geschwindigkeit von 2 m/s aus dem Kern durch koaxiale Rohrleitungen in die Kavernen mit den Dampferzeugern und kühlt sich beim Durchströmen der Dampferzeuger nach unten ab. Das abgekühlte Blei wird mittels der vertikalen Kühlmittelpumpe auf eine Füllstandshöhe gefördert, die 1,60 m höher ist als das Niveau des heißen Bleis im Reaktor. Von dort läuft das kalte Blei über die koaxiale Rohrleitung zurück und an der Außenwand des Innbehälters, der den Kern umschließt, nach unten und von dort zurück in den Kern. Der Innenbehälter des Kerns und die Stahlhülle der zentralen Kaverne werden so gekühlt und Korrosion an der Behälterwand durch heißes Blei vermindert. Durch den Systemaufbau soll verhindert werden, dass bei Leckagen an den

¹⁸³ <https://rosatom-europe.com/de/press-centre/news/19156/>

Dampferzeugern Dampfblasen in den primärseitigen Kühlmittelstrom gelangen kann. Durch ein Druckabbausystem wird ein Überdruck im Primärsystem vermieden.

Zwischen der zentralen Kaverne und den vier umliegenden Kavernen befindet sich ein Heizsystem, in dem Dampf, der zunächst aus der Nachwärme des Reaktors erzeugt wird, die zentrale Kaverne und die anderen Systeme auf 400°C wärmt. Bei Ausfall der Kühlmittelpumpen stellt sich eine Naturkonvektion ein, zunächst getrieben vom Temperaturgefälle des Bleis, bis sich die Pegelstände anpassen. In diesem Fall übernehmen dann die Tauchkühler die Nachwärmeabfuhr an ein passives System und erzeugen eine Naturkonvektion entlang der Tauchkühler und der äußeren Behälterwand, die ebenfalls durch Kühlsysteme im Beton der Behälterwand gekühlt werden.

Der Reaktorkern mit einem Durchmesser von 2,4 m arbeitet bei einer Leistungsdichte 500 MW/m³. Er befindet sich in der zentralen Kaverne und besteht aus einem weiten Gitter mit großen Abständen, um großen Kühlmittelfluss für eine Naturkonvektion zur Nachwärmeabfuhr zu ermöglichen. Die Brennelemente sind hexagonal aufgebaut mit einem weiten Abstand von 13 mm zwischen den Brennstäben, die einen Durchmesser von 10 mm bei einer Länge von 3,2 m aufweisen. Dabei beträgt die aktive Länge 1,1 m. Blankets zum Brüten neuen Spaltstoffs sind nicht vorgesehen, sie wurden durch Bleireflectoren im Kern ersetzt. Allerdings sollen die Brennstäbe im oberen und unteren Bereich, neben einem großen Spaltgasplenum, noch Uran-238 enthalten. Das Hüllrohr soll aus einem ferritisch-martensitischen Chromstahl gefertigt werden und einer Hüllrohrtemperatur von 650°C ausgesetzt sein. Es ist eine Zykluszeit von 300 Tagen zwischen den Brennelementwechseln vorgesehen.

Der Reaktorbrandstoff besteht aus einem sehr gut wärmeleitfähigen Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoff (mixed nitride uranium plutonium fuel, MNUP oder MNIT). Nitridbrennstoff ist wesentlich besser zur Wärmeleitung geeignet als MOX, so dass die Brennstablängenleistung höher sein kann (ca. 40 bis 42 kW/m). Es kommt abgereichertes Uran zum Einsatz und Plutonium mit einer Zusammensetzung, die dem abgebrannten Brennstoff eines VVER-LWR nach entsprechender Abkühlung und Wiederaufarbeitung entspricht. Nitridbrennstoff wirkt sich durch die hohe Dichte günstig auf die in-situ Bruteigenschaften im Uran aus und ebenfalls auf die Rückhalteigenschaften für Spaltgase, so dass der Brennstabinnendruck relativ gering z. B. gegenüber MOX bleibt. Bei der Wiederaufarbeitung ist dann eine gemeinsame Abtrennung von Uran-Plutonium und der Minoren Aktinide (U-Pu-MA) vorgesehen, ohne Plutonium zu separieren. Die Wiederaufarbeitung erfolgt direkt auf dem Anlagengelände, wodurch Transporte frischer und abgebrannter Brennelemente vermieden werden.

Neben den typischen Eigenschaften von LFR wie einem hohen Siedepunkt, Einfrieren und Verschluss bei bestimmten Leckagen, hohe Wärmekapazität und dadurch längere Reaktionszeiten für Sicherheitssysteme sowie den neutronischen Eigenschaften und dem Einfluss auf die Leistungsverteilung im Kern, hat Blei als Kühlmittel im BN-300 auch die Eigenschaft, dass es sich gut zur Kombination von Nitridbrennstoffen bei gleichzeitigem Erhalt einer Brutrate über Eins eignet, das Aufrechterhalten einer kleinen Überschussreaktivität ermöglicht und dadurch die Verhinderung einer prompt-kritischen Leistungsexkursion (Adamov et al. 2021).

5.3.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Der BREST-OD-300 teilt die grundlegenden Sicherheitseigenschaften der Technologielinie der LFR (siehe Kapitel 4.2.5) wie die inerten Eigenschaften von Blei, niedriger Druck und niedrige Austrittstemperatur, ein integraler primärer Kühlkreislauf zur Vermeidung von

Kühlmittelverluststörfällen, Vermeidung eines positiven Reaktivitätseintrags durch Kühlmittelverdampfung aufgrund der hohen Siedetemperatur des Bleis, die Möglichkeit der passiven Nachwärmeabfuhr durch Naturkonvektion und die niedrige Leistung.

Ein Dampferzeuger-Heizrohrversagen wird durch die räumliche Trennung der Dampferzeuger vom Reaktorkern beherrscht, so dass freigesetzter Wasserdampf nicht in den Reaktorkern eindringt.

Der Kern ist so ausgelegt, dass die Überschussreaktivität geringer ist als der Anteil der verzögerten Neutronen und dadurch prompt überkritische Zustände selbst bei Zufuhr der vollen Überschussreaktivität vermieden werden, wie etwa bei einem vollständigen Ausfahren der Steuerstäbe. Bei Zufuhr der vollen Überschussreaktivität würde der Kern eine maximale Brennstofftemperatur von 1640°C und eine Hüllrohrtemperatur von 1260°C für wenige Sekunden erreichen, ohne dass der Brennstoff schmilzt oder das Kühlmittel siedet.

Bei Ausfall der Stromversorgung bei gleichzeitigem Versagen der mechanischen Abschaltssysteme werden maximale Hüllrohrtemperaturen von ca. 900°C erreicht. Im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung reichen zwei der vier Notkühlsysteme aus, um die Nachwärme abzuführen. Die Wahrscheinlichkeit eines Lecks mit teilweisem Kühlmittelverlust bei der gewählten Behälterkonstruktion wurde rechnerisch mit nicht mehr als $9,7 \times 10^{-10}$ pro Jahr bestimmt.

Die Sicherheitsanalysen der Entwickler gehen davon aus, dass schwere Unfälle ohne Einwirkungen von außen nur mit einer Wahrscheinlichkeit von $6,5 \times 10^{-9}$ pro Jahr auftreten. Diese geringe Wahrscheinlichkeit ergibt sich, da die Entwickler davon ausgehen, dass eine Kernzerstörung mit einer Kernschmelze, siedendes Kühlmittel und eine Unterbrechung der Naturkonvektion praktisch ausgeschlossen sind und eine Freisetzung von Radioaktivität selbst in konservativen Szenarien innerhalb der Grenzwerte bleiben. Für Kernkraftwerke mit einer Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle kleiner als $3,2 \times 10^{-8}$ pro Jahr seien keine Evakuierungszonen oder mögliche Umsiedlungen zum Schutz der Bevölkerung einzuplanen (Adamov et al. 2021).

Fazit Sicherheit

Der BREST-OD-300 teilt die grundlegenden Sicherheitseigenschaften der Technologielinie der LFR (siehe Kapitel 4.2.5) und weist zusätzliche Eigenschaften auf wie u. a. die Mischung aus Elementen der „Pool“- und der „Loop“-Bauweise mit einer räumlichen Entkopplung der Dampferzeuger vom Primärkreis, der Verhinderung von Dampfeinträgen in das primäre Kühlmittel beim Dampferzeugerheizrohrleck und der geringen Überschussreaktivität, oder der geringen maximalen Brennstoff- und Kühlmitteltemperaturen auch bei Stör- und Unfällen, welche die Sicherheit gegenüber anderen Reaktorkonzepten verbessern soll.

Die Entwickler geben an, dass schwere Unfälle ohne Einwirkungen von außen extrem unwahrscheinlich sind. Es soll daher auch nicht notwendig sein, Evakuierungszonen einzurichten. Damit hätte der BREST-OD-300 im Vergleich zu LWR einen Vorteil im Bereich der Sicherheit.

5.3.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Der BREST-OD-300 teilt die grundlegenden Eigenschaften bezüglich der Ver- und Entsorgung der Technologielinie der LFR bei Einsatz von Blei als Kühlmittel (siehe Kapitel 4.2.6).

Eine Charakteristik von Nitridbrennstoff ist die Entstehung von Stickstoffgas und die Entstehung von radioaktivem Kohlenstoff-14 aus Stickstoff-14 während der Bestrahlung. Kohlenstoff-14 ist aufgrund seiner Halbwertszeit von 5370 Jahren in hohen Konzentrationen bei der Entsorgung problematisch.

Um die Entstehung von Kohlenstoff-14 zu vermeiden sollte der rezyklierte Brennstoff normalerweise mit Stickstoff-15 angereichert werden, mit entsprechenden Kostennachteilen. Bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente des BREST-OD-300 wird in Russland eine Kombination aus hydrometallurgischen und pyrochemischen Prozessen erforscht. Bei diesen Prozessen ist geplant, dass Kohlenstoff-14 nicht als CO₂ in die Gasphase übergeht und daher in elementarer Form als Schicht auf der Oberfläche der Schmelze zurückbleibt und einfach und kompakt entnommen werden kann. Es ist daher geplant, mit nichtangereichertem Stickstoff im Brennstoff für den BREST-OD-300 zu arbeiten (OECD-NEA 2018).

Bezüglich der Brutrate wird der Kern zunächst mit wiederaufgearbeitetem Plutonium aus LWR-Brennstoff beladen, es wäre aber auch möglich, angereichertes Uran mit einer Anreicherung kleiner als 15% zu verwenden. Der Kern hat eine leicht positive Brutrate und es wird ein Gleichgewichtszustand angestrebt, in dem neue Brennelemente aus dem wiederaufgearbeiteten Plutonium, Minoren Aktiniden und Uran gefertigt werden und lediglich abgereichertes Uran in den Brennstoffkreislauf zugeführt wird. Es soll daher nur die Entsorgung der Spaltprodukte nötig sein. Für diese ist eine langfristige Zwischenlagerung in speziellen Lagerhallen vorgesehen und die anschließende Konditionierung in stabilen Abfallgebinden für die Endlagerung.

Fazit Ver- und Entsorgung

Die Versorgung hätte bei Einbindung in den angedachten Brennstoffkreislauf den Vorteil, keinen frischen Spaltstoff zu benötigen und damit auf eine Anreicherung von Uran verzichten zu können, lediglich abgereichertes Uran würde benötigt. Dies wäre ein Vorteil des BREST-OD-300 gegenüber einem offenen LWR-Brennstoffkreislauf.

Im Gleichgewichtsbetrieb entstehen keine zusätzlichen Aktiniden, aber die Menge an Spaltprodukten würde sich erhöhen. Durch die Wiederaufarbeitung entstehen zusätzliche Abfallströme und betriebliche Strahlenemissionen und -risiken. Die Spaltprodukte müssten nach langfristiger Zwischenlagerung entsorgt werden. Eine längere Zwischenlagerung ist dabei nicht spezifisch für das Reaktorkonzept, sondern könnte in jedem Reaktorkonzept und Brennstoffkreislauf zur Reduzierung der Dosis und Wärmeleistung der Abfälle genutzt werden. Die Langzeitsicherheitsanalysen für geologische Endlager sind aber kaum durch die Aktiniden sondern durch langlebige mobile Spaltprodukte geprägt. Der BREST-OD-300 hätte bei der Entsorgung keine signifikanten Vor- oder Nachteile gegenüber heutigen LWR.

5.3.4 Proliferationsrisiken

Auf eine Anreicherung von Uran kann verzichtet werden. Allerdings muss der erste Kern eine Menge an separiertem Plutonium enthalten bzw. LEU.

Alle Brennelemente enthalten im Gleichgewichtszustand dieselbe Masse an Plutonium. Uran-Blankets sind nicht vorgesehen und der Austausch einzelner Brennelemente gegen Blankets ist aufgrund der geringen Überschussreaktivität begrenzt. Allerdings wird angegeben, dass die Brennstäbe ober- und unterhalb der aktiven Zone Uran-238 enthalten, in dem nahezu reines Plutonium-239 gebrütet würde.

Während der Wiederaufarbeitung soll ein homogener Materialfluss aus Uran und Transuranen separiert werden, so dass diese Materialmischung noch eine hohe Strahlenbarriere aufweisen würde. Wie proliferationsresistent die Wiederaufarbeitung ist, hängt von der eingesetzten Technologie ab, und wie einfach eine Umstellung auf eine reine Plutoniumseparation oder die

Entnahme eines Zwischenprodukts mit hohen Anteilen an Plutonium wäre, das Plutonium wäre mit Reaktorplutonium aus LWR vergleichbar.

Die Wiederaufarbeitungsanlage soll direkt auf dem Anlagengelände des Reaktors errichtet werden. Transporte und die damit zusammenhängenden Proliferationsrisiken würden entfallen.

Fazit Proliferationsrisiken

Die Proliferationsrisiken des BREST-OD-300 unterscheidet sich nur wenig von der Technologielinie der LFR und SFR (siehe Kapitel 4.2.7).

Besonders relevant ist die Möglichkeit, waffengrädiges Plutonium brüten zu können. Uranblankets sind allerdings nicht vorgesehen und der Einsatz von Uranblankets daher aus Kritikalitätsgründen limitiert. Die Nutzung einer Wiederaufarbeitung erhöht mögliche Proliferationsrisiken und erfordert höheren Aufwand bei der Spaltmaterialkontrolle und bei Überwachungsmaßnahmen. Bei Nutzung reiner MOX- oder Transmutationsbrennstoffe würde die Notwendigkeit zur Urananreicherung wegfallen.

Gegenüber dem LWR hat der BREST-OD-300 keine signifikanten Vor- oder Nachteile bei der Proliferationsresistenz, wenn ein offener Brennstoffkreislauf mit der Nutzung von LEU zu Grunde gelegt wird.

5.3.5 Technologischer Entwicklungsstand

In die bisherige Entwicklung des BREST-OD-300 sind umfangreiche Testprogramme eingegangen. Getestet wurde nach (Adamov et al. 2021; GIF 2021a):

- Beim Dampferzeugerheizrohrleck wurde experimentell nachgewiesen, dass ein Leck kein Versagen hervorrufen würde und benachbarte Rohre nicht beschädigt werden.
- Durch Berechnungen wurde gezeigt, dass der angenommene Eintrag von Dampf in den Kern bei einem Dampferzeugerheizrohrleck keinen positiven Reaktivitätseffekt verursachen würde. Durch die Positionierung der Dampferzeuger wurde die Wahrscheinlichkeit für einen Dampfeintrag erheblich verringert. Entsprechende Experimente in der Fast Critical Facility (BFS) sollen noch durchgeführt werden.
- Zur Überprüfung der Pumpen wurde eine Vielzahl an Studien durchgeführt zur Strömungsoptimierung der Laufradschaufeln durch sowohl Experimente an skalierten Modellen und an Modellen in voller Größe als auch Berechnungen. Ein automatisches Kontroll- und Überwachungssystem wurde entwickelt. Ebenfalls wurden die Lager optimiert. Die Tests der Dichtungen im Originalmaßstab haben gezeigt, dass die Leckage der Dichtungsflüssigkeit die zulässigen Werte nicht überschreitet. Für die nächste Phase ist eine umfassende Überprüfung der Funktionsfähigkeit des Prototyps einer Pumpe geplant.
- Die Bleikühlmitteltechnologie wird von den Entwicklern mit dem Reifegrad des „Einsatz“ angegeben. Das Hauptaugenmerk sei daher auf die Entwicklung und Erprobung spezifischer Elemente und technologischer Systeme gerichtet worden. Das Verfahren zur Anreicherung von Blei mit Sauerstoff unter Verwendung von Oxidgranulat (PbO) und das Verfahren zur Entnahme von Bleiprobe für die Analyse wurden ausgearbeitet, Messverfahren wurden entwickelt und zertifiziert. Es wurde eine Routine für das Bleikühlmittel entwickelt, einschließlich Reinigung und Dekontamination, und durch umfangreiche Tests bestätigt. Die Abwesenheit von übermäßiger

Materialkorrosion bei der regulierten Sauerstoffkonzentration in Blei von 1×10^{-6} ppm bis 4×10^{-6} ppm wurde experimentell nachgewiesen. Die Korrosionsbeständigkeit von Gerätstahl EP302-Sh im Bereich 420-540°C bis zu $5,3 \times 10^4$ h und EP302M-Sh bei 450-550°C bis zu $2,8 \times 10^4$ h wurde nachgewiesen. Das System zur Überwachung und Kontrolle des Kühlmittels wurde getestet und qualifiziert und steht zum Einbau bereit.

- Eine große Anzahl an experimentellen Studien zur Analyse von Spalt- und Aktivierungsprodukten im Kühlmittel wurde durchgeführt, um Sicherheitsanalysen für Betriebstemperaturen und Unfallbedingungen mit signifikanter Erhöhung der Kühlmitteltemperatur auf 680°C durchzuführen. Daraus ergab sich auch die Notwendigkeit zur Reinigung des Bleis für das anfängliche Kühlmittelinventar bei gleichzeitiger Minimierung der damit verbundenen Kosten.
- Die Brennstoffentwicklung für Nitridbrennstoffe wurde in Pilotfertigungsanlagen implementiert und die Fertigung verbessert während gleichzeitig die industrielle Produktion für den BREST-OD-300 vorbereitet wird.
- Der Abbrand soll zunächst gering gehalten werden, bei 6% des anfänglichen Schwermetallanteils und später auf 9-10% gesteigert werden. Dazu wurden im BN-600 und im BOR-60 bereits über 1000 Brennelemente bestrahlt. Dabei wurden die Versuchsbrennelemente bis zu einem Zielabbrand von 6% bestrahlt. Dies entspricht dem Zielabbrand der Erstbeladung des BREST-OD-300. Im Experiment ETVS-11 etwa wurden 61 dem BREST-OD-300 ähnliche Brennelemente mit Nitridbrennstoff und EP-823Sh-Hüllrohrwerkstoff getestet und ein Abbrand von 8,3% des anfänglichen Schwermetallanteils bei einer Hüllrohrbelastung von 98 dpa erreicht. Eine Bestrahlung bis zu einem Zielabbrand von 8,5% wurde ebenfalls erfolgreich durchgeführt, die Versuche laufen bis zu einem Zielabbrand von 9,2% des anfänglichen Schwermetallanteils weiter. Damit wurde eine Belastung des Hüllrohrmaterials von bis zu 110 dpa erreicht. Alle wesentlichen Betriebsbedingungen wurden in den Versuchen nachgewiesen (GIF 2021a, S. 15).
- Brennelemente-Mock-Ups wurden unter industriellen Bedingungen gefertigt und einer Reihe an Materialtest unterzogen und das Laden und Entladen des Kerns experimentell getestet. Erste Testbrennelemente für Uran-Plutonium-Nitrid-Brennstoffe für den Einsatz in Schnellen Brütern vom Typ BREST-OD-300 wurden hergestellt.¹⁸⁴
- Am Material des Reaktorbehälters wurde eine Vielzahl von Versuchen durchgeführt – an verschiedenen Betonproben und an Modellen des Behälters selbst. Anhand eines maßstabsgetreuen Modells des Behälterbodens wurde bestätigt, dass die maximal zulässigen Temperaturen der Gebäudestrukturen nicht überschritten werden. Die Eigenschaften von Hochtemperaturbeton wurden experimentell bei Temperaturen von 400-700°C und unter Bestrahlung ermittelt. Die chemische Inertheit des Bleikühlmittels in Bezug auf Beton wurde gezeigt. An einem maßstabsgetreuen Modell, das für den zentralen Teil des Behälters entwickelt wurde, wurden die Eigenschaften des Behälters unter Wärmelast bestimmt und die Parameter der Gasfreisetzung. Es wurden ausreichende Kenntnisse gesammelt, um mit der Herstellung des Reaktorbehälters des BREST-OD-300 zu beginnen.
- Mit Computercodes und Experimenten wurde bestätigt, dass die kleine Überschussreaktivität auch zu Betriebsbeginn erreicht werden kann. Die Experimente beruhen auf Versuchsaufbauten

¹⁸⁴ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-completes-testing-of-latest-fast-reactor-fu>, zuletzt aufgerufen 15.01.2021.

aus Blei und einem Modell des Nitridbrennstoffs. Ein maßstabsgetreues Modell des Kerns im BFS-2 Teststand ist geplant.

- Die rechnerische Validierung der thermohydraulischen Eigenschaften des Kerns wurde durchgeführt. Eine experimentelle Validierung der hydraulischen Eigenschaften von Brennelementen und Reflektorblöcken wurde für Wasser und Blei durchgeführt und die Rechnungen validiert.
- Die Reibungskorrosion wurde in Tests an kleinen Stabkorrosionsmodellen nachgewiesen, die 2500 und 5000 Stunden lang in flüssigem Blei durchgeführt wurden und einen Hüllenabrieb von weniger als 0,5 µm zeigten. Die Gesamtausdünnung des Brennstabhüllrohrs wurde mit 60 µm berechnet.
- Es ist geplant, einen Stand zur experimentellen Untersuchung der Schwingungseigenschaften in den Dampferzeugern zu errichten. Blei hat ein hohes spezifisches Gewicht, so dass es notwendig ist, die Möglichkeit eines abhängigen Versagens der Dampferzeugerheizrohre zu analysieren, wenn eines von ihnen drucklos wird.

Im „Siberian Chemical Combine“ in Seversk befindet sich eine Fabrik zur Herstellung von Uran-Plutonium-Nitridbrennstoffen im Aufbau.¹⁸⁵ Ab 2022 sollten hier im Rahmen des Projekts PRORYV Brennelemente für den BREST-OD-300 sowie den BN-1200 hergestellt werden.

Zum Entwicklungsstand von Nitridbrennstoffen mit Minoren Aktiniden werden keine bisherigen Erfahrungen berichtet, vor allem in Hinsicht auf eine großtechnische Umsetzung. Ebenfalls werden keine Angaben gemacht zum Entwicklungsstand der Wiederaufarbeitungstechnologien.

Entsprechend vergleichbarer Einschätzungen in (Öko-Institut e.V. 2022) bezüglich der Brennstofffertigung von MOX mit Minoren Aktiniden wird der Entwicklungsstand als gering eingeschätzt, ebenso im Bezug auf die notwendigen Wiederaufarbeitungstechnologien. Beide sind vom Entwicklungsstand daher im Bereich der „Angewandten Forschung“ einzuschätzen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Es haben umfangreiche Entwicklungsarbeiten zum BREST-OD-300 stattgefunden. Vor allem die Brennstoffentwicklung scheint weit fortgeschritten zu sein und die Entwickler zeigen sich zuversichtlich, die verbleibenden Aufgaben zu maßstabsgetreuen Tests während der Bauzeit des Reaktors zu lösen. Für den Bau der Wiederaufarbeitungsanlage und der Brennstofffertigung mit einer Nutzung Minorer Aktinide sind noch erhebliche Entwicklungsarbeiten notwendig, beide sind maximal vom Entwicklungsstand im Bereich „Angewandte Forschung“.

Der Entwicklungsstand des BREST-OD-300 ist zwischen „Angewandte Forschung“ und „Einsatz“ einzuschätzen.

5.3.6 Realisierung

Der BREST-OD-300 soll vor allem die bessere Ausnutzung von Uran ermöglichen und als frischen Brennstoff nach dem Erreichen eines Gleichgewichtszustand in der Spaltmaterialbalance lediglich abgereichertes Uran verwenden.

¹⁸⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/TVEL-unit-launches-CFR-600-fuel-manufacturing-site>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

5.3.6.1 Zeitlicher Projektverlauf

Erste Entwicklungsarbeiten begannen 1995 basierend auf Erfahrungen aus Blei-Bismut gekühlten U-Boot-Reaktoren in der Sowjetunion. Erste Machbarkeitsstudien erschienen seit den 2000er Jahren (Filin et al. 2003; Filin et al. 2001; Khalil et al.). Seit 2011 wurden die F&E Arbeiten intensiviert und 2014 wurde eine Vorstudie des BREST-OD-300 vorgelegt, die 2015 durch eine Expertengruppe positiv evaluiert wurde. 2016 wurde der Bau für den Standort Sewersk, eine Stadt im Oblast Tomsk, geplant. Das Konzept wurde später noch einmal geändert und 2018 erneut evaluiert.

Im Jahr 2019-2020 erfolgte ebenfalls eine positive Beurteilung durch die russische Akademie der Wissenschaften, die den Bau empfahl und bestätigte, dass der Entwurf dem modernen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Das Gutachten empfahl einen sofortigen Baubeginn, da einige der Probleme und dazu notwendige Forschungs- und Entwicklungsarbeiten während des Probetriebs gelöst werden könnten. Im Jahr 2020 wurde die Genehmigung erteilt. 2021 wurde mit dem Bau begonnen. Die Inbetriebnahme ist für 2026 geplant. 2018 wurde die Planung für ein kommerzielles Reaktorkonzept, den BR-1200 mit einer thermischen Leistung von 2930 MW und einer elektrischen Leistung von 1260 MW vorgestellt (Adamov et al. 2021). Eine Wiederaufarbeitungsanlage soll 2028 in Betrieb gehen.

Fazit Projektverlauf

Die Planungen von ersten Skizzen Anfang der 2000er Jahre bis zum Spatenstich 2021 sind schneller verlaufen als bei anderen Reaktorkonzepten der SNR, vor allem in der Phase nach einer ersten ausführlichen Vorstudie seit 2014. Einige Entwicklungsarbeiten sollen aber noch während des Baus durchgeführt werden. Angesichts von Vorerfahrungen im sowjetischen U-Boot-Programm zeigen sich die Entwickler zuversichtlich, alle anstehenden Probleme vor Fertigstellung lösen zu können. Der Reaktor wird zunächst mit Brennstoff ohne Minore Aktinide und Wiederaufarbeitung betrieben werden.

5.3.6.2 Kosten

Zu den Kosten liegen derzeit keine Angaben vor. Die Kosten zu Entwicklung und Bau werden vom russischen Staat getragen.

Fazit Kosten

Die Brennstoffver- und -entsorgung bei heutigen LWR hat nur einen geringen Anteil an den Stromgestehungskosten. Signifikante Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR, z. B. durch die Nutzung von abgereichertem Uran, lassen sich auf Basis dieser Unterschiede beim BREST-OD-300 bzw. insgesamt der LFR-Technologielinie nicht erwarten.

Die Nutzung von Wiederaufarbeitungstechnologie erzeugt zusätzliche Kosten.

Weitere belastbare Aussagen zur Kostenstruktur des BREST-OD-300 sind zum derzeitigen Zeitpunkt der Entwicklung nicht möglich.

5.4 GFR: GFR-Referenzkonzept des GIF

Im Rahmen des GIF wird aktuell ein Referenzkonzept für einen gasgekühlten Schnellen Reaktor (GFR) verfolgt (GIF 2021a). Details dieses Referenzkonzepts werden beispielsweise in (GIF 2022b) dargestellt. Demnach wurde das Referenzkonzept im Wesentlichen bis zum Jahr 2011 erstellt, danach kam es nur zu geringfügigen Anpassungen. Die Entwicklungen hin zum GFR-Referenzkonzept werden in (van Rooijen 2009) zusammengefasst, zwischenzeitliche Entwicklungen können (Vasile 2017; Stainsby 2015; Poette et al. 2013; Stainsby et al. 2011) entnommen werden.

Wesentliche Auslegungsziele für das GFR-Referenzkonzept im Rahmen von GIF sind nach (van Rooijen 2009):

Helium soll als Kühlgas verwendet werden. Der Reaktor soll eine geringe Leistungsdichte im Brennstoff von ca. 40 W/g Schwermetall und damit verbunden eine geringe Leistungsdichte im Reaktor von zwischen 50 und 100 MW/m³ aufweisen, um die Anforderungen an die Kühlbarkeit zu reduzieren. Die Kernausslegung soll eine passive Wärmeabfuhr ermöglichen, wozu hochtemperaturbeständige Materialien und ein hohes Kühlmittelvolumen im Kern erforderlich sind.

Es wird ein geschlossener Brennstoffkreislauf mit vollständiger Rückführung aller Aktinide angestrebt. Die neu erzeugte Menge an Spaltstoff soll dabei ausreichen, um den Reaktor selbst weiter betreiben zu können. Ein Überschuss als Brennstoff für weitere Reaktoren (GFR, LWR oder andere) soll jedoch nicht erzeugt werden. Auch auf einen Brutmantel zur Erzeugung von Spaltstoff soll verzichtet werden, um Proliferationsprobleme beim Umgang mit hochreinem Plutonium zu vermeiden. Durch die vollständige Rezyklierung von Aktiniden sollen nur Spaltprodukte und Aktiniden aus Verlusten bei der Wiederaufarbeitung in ein Endlager verbracht werden müssen.

Soweit nicht explizit anders angegeben beruht die Darstellung im Folgenden auf (GIF 2022b).

5.4.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Die Entwicklung des GFR-Konzepts geht wesentlich auf Arbeiten des französischen Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) zurück (Hatala 2021).

Das Referenzkonzept des GIF sieht aktuell einen Reaktor mit 2400 MW thermischer Leistung und einer Kernaustrittstemperatur von 850°C vor. Die Energie wird über einen Zwischenkühlkreislauf mit einem Helium-Stickstoffgemisch in Kombination mit einem daran anschließenden Wasser-Dampf-Kreislauf aus dem Reaktor geführt. Dieser Aufbau wird von GIF einerseits als technologisch realisierbar eingestuft und gewährleistet gleichzeitig noch eine hohe Effizienz der Wärmeumwandlung (GIF 2021a). Der Reaktor soll eine elektrische Leistung von 1150 MW und damit einen Wirkungsgrad von 48% aufweisen (GIF 2022b).

Die hohe Leistung und der damit verbundene größere Reaktorkern führt zu geringeren Neutronenverlusten aus dem Kern und erlaubt damit eine ausreichende Brutrate, um den eigenen Spaltstoffbedarf des Reaktors zu decken ohne gleichzeitig zu hohe Anforderungen an die Brennstoffe stellen zu müssen (GIF 2022b).

Für den Reaktor ist eine Leistungsdichte von 100 MW/m³ vorgesehen. Diese Leistungsdichte liegt im oberen Bereich der diskutierten Leistungsdichten und stellt einen Kompromiss hinsichtlich der erwarteten Auswirkungen auf die Wirtschaftlichkeit (kompakter Aufbau) und die Sicherheit (Aufrechterhaltung der Wärmeabfuhr unter allen zu unterstellenden Randbedingungen) dar.

Der Aufbau des GIF-Referenzkonzepts GFR gleicht dem grundsätzlichen Aufbau eines GFR, vergleiche Kapitel 4.3.1 und Abbildung 4-3.

Als Brennstoff ist Uran-Plutonium-Carbid vorgesehen, welches von einem keramischen Hüllrohr in Brennstäben eingeschlossen wird. Der Brennstoff besteht aus Natur- oder abgereichertem Uran und einem Anteil von 15-20% Plutonium. In einem Gleichgewichtszyklus enthält der Brennstoff weiterhin ca. 1% Minore Aktinide. Der mittlere Abbrand des Brennstoffs liegt bei 50,7 MWd/kg(HM), der maximale Abbrand bei 74,5 MWd/kg(HM).

Der Reaktorkern besteht aus hexagonal aufgebauten Brennelementen mit 217 Brennstäben, die von einem Brennelementkasten zur Strömungsführung begrenzt werden. Der Brennelementkasten besteht ebenfalls aus einem keramischen Material. Der Reaktorkern besteht aus insgesamt 516 Brennelementen. Das Volumen des Reaktorkerns beläuft sich auf 23,6 m³, wobei ca. 28% des Kernvolumens auf den Brennstoff, 27% auf Strukturmaterialien und 45% auf das Kühlgas entfallen.

Der Aufbau des Reaktorkerns soll zu einem geringen Druckverlust beitragen, damit die Kühlgasströmung unter allen Betriebszuständen aufrecht erhalten bleibt.

Der Reaktorkern weist eine relativ flache Geometrie mit einer Höhe des Kerns von 1,65 m bei einem Durchmesser von 4,268 m auf, um die Druckverluste zu minimieren, die für diese Geometrie mit 0,054 MPa angegeben werden (GIF 2022b). (Poette et al. 2013) gibt dagegen einen Druckverlust über den Kern von 0,154 MPa an.

Als Hüllrohr wird gegenwärtig ein aus mehreren Schichten aufgebautes Hüllrohr vorgesehen, das auch Ähnlichkeiten zu Entwicklungen im Bereich der unfallresistenten Brennstoffe (accident tolerant fuels, ATF) bei LWR aufweist. Zwei Siliciumcarbidlagen werden dabei durch einen mittleren metallischen Liner getrennt. Der Liner soll insbesondere die Gasdichtigkeit des Hüllrohrs sicherstellen. An der Innenseite des Hüllrohrs ist ein Geflecht aus hochporösem Kohlenstoff vorgesehen, das Wechselwirkungen zwischen dem Uran-Plutonium-Carbidpellet und der inneren Siliciumcarbidschicht verhindern soll. Für dieses Hüllrohrdesign wurden Temperaturtests sowie Bestrahlungsversuche an den Einzelkomponenten des Hüllrohrs durchgeführt (Stainsby 2015). Im Brennstab ist ein Plenum zur Aufnahme des entstehenden Spaltgases vorgesehen, so dass auch bei hohen Abbränden der Brennstabinnendruck begrenzt bleibt und keine Entgasung der Brennstäbe notwendig wird.

Die Hüllrohre der Brennstäbe müssen eine spezifische Oberflächenrauigkeit aufweisen, um einerseits einen ausreichende Wärmeübertrag vom Hüllrohr in das Kühlmittel sicherzustellen und andererseits die Druckverluste der Kühlgasströmung über den Kern nicht zu groß werden zu lassen (van Rooijen 2009).

Der Reaktordruckbehälter (RDB) des GFR hat eine zylindrische Hülle und ist oben und unten durch eine Kugelschale abgeschlossen. Durch eine innere Struktur wird er in einen äußeren Bereich mit niedrigeren Gastemperaturen und einen inneren Bereich mit hohen Gastemperaturen unterteilt, damit die Außenwand des RDB nicht den hohen Kernaustrittstemperaturen des GFR standhalten muss. Das Helium tritt bei einem Druck von 7 MPa und einer Temperatur von 400°C über drei Kühlkreisläufe in den äußeren Bereich des RDB ein, wo es auch zur Kühlung der gesamten Außenwand des RDB beiträgt. Von unten tritt es in den Reaktorkern ein und durchströmt diesen nach oben. Oberhalb des Kerns tritt das heiße Gas in den inneren Bereich des RDB ein, von wo es über thermisch isolierte Rohrleitungen aus dem RDB heraus und in die Zwischenkühler geführt wird.

Im oberen Bereich des RDB sind Vorrichtungen zur Be- und Endladung der Brennelemente untergebracht. Diese werden durch eine Schleuse über den Deckel des RDB einzeln be- bzw. entladen (Stainsby et al. 2011).

Die zur Leistungsregelung und Abschaltung erforderlichen Steuerelemente treten von unten in den RDB ein.

In drei Hauptkühlkreisläufen gibt das Helium die Wärme über jeweils einen Wärmetauscher an ein Zwischenkühlsystem ab. Der Heliumumlauf im primären Kühlkreislauf wird mit aktiven Gebläsen sichergestellt. In den Zwischenkühlkreisläufen treibt ein Helium-Stickstoffgemisch bei einem Druck von 6,5 MPa und einer Temperatur von 820°C eine Gasturbine an und gibt die verbleibende Energie bei einer Temperatur von 565°C über jeweils einen Zwischenkühler an einen nachgelagerten Wasser-Dampf-Kreislauf ab. In diesem wird Dampf bei einem Druck von 15 MPa und einer Temperatur von 535°C erzeugt und über eine weitere Turbine zur Stromerzeugung genutzt.

In den Zwischenkühlkreisläufen soll damit eine elektrische Leistung von 3x130 MW erzeugt werden. Im Wasser-Dampf-Kreislauf wird der entstehende Frischdampf auf eine gemeinsame Turbine geleitet, wodurch 730 MW elektrischer Energie erzeugt werden sollen (Poette et al. 2013).

An den RDB schließen weiterhin drei Nachkühlkreisläufe an, die beim Anlagenstillstand und bei einem Ausfall der Hauptkühlkreisläufe die Nachwärmeabfuhr sicherstellen sollen. Diese Nachkühlkreisläufe verfügen über eigene Wärmetauscher und Gebläse sowie Wasservorräte, die im Inneren des Reaktorgebäudes aber außerhalb der Schutzhülle untergebracht sind. Die Wärmetauscher sind mit einer großen Höhendifferenz gegenüber dem Reaktor aufgestellt, um einen zur Nachwärmeabfuhr ausreichenden Kühlmittelstrom durch Naturkonvektion zu erreichen (van Rooijen 2009). (Poette et al. 2013) gibt hierfür eine erforderliche Höhendifferenz von ca. 20 m an.

Weiterhin schließen mehrere Druckspeicher an den RDB an, die bei Kühlmittelverluststörfällen das ausströmende Helium durch unter hohem Druck gespeichertes Helium-Stickstoffgemisch ersetzen sollen. In den Druckspeichern kann auch Stickstoff eingesetzt werden, da die negativen neutronischen Eigenschaften von Stickstoff nach Abschaltung des Reaktors nicht von Bedeutung sind und auch keine relevante Aktivierung des Stickstoffs erfolgt.

Der RDB muss gegenüber den Helium-Eintrittstemperaturen von ca. 400°C sowie einer Versprödung durch die Neutronenflussverluste aus dem Reaktorkern beständig sein. Verschiedene Materialien werden hierfür diskutiert, aktuell wird der RDB-Stahl 316LN als Referenz benannt (Vasile 2017).

Der gesamte primäre Kühlkreislauf inklusive der primärseitigen Wärmetauscher sowie den Druckspeichern ist von einer sekundären Schutzhülle eingeschlossen, die bei Kühlmittelverluststörfällen eine Rückhaltung des ausströmenden Heliums gewährleisten soll. Die sekundäre Schutzhülle ist im Normalbetrieb mit Stickstoff bei einem Druck geringfügig oberhalb des Atmosphärendrucks gefüllt und muss für einen Überdruck von 0,6 bis 1 MPa ausgelegt sein.

Der Reaktor und die sekundäre Schutzhülle werden von einem Reaktorgebäude aus doppelwandigem Stahlbeton gegen Einwirkungen von außen geschützt.

5.4.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Die erforderlichen hohen Kühlmittelgeschwindigkeiten können zu einer Vibration der Brennstäbe beitragen, welche zu Hüllrohrschäden führen können (van Rooijen 2009).

Der Dopplerkoeffizient der Reaktivität beträgt zu Beginn eines Zyklus ca. -1020 pcm/K, beim Ende eines Zyklus -876 pcm/K. Der Anteil der verzögerten Neutronen liegt während des Zyklus bei 360-370 pcm. Der Reaktivitätseffekt bei einem Kühlmittelverlust des Heliums liegt bei ca. 0,9 USD (GIF 2022b).

Zur Reaktivitätssteuerung und Abschaltung sind zwei unabhängige Abschaltssysteme in Form von Steuerelementen vorgesehen. Sofern für diese keine ausreichende Zuverlässigkeit nachgewiesen werden könnte, könnte ein drittes Abschaltssystem vorgesehen werden. Hierfür sind als diversitäre Systeme Ansätze zum Einbringen eines flüssigen Absorbers an ausgewählten Brennelement-Positionen im Kern untersucht worden (Stainsby et al. 2011).

(Hatala 2021) sieht wie auf Ebene der Technologielinie als wesentliche Herausforderungen für den GFR einerseits die Entwicklung geeigneter Brennstoffe für den Einsatz unter den Randbedingungen einer hohen Kernaustrittstemperatur und ausreichend hohen Leistungsdichte im Brennstoff und andererseits die Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung bei allen zu unterstellenden Stör- und Unfallabläufen.

Um eine für die Wärmeabfuhr ausreichende Kühlmitteldichte auch bei Kühlmittelverluststörfällen aufrecht erhalten zu können, muss die Schutzhülle einen Heliumdruck von 0,6 bis 1 MPa aufrechterhalten. Dadurch soll eine sehr geringe aktive Umwälzung des Kühlmittels zur Wärmeabfuhr ausreichen und innerhalb weniger Stunden nach Abschaltung ein Übergang auf eine passive Wärmeabfuhr möglich werden. In einem aktiven Betriebsmodus mit kontinuierliche Kühlmittelumwälzung soll das Notkühlsystem auch bei vollständigem Druckausgleich noch die Nachkühlung gewährleisten können (GIF 2022b). Damit die Nachkühlsysteme durch rein passiven Naturumlauf die Wärme abführen können, muss durch die Schutzhülle ein Druck im System von ca. 10 MPa aufrecht erhalten werden (Stainsby et al. 2011).

Das primärseitige Kühlmittelgebläse soll mechanisch an die Gasturbine im Zwischenkühlkreislauf gekoppelt sein (Poette et al. 2013).

In den Nachkühlsträngen wird über einen Wärmetauscher die Energie auf einen sekundären Kühlkreislauf übertragen. In diesem soll die Wärme durch Naturumlauf auf ein Wasserreservoir im Inneren des Reaktorgebäudes übertragen werden. Dort wird die Wärme durch Verdampfung an die Umgebung abgeführt (Poette et al. 2013).

In den Zwischenkühlkreisläufen sind Isolationsventile vorgesehen, um bei einem sekundärseitigen Kühlmittelverlust eine Unterkühlungstransiente zu vermeiden (Poette et al. 2013).

Der Schutz gegen Einwirkungen von außen wird durch ein Reaktorgebäude aus doppelwandigem Stahlbeton gewährleistet.

Fazit Sicherheit

Die auf Ebene der Technologielinie für den GFR identifizierten Vor- und Nachteile gelten uneingeschränkt auch auf Ebene des GFR-Referenzkonzepts.

Das spezifische Sicherheitskonzept für das GFR-Referenzkonzept befindet sich noch in einer so frühen konzeptionellen Phase, dass eine konkretere Bewertung der Sicherheit des GFR-Referenzkonzepts aktuell nicht möglich ist.

5.4.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Die Brennelemente sollen für 3-5 Jahre im Reaktor eingesetzt werden, wobei sie nominell für drei Zyklen von jeweils 481 Volllasttagen eingesetzt werden. Die abgebrannten Brennstoffe sollen wiederaufgearbeitet werden. Dabei soll das enthaltene Plutonium zusammen mit den Minoren Aktiniden (Neptunium, Americium, Curium) gemeinsam abgetrennt werden. Dafür ist der Global Actinide Extraction Prozess (GANEX) vorgesehen. Alternativ kann jedoch auch eine Abtrennung nur des Plutoniums durch Verwendung des bereits etablierten PUREX-Prozesses erfolgen. Dadurch würde insbesondere die Problematik der hohen Flüchtigkeit des Americiumcarbids bei der karbothermischen Reduktion im Fabrikationsprozess des Brennstoffs umgangen. Für die Prozessverluste der Wiederaufarbeitung wird ein Wert von 0,1% angegeben (GIF 2022b).

Die Brutrate soll bei eins liegen oder nur leicht größer eins sein, aus Proliferationsgründen soll kein oder nur wenig Brutmaterial im Kern eingesetzt werden.

Im Gleichgewichtszyklus enthält der Brennstoff dann einen Anteil von ca. 1,1% an Minoren Aktiniden.

Der Gehalt an Plutonium im Reaktorkern soll weniger als 10 Tonnen pro GW elektrischer Leistung betragen. Dadurch soll innerhalb weniger Jahrzehnte der Aufbau einer größeren Reaktorflotte unter Nutzung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoffen möglich sein.

Fazit Ver- und Entsorgungsaspekte

Die auf Ebene der Technologielinie für den GFR identifizierten Vor- und Nachteile gelten uneingeschränkt auch auf Ebene des GFR-Referenzkonzepts.

Die konkreten Elemente des Brennstoffzyklus (Brennstoff, Wiederaufarbeitungstechnik) für das GFR-Referenzkonzept befindet sich noch in einer frühen konzeptionellen Phase, so dass eine konkretere Bewertung der Ver- und Entsorgungsaspekte des GFR-Referenzkonzepts aktuell nicht möglich ist.

5.4.4 Proliferationsrisiken

Der Reaktorkern des GFR-Referenzkonzepts soll keine Brutbrennelemente enthalten, um die Produktion von hochreinem Plutonium zu minimieren. Weiterhin sollen aus Proliferationsgründen bei der Wiederaufarbeitung die gesamten Aktinide aus dem Brennstoff wiedergewonnen und gemeinsam neu verwendet werden. Dadurch soll ein direkter Zugriff auf separiertes Plutonium erschwert werden.

Der Reaktorkern des GFR-Referenzreaktors enthält ca. 10 t Plutonium pro Gigawatt elektrischer Leistung. Daneben sind im Mittel ca. 60 kg Neptunium, 400 kg Americium und 120 kg Curium im Kern enthalten. Daher ist in jedem Brennelement eines GFR sowohl im frischen wie im abgebrannten Zustand mehr als eine signifikante Menge an Plutonium enthalten (GIF 2022b).

Vor diesem Hintergrund verweist (GIF 2022b) darauf, dass die wesentlichen, im GFR-Referenzkonzept enthaltenen Maßnahmen zur Reduzierung von Proliferationsrisiken darin bestehen, dass kein angereichertes Uran verwendet wird, das Plutonium im Brennstoffkreislauf des GFR eine ungünstige Isotopenzusammensetzung für Waffenanwendungen aufweist (entweder Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff oder aus abgebranntem GFR-Brennstoff, bei welchem der Anteil thermisch spaltbarer Plutoniumisotope zwischen 50 und 60%

liegt) und auch die frischen Brennelemente des GFR einen Anteil an Minoren Aktiniden enthalten, die aufgrund ihrer radiologischen Eigenschaften einen Zugriff auf den Spaltstoff erschweren.

Insgesamt sieht (GIF 2022b) für das GFR-Referenzkonzept vergleichbare Proliferationsrisiken wie für andere Schnelle Reaktorkonzepte (SFR, LFR).

Fazit Proliferation

Die auf Ebene der Technologielinie für den GFR identifizierten Vor- und Nachteile gelten uneingeschränkt auch auf Ebene des GFR-Referenzkonzepts.

5.4.5 Technologischer Entwicklungsstand

Wesentliche offene Forschungs- und Entwicklungsaspekte entsprechen den auf Ebene der Technologielinie genannten Aspekten.

Für den GFR benennt (Vasile 2017) unter anderem die Entwicklung ausreichend robuster Materialien, die den hohen Arbeitstemperaturen und dem harten Neutronenspektrum widerstehen können; die Beherrschung von Vibrationen in Brennstäben durch die hohen Kühlmittelgeschwindigkeiten; ein ausreichend beständiges Hüllrohr, das unter allen zu unterstellenden Randbedingungen eine Rückhaltung der radioaktiven Stoffe sicherstellt; offene Fragen bei der Auslegung der Systeme zur Nachwärmeabfuhr bzw. der Notkühlung; Fragen zur Herstellung und Qualitätssicherung des Reaktordruckbehälters sowie die Verfügbarkeit und industrielle Verarbeitbarkeit von hochtemperaturbeständigen Strukturmaterialien. Als nächsten notwendigen Entwicklungsschritt verweist auch (Vasile 2017) auf Bau und Betrieb eines Experimentalreaktors (ALLEGRO). Schließlich sieht (Vasile 2017) auch die Notwendigkeit, ein Regelwerk für GFR zu entwickeln.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Der für einen GFR-Referenzreaktor erforderliche Entwicklungsaufwand entspricht in allen Bereichen den bereits auf Ebene der Technologielinie benannten offenen Aspekten. Das Konzept selbst befindet sich noch in einer sehr frühen Entwicklungsphase, da viele konkrete Auslegungsrandbedingungen erst festgelegt werden können, wenn neue Erkenntnisse aus dem Betrieb eines Experimentalreaktors (ALLEGRO) gewonnen werden könnten.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand des GFR-Referenzkonzepts entsprechend dem Entwicklungsstand der Technologielinie aktuell als im Bereich der „Angewandten Forschung“ ein.

5.4.6 Realisierung

Das GFR-Referenzkonzept ist primär für die Bereitstellung von elektrischer Energie und das Erbrüten von neuem Spaltstoff konzipiert. Eine Bereitstellung von Prozesswärme wäre aber grundsätzlich möglich.

5.4.6.1 Zeitlicher Projektverlauf

In ihrer Technology-Roadmap (GIF 2002) hat das GIF ursprünglich die Entwicklung eines GFR-Prototyp-Designs bis 2019 und den Bau und die Inbetriebnahme eines Prototyp-Reaktors bis 2025 für möglich gehalten. Das Ende der „Viability“-Phase des GIF wurde für etwa das Jahr 2012 erwartet.

Dieses Datum wurde auch in (GIF 2009) noch vertreten. Im Update der Technology-Roadmap von 2014 (GIF 2014) wird dagegen zunächst nur der Bau und Betrieb eines kleineren Experimentalreaktors innerhalb der nächsten 10-20 Jahre erwartet. Das Ende der „Viability“-Phase würde demnach erst ca. im Jahr 2022 erreicht, die anschließende „Performance“-Phase wäre auch im Jahr 2030 noch nicht abgeschlossen. In (GIF 2018b) wird innerhalb der nächsten 10-20 Jahre der Abschluss der „Viability“-Phase, der Eintritt in die „Performance“-Phase und mit hoher Wahrscheinlichkeit auch der Beginn der „Demonstration“-Phase erwartet. (GIF 2022b) verweist darauf, dass das GIF-Referenzkonzept nach 2011 nur geringfügig weiterentwickelt wurde.

Für ALLEGRO gibt (Vasile 2017) an, dass bis zum Jahr 2026 eine konzeptionelle Phase abgeschlossen sein soll und dann eine Entscheidung über die weitere Verfolgung des Projekts erfolgen soll.

Fazit Projektverlauf

Für den Bau eines GFR-Referenzreaktors gibt es bislang im Rahmen des GIF keine konkreten Zeitpläne. Die bisherigen Annahmen zu den zeitlichen Entwicklungsfortschritten haben sich nicht als valide erwiesen. Also notwendiger Zwischenschritt vor einem möglichen Bau und Betrieb eines GFR-Referenzreaktors ist der Bau und Betrieb eines Experimentalreaktors (ALLEGRO) zwingend erforderlich. Da nur in einem solchen Reaktor die für einen GFR-Referenzreaktor erforderlichen Brennstoffe und Materialien unter realistischen Einsatzbedingungen entwickelt und geprüft werden können ist mindestens mit einem Zeitbedarf von mehreren Jahrzehnten zu rechnen, bevor mit Planung und Bau eines GRF-Referenzreaktors begonnen werden könnte.

5.4.6.2 Kosten

Das GFR-Referenzkonzept befindet sich noch in einer sehr frühen Phase der Konzeptentwicklung. Konkrete Kostenschätzungen für Bau und Betrieb eines solchen Reaktorkonzepts liegen in der ausgewerteten Literatur nicht vor. Die Entwickler erwarten jedoch Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR aufgrund des höheren Wirkungsgrads der Anlage.

Für das GIF Referenzkonzept wird eine geplante Lebensdauer von 60 Jahren angegeben (GIF 2022b).

Fazit Kosten

Die auf Ebene der Technologielinie identifizierten Unsicherheiten gelten auch für das GFR-Referenzkonzept.

Die Entwickler gehen von einer Lebensdauer der Anlage von 60 Jahren aus. Dies erscheint aus heutiger Sicht als nicht realistisch. Bislang hat kein kommerzieller Kernreaktor eine Lebensdauer von 60 Jahren erreicht (IAEA 2022b). Zwar wird auch für heutige LWR oftmals eine Lebensdauer im Bereich von 60 Jahren oder mehr angegeben. Gleichzeitig bestehen in GFR-Reaktoren insgesamt deutlich höhere Anforderungen an die Strukturmaterialien, so dass aus heutiger Sicht eine Angabe zur Lebensdauer eines GFR-Referenzreaktors wenig belastbar erscheint.

5.5 MSR: LFTR (Salzschmelzereaktoren mit thermischem Neutronenspektrum)

Der Lithium Fluoride Thorium Reactor (LFTR) ist ein Reaktorkonzept aus der Technologielinie der Salzschmelzereaktoren (MSR). Die folgenden Angaben zu LFTR beruhen auf (EPRI 2015; IAEA 2016c; Sorensen 2016), soweit nicht anders angegeben. Ein Konzept des LFTR wird von der amerikanischen Startup-Firma Flibe Energy seit 2011 entwickelt. Flibe Energy hat derzeit ca. 25 Mitarbeiter.

Der LFTR verwendet eine flüssige Salzschmelze als Brennstoff und ein graphitmoderiertes thermisches Spektrum. Der LFTR beruht stark auf dem Reaktordesign des MSRE aus den 1960er Jahren (siehe Kapitel 4.4.3), es liegen daher schon praktische Erfahrungen vor. Er ist in der ARIS Datenbank der IAEA gelistet und wurde 2018 vom DoE im Rahmen des Advanced Nuclear Technology Development Programms unterstützt. Wie auch bei anderen MSR sollen die angestrebten hohen Temperaturen für eine hohe Effizienz der Stromerzeugung dienen, wozu im LFTR eine Gasturbine vorgesehen ist.

Der LFTR soll mit Thoriumbrennstoff in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf betrieben werden. Der LFTR ist damit unter den ausgesuchten detaillierter vorgestellten Reaktorkonzepten des Kapitels 5 der einzige Thoriumreaktor.¹⁸⁶ Thorium ist auf der Ebene der Technologielinien in etlichen MSR-Konzepten aber auch in VHTR-Konzepten als Brennstoff vorgesehen. Als zentrale Argumente, die für eine Nutzung von Thorium als Alternative zu Uran sprechen sollen, werden typischerweise die großen Thoriumreserven, eine Verbesserung der Abfallproblematik sowie geringere Proliferationsrisiken genannt (IAEA 2005).

5.5.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Der LFTR von Flibe Energy ist ein direktes Nachfolgerprojekt des MSRE Experimentalreaktors und des MSRE Reaktorkonzepts des ORNL. Der LFTR soll mit einer Leistung von 600 MW (thermisch) bzw. 250 MW (elektrisch) betrieben werden. Der Reaktor arbeitet bei niedrigem Betriebsdruck und hohen Temperaturen (500-700°C).

Eine allgemeine Darstellung eines MSR findet sich in Kapitel 4.4.1. Beim LFTR befindet sich die Brennstoff- und Blanketsalzschmelze in zwei getrennten Plena in einer Struktur innerhalb des Reaktorbehälters. Als Strukturmaterial dient Hastelloy N für den Reaktorbehälter, die Rohrleitungen und die Wärmetauscher. Der größte Teil des Volumens des Reaktorbehälters ist mit Graphit gefüllt, das als Moderatormaterial und ebenfalls als Strukturmaterial dient. Das Brennstoffsalz zirkuliert in Kanälen im Graphit durch den Reaktor (IAEA 2016c). Das Graphit soll alle vier Jahre ausgetauscht werden, da das Graphit wesentlich höherer Strahlenbelastung ausgesetzt ist als die metallischen Strukturen des Reaktors (ORNL 2021). Die genaue Anordnung der Graphitrohre für den Salzschmelzedurchfluß und wie diese an die Plena angeschlossen werden ist noch nicht klar, muss aber als primäres Designziel die Fernhandhabung für den Ein- und Ausbau und die Wartung beinhalten (EPRI 2015).

Die Integrität des Reaktorbehälters spielt eine wichtige Rolle dabei mögliche Unfallgefahren zu minimieren, da die Strukturen innerhalb des Reaktors die Kanäle und Volumina für den Brennstoff festlegen. Der Reaktorbehälter soll ebenfalls einen kleinen Wärmetauscher zur Kühlung des Blankets enthalten, in dem die Salzschmelze durch Naturkonvektion im Reaktorkern zirkuliert. Im

¹⁸⁶ In Öko-Institut e.V. (2017) wurde die Nutzung von Thorium in neuen Reaktorkonzepten ausführlich bewertet. Teile dieser Bewertung werden hier im Reaktorkonzept des LFTR wiedergegeben.

Blanket entstehen durch das kurzlebige Thorium-233 signifikante Wärmemengen im Brennstoffsalz, da das Thorium-233 nicht durch chemische Abtrennung entfernt werden kann. Wenn der Reaktor herunterfährt oder die chemische Prozessierung ausfällt, müsste ebenfalls die Wärme aus dem Zerfall des Protactiniums aus dem Reaktorbehälter abgeführt werden. Allerdings endet der Wärmebeitrag des Thorium-233 bei einer Halbwertszeit von 22 min relativ schnell (EPRI 2015).

Die Reaktorzone aus Reaktorbehälter, primärem Wärmetauscher, Ablasstanks, Primärkreispumpe und sämtlichen Rohren muss während des Stillstands durch elektrische Heizungen auf einer Temperatur gehalten werden, so dass sämtliche Flüssigkeiten flüssig bleiben und nicht erstarren.

Der Primärkreislauf beginnt und endet an den Verbindungen zum Reaktorbehälter und beinhaltet die primäre Pumpe, den primären Wärmetauscher, das Gaseinspeisesystem und die Ablasstanks für das Brennstoffsalz und die zugehörigen Kühlsysteme.

Das LFTR-Reaktorkonzept enthält einen Zwischenkühlkreislauf mit einer Salzschnmelze, der die Hochdruckgasturbine vom primären Kühlkreislauf trennt, mit entsprechenden Wärmetauschern zwischen den Kreisläufen. Der Zwischenkühlkreislauf beginnt und endet am Wärmetauscher und enthält eine Pumpe, die Salzseite des Wärmetauschers zur Gasturbine, Ablasstanks und Druckbegrenzungsventile. Der LFTR soll mit einer superkritischen Gasturbine mit Kohlendioxid betrieben werden. Da das Kühlmittelsalz des Zwischenkühlkreislaufs keine nennenswerte Radioaktivität enthält wird kein Kühlsystem für die Ablasstanks benötigt (EPRI 2015).

Brennstoff/ Kühlmittel

Als Brennstoffsalz soll LiF-BeF₂-UF₄ (FLiBeU), als Blanketsalz LiF-ThF₄ (FLiTh), und als reines Kühlmittelsalz LiF-BeF₂ (FLiBe) eingesetzt werden. Das Brennstoffsalz verlässt den Reaktorkern mit 653°C und mit niedrigem Druck und fließt zur Primärkreispumpe, wo der Druck auf 1,1 Mpa angehoben wird, um dann zum primären Wärmetauscher zu gelangen, wo es auf 500°C abgekühlt wird. Ein Teil des Brennstoffsalzes wird in die Gasseparationsanlage abgezweigt, wo durch Heliumsprudeln Spaltproduktgase wie Xenon, Krypton und Tritium abgetrennt werden. Das Helium mit den Spaltprodukten wird dann mit einem Abfallstrom des Brennstoffsalzes (bleed) vermischt und in einem Ablasstank gelagert, wo ein Teil der sehr kurzlebigen Spaltprodukte zerfallen. Insgesamt fallen etwa 0,5 kg Spaltprodukte pro Tag an. Vom Ablasstank wird Brennstoffsalz in die chemische Wiederaufarbeitung gepumpt und das Gas aus Helium und Spaltprodukten in die Abgasreinigungsanlage geleitet (EPRI 2015).

Der LFTR soll mit einem Uran-Thorium Brennstoff betrieben werden, ist als Brüter konzipiert und verwendet getrennte Kreisläufe für den Brennstoff und zum Erbrüten neuen Spaltmaterials. Da das in der Natur vorkommende Thorium selbst nicht spaltbar ist, muss in allen Konzepten zur Nutzung von Thorium als Brennstoff dem Thorium in einem ersten Schritt ein spaltbares Material, entweder Uran-235 in erhöhter Anreicherung oder Plutonium aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Reaktorbrennstoffe, zugesetzt werden.

In einem Brennstoffkonzept, das auf Thorium beruht, wird aus dem in der Natur vorkommenden Thoriumisotop Th-232 durch Neutroneneinfang das radioaktive Isotop Th-233 erzeugt. Dieses zerfällt (Halbwertszeit ca. 22 min) über einen Zwischenschritt (Pa-233, Halbwertszeit 27 d) zu dem gut spaltbaren Uranisotop Uran-233, das dann zur Energieerzeugung genutzt wird. Die Thoriumsalzschnmelze im Brutmantel wird mit einer Geschwindigkeit wiederaufgearbeitet, so dass etwa alle vier Tage das gesamte Blanketmaterial einmal prozessiert wird. Das Brennstoffsalz wird alle 300 Tage vollständig wiederaufgearbeitet (EPRI 2015).

Der LFTR konsumiert nur einen kleinen Teil des anfänglichen Thoriums im Brutmantel. Die Hauptfunktion der chemischen Wiederaufarbeitungsanlage ist die Abtrennung von Uran und Protactinium aus dem Brutsalz und die Zufuhr des separierten Uran-233 in das Brennstoffsalz. Daneben werden gasförmige und andere Spaltprodukte aus dem Brennstoffsalz entfernt und geeignet konditioniert. Ist das System einmal in Betrieb und im Gleichgewicht müssen lediglich kleine Mengen an Thoriumtetrafluorid zugeführt werden (EPRI 2015).

In der gesamten chemischen Wiederaufarbeitung bleiben fast alle Aktinide im Brennstoffsalz und damit innerhalb des Containments des Reaktors, bis sie gespalten wurden. Kleinere Mengen an Aktiniden werden aus dem Brennstoffsalz entfernt und gelangen in den Abfallstrom. Dieser Aktinidenverlust könnte aber weiter reduziert werden (EPRI 2015).

Wie bei den meisten MSR Reaktorkonzepten mit Fluoridsalzschnmelze mit Lithium muss das Lithium-7 aus neutronischen Gründen angereichert werden (siehe auch Kapitel 4.4.1).

5.5.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Grundsätzlich unterscheidet sich der LFTR im Bereich der Sicherheitseigenschaften nicht von der Darstellung von thermischen MSR mit Fluoridsalzschnmelze (Flüssigbrennstoff) auf Ebene der Technologielinie von MSR (Kapitel 4.4.6). Einige Besonderheiten des LFTR der Firma Flibe Energy werden hier noch einmal vorgestellt.

Auf dem Stand des Reaktorkonzepts von 2015 unternimmt (EPRI 2015) eine Untersuchung grundsätzlicher wichtiger Gefahren (hazards) des LFTR. Speziell für den LFTR sind folgende Gefahren zu nennen: Bezüglich des Reaktorbehälters und des Containments der Verlust der Salzschnmelze im Brutmantel, der Bruch von ein oder zwei Graphitrohren, der Zufluss von Kontaminationen, unerwartete Isotopenverhältnisse im Brennstoffsalz sowie die Freisetzung von Spaltgasen. Bei der Prozessierung von Brennstoffsalz ist die Möglichkeit von Wasserstoffreaktionen in der chemischen Wiederaufarbeitung zu beachten. Bei der Wiederaufarbeitung des Blanketsalzes kann es zu ungenügender Abtrennung von Protactinium oder Uran kommen. Weitere sicherheitsrelevante Systeme werden im Technologiekapitel für MSR in Kapitel 4.4.6 diskutiert und sind nicht spezifisch für den LFTR.

Die Reaktivität wird durch eine Reihe von Regelstäben gesteuert, die im Brutmantel in Kanälen der Graphitelemente geführt werden. Sie werden während des Normalbetriebs vollständig entfernt.

Im Falle des Verlusts des Blanketsalzes würde aufgrund der starken neutronenaborbierenden Wirkung die Reaktivität im Reaktorkern erhöht werden. Die Steuerstäbe müssten dann in ihren Graphitelementen einfahren und so diesen positiven Reaktivitätseintrag durch Zufuhr negativer Reaktivität kompensieren. Dazu ist vorgesehen, die Steuerstäbe im Blanket im Salz „schweben“ zu lassen, so dass sie bei Flüssigkeitsverlust Auftrieb verlieren und automatisch und passiv in den Reaktor einfahren und negative Reaktivität zuführen. Auch in anderen Betriebszuständen können diese Regelstäbe zum kontrollierten Abfahren des Reaktors genutzt werden, dazu müssten sie auch eine aktive Steuerung haben. Eine weitere Reihe an eher konventionell aktiven Steuerstäben im Zentrum des Reaktorkerns mit geringerer Reaktivitätswirksamkeit soll für die Reaktorsteuerung genutzt werden. Alternativ könnte auch Helium genutzt werden, um Brennstoff in einer Kammer im Kern des Reaktors zu verdrängen. Genauere Modellierungen der Reaktorsteuerung liegen nach (EPRI 2015) noch nicht vor.

Eine wichtige Sicherheitsfunktion des Reaktors ist Teil des Primärkreislaufes und wird aktiviert, falls der Reaktor überhitzt oder der Kühlstrom unterbrochen wird. In diesem Fall wird der sogenannte „Freeze Plug“ geschmolzen, der aktiv gekühlt wird, und die Brennstoffflüssigkeit wird aus dem Primärkreislauf und dem Reaktorbehälter passiv in Ablasstanks abgelassen. Die Ablasstanks haben ein eigenständiges Kühlsystem, das passiv mit einer Wärmesenke verbunden ist und das Brennstoffsalz kühlt.

Falls es zu einem Versagen im Wärmetauscher zur Turbine im Zwischenkühlkreislauf kommt, würden sich die Druckentlastungsventile öffnen und das Kühlmittelsalz würde aus dem Zwischenkreislauf abfließen, um Schäden durch Überdruck zu vermeiden. Dadurch wird der Primärkreislauf nicht mehr gekühlt, was zum Schmelzen des Freeze Plugs führen würde und somit einem Ablassen des Brennstoffsalzes in die Ablasstanks (EPRI 2015).

Die sicherheitstechnischen Funktionen der Wiederaufarbeitungsanlage beinhalten die Handhabung der hochradioaktiven Materialien, deren Speicherung sowie deren Wiedereinspeisung bzw. Umwandlung in stabile chemische Formen. Für jeden Prozessschritt sind Kühlsysteme und Ablasstanks vorgesehen. Gasförmige Stoffe wie Fluor und Wasserstoff, die für die Wiederaufarbeitung benötigt werden sind hochreaktiv und die Inventare sollten möglichst gering sein, um Sicherheitsrisiken zu vermeiden. Die hierfür vorgesehenen pyrochemischen Verfahren in Salzschnmelzen haben allerdings gegenüber Wiederaufarbeitungstechnologien in wässrigen Lösungen den Vorteil, dass aufgrund der geringeren Moderationswirkung der Salzschnmelze gegenüber Wasser die Möglichkeit für Kritikalitätsunfälle deutlich reduziert sind (EPRI 2015).

Verschiedene Spaltprodukte müssen unterschiedlich gehandhabt werden. Viele der Spaltprodukte bilden stabile chemische Verbindungen mit der Salzschnmelze und verbleiben dort. Gasförmige Spaltprodukte wie Xenon, Krypton und Tritium müssen aus der Salzschnmelze entfernt und geeignet konditioniert werden. Eine Klasse von Spaltprodukten wie Selen und Tellur migrieren mit gasförmigem Wasserstoff und Fluorwasserstoff und werden in einem System mit Potassiumhydroxid neutralisiert. Andere Spaltprodukte werden aus dem Brennstoff entfernt und werden in eine metallische Form in Bismut überführt und später weiter konditioniert. (EPRI 2015) nennen als Vorteil, dass keine größeren Mengen der Stoffe anfallen würden, deren Handhabung den Reaktorbetrieb gefährden würden.

Die Wartung des LFTR stellt eine der wesentlichen Herausforderungen aufgrund der hohen Temperaturen und der hohen Strahlung dar. Die Oberflächen der Wiederaufarbeitungsanlage müssen regelmäßig per Fernsteuerung gewartet werden. Wie die Strahlenbelastung von Strukturmaterialien ausfallen und wie oft daher ein Austausch notwendig ist, hängt von etlichen Faktoren ab und kann laut (EPRI 2015) noch nicht belastbar bewertet werden. Sie hängt von der Stärke des Blankets und von der Wiederaufarbeitungsanlage ab, da das Brutmaterial in Kontakt mit dem Reaktorbehälter steht. Ein dünneres Blanket bedeutet, dass die Oberflächen des Reaktorbehälters einem höheren Neutronenfluss ausgesetzt sind und sich Aktivierungsprodukte bilden können. Ein geringer Durchsatz der Wiederaufarbeitung führt dazu, dass mehr Protactinium zu Uran im Brutmantel zerfällt und es dadurch zu mehr Spaltung und zur Produktion von Spaltprodukten im Brutmantel kommt. Es ist daher nicht klar, welche Lebensdauer der Reaktorbehälter hat. In dem Fall, dass die Lebensdauer des Reaktorbehälters zu kurz ist, sind in der Reaktorhalle mehrere Stellplätze für Reaktorbehälter mit Anschluss an den primären Wärmetauscher vorzusehen. So können Reaktorbehälter außer Betrieb genommen werden, während ein anderer in Betrieb geht. Nach einer Abklingphase könnten die bestrahlten Reaktorbehälter dann gewartet werden. Ein Austausch des Graphits im Reaktorkern ist ebenfalls

alle vier Jahre vorgesehen. Für die Pumpen des Primärkreislaufes und den primären Wärmetauscher ist während eines jahrzehntelangen Betriebs aber in jedem Fall ein Austausch notwendig (EPRI 2015).

Grundsätzlich weist ein Brennstoff auf Basis von Thorium höhere Schmelztemperaturen und bessere Wärmeleiteigenschaften auf als ein Uranbrennstoff. Dies ist mit Blick auf das Verhalten des Brennstoffs bei Störfällen günstig. Auch führt der geringere Aufbau an Transuranen zu einem geringeren radioaktiven Inventar, was sich günstig hinsichtlich der möglichen Freisetzungen auswirkt.

Fazit Sicherheit

Für den LFTR gelten die auf Ebene der Technologielinie diskutierten allgemeinen Sicherheitseigenschaften von MSR mit Flüssigbrennstoffen und dieselben Vor- und Nachteile bezüglich der Reaktivitätskontrolle, der Nachwärmeabfuhr und des Ereignisspektrums (siehe Kapitel 4.4.6). Bezüglich der Freisetzungen bei Stör- und Unfällen ist die zusätzliche Nutzung einer Wiederaufarbeitungsanlage im LFTR durch die Verringerung des radioaktiven Inventars und die getrennte Lagerung von Spaltprodukten ein Vorteil. Vor allem die Abtrennung von separiertem Spaltstoff sowie die Komplexität der Anlage eröffnet aber weitere Freisetzungsmöglichkeiten und ist daher eher als Nachteil einzuschätzen.

Hieraus ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede zur Bewertung in der Technologielinie.

Einige der Unfallabläufe, die für LWR vorkommen, können im LFTR nicht vorkommen. Dennoch bestehen auch für den LFTR spezifische Stör- und Unfallabläufe und die Möglichkeit zur Freisetzung großer Mengen an Radioaktivität in die Umwelt.

Insgesamt ergeben sich daher keine für den LFTR spezifischen wesentlichen Vor- oder Nachteile gegenüber heutigen LWR.

5.5.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Thorium ist in geringen Konzentrationen in der Erdkruste enthalten, seine Häufigkeit ist aber ca. drei bis viermal so groß wie diejenige von Uran (BGR 2016).

Für Thorium schätzt (IAEA; NEA 2016) die Vorkommen, die bereits bekannt sind oder angenommen werden, mit 6,2 Mio. Tonnen ab.¹⁸⁷ Dieser mit den Uranvorkommen vergleichbare Wert ist allerdings vor dem Hintergrund einzuordnen, dass heute kein eigenes ökonomisches Interesse an einer Erschließung von Thorium-Vorkommen besteht, sondern solche Erschließungen nur im Zusammenhang mit der Erschließung anderer Rohstoffe vorgenommen werden.

Bleibt der Natururanverbrauch auf dem heutigen Niveau von ca. 59.200 Tonnen pro Jahr (NEA 2020b), dann decken die bekannten und vermuteten Vorräte von 6,15 Millionen Tonnen Uran noch für über 100 Jahre den weltweiten Bedarf. Bei Berücksichtigung der bis zu einem Preis von 260 US-Dollar pro Kilogramm förderbaren Mengen sogar für 135 Jahre.¹⁸⁸ Gemäß (NEA 2020b) würden bei

¹⁸⁷ Neuere Berichte zu den Uranressourcen (NEA 2018; 2020b) enthalten keine aggregierten Angaben mehr zu Thoriumvorkommen.

¹⁸⁸ Damit die Uranvorkommen auch tatsächlich gefördert werden, darf der Aufwand gewisse Grenzen nicht überschreiten. Um zu beurteilen, wie wirtschaftlich und damit wie wahrscheinlich die Ausbeutung eines Uranvorkommens ist, werden die Vorkommen deshalb nach Kostengruppen unterteilt, beginnend mit der Kategorie „weniger als 40 US-Dollar pro Kilogramm Uran“. Lange galten Gewinnungskosten bis 130 US-

einer Abschätzung von Fortschritten in der Ausnutzung der Uranressourcen unter Berücksichtigung aller konventionellen Reserven (also auch bislang unentdeckter jedoch prognostizierter Mengen) die Uranvorkommen sogar für 250 Jahre reichen. Lediglich bei einem drastischen Ausbau der Kernenergie würden die Ressourcen entsprechend wesentlich früher verbraucht beziehungsweise nur zu deutlich höheren Kosten zu gewinnen sein.

Potenziell existieren noch weit größere Mengen an Uran, beispielsweise belaufen sich die im Meerwasser gelösten Mengen an Uran auf schätzungsweise 4 Mrd. Tonnen. Bislang ist die Gewinnung solcher Mengen technisch allerdings nicht zu ökonomisch vertretbaren Kosten möglich (IAEA; NEA 2016).

Entsprechend dieser Zahlen kommt auch (BGR 2016) zu dem Schluss, dass aus rohstoffgeologischer Sicht ein ausreichendes Potential zur Verfügung steht, um eine langfristige weltweite Versorgung mit Uran zu gewährleisten.

Unterstellt man dennoch, dass im Kontext einer sehr langfristigen bzw. stark ansteigenden zukünftigen Kernenergienutzung ein Bedarf für das Erbrüten zusätzlichen spaltbaren Materials bestehen könnte, so wäre dies grundsätzlich sowohl mit Uran (durch Erbrüten von Plutonium) wie mit Thorium (durch Erbrüten von Uran-233) möglich. Damit bestünde selbst bei Annahme einer sehr langfristigen Kernenergienutzung auf hohem Niveau keine Notwendigkeit für die Nutzung von Thorium als Brennstoff.

Eine Ausnahme sind allerdings Länder wie Indien. Indien verfolgt seit längerem Forschungsprogramme mit dem Ziel eines Einsatzes von Thorium-Brennstoffen. Hintergrund für das indische Interesse an Thorium ist, dass Indien über relevante Thorium-Vorkommen verfügt, demgegenüber jedoch praktisch nicht über relevante Uran-Vorkommen. Da Indien nicht Mitglied im nuklearen Nichtverbreitungsvertrag ist, waren seine Möglichkeiten, auf internationale Uran-Vorkommen zuzugreifen, lange Zeit stark eingeschränkt. Trotz dieses im internationalen Vergleich hohen Interesses an einer großtechnischen Umsetzung der Thoriumnutzung ist diese auch in Indien bislang nicht kommerziell implementiert.

Als ein wesentlicher Vorteil eines Thorium-Uran-Brennstoffs wird zumeist der deutlich geringere Aufbau von Transuranelementen, insbesondere von Plutonium benannt und die damit einhergehenden Vorteile bezüglich der Radiotoxizität der Abfälle. Die Aktinidenproduktion ist bei der Verwendung von Thorium geringer, allerdings entstehen ebenfalls relevante Mengen des langlebigen Protactinium-231. Insgesamt ist die im abgebrannten Brennstoff vorhandene Radiotoxizität von Thorium-Uran-Brennstoff gegenüber derjenigen eines herkömmlichen Uran-Brennstoffs jedoch deutlich reduziert. Wie in (Öko-Institut e.V. 2021a) ausführlicher diskutiert, ist dies allerdings mit Blick auf die Frage der Abfallproblematik ein irreführendes Argument, da die Radiotoxizität einen ungeeigneten Maßstab in Bezug auf die Entsorgung in einem Endlagerbergwerk darstellt.

Dies stellt auch (NEA 2015a, S. 29) mit Blick auf Thorium-Uran-Brennstoff fest. Demnach ist für den Sicherheitsnachweis eines potenziellen Endlagers der Einfluss der Aktiniden gegenüber den langlebigen, mobilen Spaltprodukten gering. Der wesentliche Einflussfaktor mit Blick auf die Schwierigkeit, eine Langzeitsicherheitsanalyse zu führen, sei nicht so sehr die Art des verwendeten

Dollar pro Kilogramm Uran als höchste Kostengruppe. Im Jahr 2009 wurde eine zusätzliche Kostengruppe bis 260 US-Dollar pro Kilogramm Uran eingeführt, da die 130-US-Dollar-Grenze für kurzfristige Lieferverträge in den Jahren 2007 und 2008 zeitweise überschritten wurde und die Kosten für die Gewinnung tendenziell gestiegen sind.

Brennstoffs bzw. des Reaktorsystems, sondern die insgesamt erzeugte Energie als eine Kenngröße für die Menge an entstandenen Spaltprodukten.

Mit Blick auf die Produktion von langlebigen Spaltprodukten sieht (NEA 2015a, S. 100) keine relevanten Unterschiede zwischen einem Uran-Plutonium- und einem Thorium-Uran-Brennstoff.

Fazit Ver- und Entsorgung

Angesichts der heute verfügbaren Uranressourcen besteht aus Sicht der Ressourcenverfügbarkeit keinerlei Notwendigkeit, Thorium als alternativen Brennstoff in neuen Reaktorkonzepten einzusetzen.

Im Kontext einer sehr langfristigen bzw. stark ansteigenden zukünftigen Kernenergienutzung könnte ein Bedarf für das Erbrüten zusätzlichen spaltbaren Materials bestehen. Dies wäre grundsätzlich sowohl mit Uran (durch Erbrüten von Plutonium) wie mit Thorium (durch Erbrüten von Uran-233) möglich. Damit bestünde selbst bei Annahme einer sehr langfristigen Kernenergienutzung auf hohem Niveau keine Notwendigkeit für die Nutzung von Thorium als Brennstoff.

Bei der Entsorgung stellen sich die in Kapitel 4.4.7 behandelten Probleme für Fluoridsalze als Brennstoff. Aufgrund der Wiederaufarbeitung im LFTR sind eine Reihe spezieller Abfallgebinde für die Endlagerung zu entwickeln. Die Nutzung von Thorium statt Uran als Brennstoff reduziert den Aktinidenanteil im Abfall, bringt aber keine wesentlichen Vorteile bezüglich der Langzeitsicherheit für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle in geologischen Formationen.

Insgesamt lassen sich daher auch in diesem Feld keine eindeutigen Vor- oder Nachteile des LFTR gegenüber LWR ausweisen.

5.5.4 Proliferationsrisiken

Im Thorium-Uran-Brennstoff entsteht als spaltbares Material das Uranisotop Uran-233. Aufgrund seiner Eigenschaften (geringe kritische Masse im Bereich von 15-30 kg, geringem Anteil an Spontanspaltungen und damit geringer Hintergrund an störenden Neutronen, lange Halbwertszeit) stellt Uran-233 ein sehr gutes Material für Kernwaffen dar (GIF 2011). Neben den Spaltstoffen Uran-235 und Plutonium sowie Natururan als Brutmaterial fällt damit auch Thorium unter die Safeguards der IAEA.

Mit Blick auf die Proliferationsresistenz von Uran-233 ist eine wichtige Eigenschaft, dass im Thorium-Brennstoff immer auch das Isotop Uran-232 produziert wird. Uran-232 zerfällt mit einer Halbwertszeit von 69 Jahren, wobei in der Zerfallskette verschiedene sehr harte Gammastrahler (Gammaenergie von 2,6 MeV) gebildet werden. Diese harte Gammastrahlung ist schwer abzuschirmen.

Je nach Dauer der Bestrahlung des Brennstoffs kann der Anteil von Uran-232 im entstehenden Gesamturan im Bereich von wenigen ppm bis hin zu einigen Tausend ppm liegen. Die starken Gammastrahler in der Zerfallskette von Uran-232 bauen sich (nach der Abtrennung von Uran) innerhalb von wenigen Monaten bis zur Gleichgewichtskonzentration auf. Bei frisch abgetrenntem Uran ist damit die Strahlung aus den Zerfallsprodukten des Uran-232 noch gering. Nach (GIF 2011) führt 1 g Uran-232 zu einem Anstieg der Zerfallsrate der starken Gammastrahler von 0,3 GBq pro Tag über die ersten drei Monate. Ein Gleichgewicht wird letztlich nach einigen Jahren erreicht, wobei dann die Zerfallsrate bei 270 GBq liegt.

Damit ist einerseits eine Detektion auch geringer Mengen von Uran im Rahmen der Spaltmaterialüberwachung möglich. Andererseits geht von größeren Mengen Uran auch eine

relevante Dosisleistung aus, so dass eine Handhabung und Verarbeitung des Materials nur stark abgeschirmt bzw. fernhantiert möglich ist.

(NNL 2010) stellt fest, dass die mit der Nutzung von Uran-233 verbundenen Proliferationsrisiken als vergleichbar zu den Risiken beim Umgang mit hochangereichertem Uran und als mindestens vergleichbar zu denjenigen eines Uran-Plutonium-Brennstoffkonzepts einzuschätzen sind. Der physische Schutz durch die Anwesenheit von Uran-232 werde im Allgemeinen überbewertet, nur unter sehr speziellen Randbedingungen könne ein Thorium-Uran-Brennstoffkonzept eine höhere Proliferationsresistenz aufweisen als andere Brennstoffkonzepte. Für eine vertiefte Diskussion des Einflusses dieses „Selbstschutzes“ auf die Proliferationsresistenz verschiedener denkbarer Brennstoff- und Abzweigungsszenarien vgl. beispielsweise (NEA 2015a, Kapitel 9.2).

Als weiterer Aspekt ist zu berücksichtigen, dass bei jedem Reaktor, der Brennstoffe auf Thorium-Basis einsetzen soll, für einen anfänglichen Betrieb auch die Zugabe eines spaltbaren Materials (entweder höher angereichertes Uran oder Plutonium) zwingend erforderlich ist. Die Gewinnung und Bereitstellung der hierfür erforderlichen Mengen an Spaltmaterial muss im Rahmen einer vollständigen Diskussion der von einem konkreten Thorium-Uran-Brennstoffkonzept ausgehenden Proliferationsrisiken einbezogen werden.

Fazit Proliferation

Hinsichtlich von Proliferationsaspekten wären diese sehr stark abhängig von der konkreten technischen Ausgestaltung der Thorium-Brennstoffnutzung und der Wiederaufarbeitungsanlage.

Eindeutige Vor- oder Nachteile des LFTR gegenüber der Technologieline der MSR (siehe Kapitel 4.4) bezüglich einer möglichen Thoriumnutzung sind nicht festzustellen.

Gegenüber LWR kann auf die Anreicherung verzichtet werden, allerdings wird zum Start des Reaktors separiertes spaltbares Material und die Wiederaufarbeitung des Thoriumbrutmantels benötigt.

Insgesamt lassen sich daher auch in diesem Feld keine eindeutigen Vor- oder Nachteile des LFTR gegenüber LWR ausweisen.

5.5.5 Technologischer Entwicklungsstand

Die Autoren von (EPRI 2015) sehen noch erheblichen Entwicklungsaufwand für den Langzeitbetrieb einer chemischen Wiederaufarbeitungsanlage, vor allem in Hinsicht auf die Wartung von Reaktionskammern und Rohren aufgrund der hohen Strahlung und der hohen Temperaturen.

Mit (EPRI 2015) wurde eine ausführliche Einschätzung des Entwicklungsstandes von LFTR mit einem 10-stufigen TRL Bewertungsschema vorgelegt. Die Bewertung bezieht sich auf die wesentlichen technischen Komponenten des Reaktorbehälters, des Primärkreislaufes und der chemischen Wiederaufarbeitungsanlage. Andere für den TRL wesentliche Entwicklungsfelder (betriebliche Anforderungen, Leittechnik, Sicherheitsfunktionen und Nachweisverfahren) werden kaum betrachtet. Ähnlich wie in Kapitel 4.5 dargestellt, fällt den Autoren aufgrund des frühen Entwicklungsstandes des Reaktorkonzeptes eine Einordnung schwer, da Designentscheidungen noch nicht getroffen wurden.

Die Autoren kommen zu dem Ergebnis, dass einige der Komponenten nur Level 3 erreichten, d.h. in ihrem TRL Schema hat noch keine komponentenspezifisches Laborexperiment stattgefunden. Aufgrund der Vorerfahrungen des MSRE Experiments sind dies hauptsächlich Komponenten der

chemischen Wiederaufarbeitungsanlage, für den sie TRL 3 und darunter vergeben, aber auch die Notabschaltssysteme. Etliche Komponenten kommen auf einen TRL von 3-5. Vor allem Strukturteile wie Reaktorbehälter, Rohre, Wärmetauscher und Pumpen werden mit bis zu TRL 6 bewertet. Generell warnen die Autoren auch davor, sich auf die Vorerfahrungen aus den MSRE und MSRB Projekten (siehe Kapitel 4.4.3) zu sehr zu verlassen. Die Projekte und das Wissen sind mehrere Jahrzehnte alt und die Möglichkeit, bestimmte Nachweise für technischen Komponenten zu wiederholen kann vermindert sein. So sind validierte Softwaretools evtl. nicht mehr verfügbar bzw. haben sich die Standards verändert oder bestimmte notwendige Materialien werden nicht mehr hergestellt (Obsoleszenz).

Insgesamt kommt (IAEA; NEA 2016) zu dem Schluss, dass trotz bisheriger Erfahrungen mit festen Thorium-Brennstoffen für LWR und Schwerwasserreaktoren diese gegenwärtig für einen kommerziellen Einsatz noch nicht geeignet seien. Gemäß (NNL 2010) ist die grundsätzliche Eignung von Thorium-Uran-Brennstoffen zur Nutzung in heutigen Leicht- oder Schwerwasserreaktorkonzepten grundsätzlich verstanden, müsste jedoch vor einem tatsächlichen kommerziellen Einsatz noch weiter demonstriert werden. Dazu wären noch weitere intensive Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mit entsprechendem massivem finanziellem Engagement über mindesten 10-15 Jahre erforderlich. Für den Einsatz solcher Brennstoffe in zukünftigen Reaktorkonzepten sei demgegenüber noch eine deutlich längere Entwicklungsphase erforderlich. Für MSR müssten daher mindestens ein ähnlicher Entwicklungsaufwand entstehen.

Schließlich müsste für einen langfristigen Einsatz von Thorium-Brennstoffen auch zwingend das Uran-233 aus den abgebrannten Brennstoffen wiedergewonnen werden. Die hierfür notwendige Wiederaufarbeitungstechnik für Thorium-Brennstoffe ist ebenfalls weltweit bisher nicht verfügbar.

Insgesamt stellt (NEA 2015a) fest, dass die Verwendung von Thorium als alternativer Brennstoff in den vergangenen Jahren eine erhebliche Aufmerksamkeit auch in der allgemeinen Medienöffentlichkeit gefunden hat. Grund dafür seien verschiedene Thorium-Interessengruppen, die Thorium als eine einsatzbereite, problemfreie Lösung für die Energieprobleme der Welt darstellen. Unabhängig von der potenziellen Nutzung von Thorium und damit ggf. verbundenen Vorteilen könne die zumeist unausgewogene und unwissenschaftliche Darstellung von Thorium in den Medien eine Debatte um die tatsächlichen Chancen und Risiken in Bezug auf die Nutzung von Thorium gegenüber Entscheidungsträgern und der allgemeinen Öffentlichkeit nur erschweren.

(NNL 2010) stellen zusammenfassend fest, dass die Technologie der Thoriumnutzung technisch innovativ, jedoch noch nicht ausgereift sei. Aufgrund erheblicher technischer und finanzieller Risiken, ohne erkennbare Vorteile, sei Thorium gegenwärtig für Betreiber von Kernkraftwerken nicht von Interesse.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Im Vergleich mit anderen Konzepten in der Technologielinie der MSR (siehe Kapitel 5.4) benötigt die Entwicklung des LFTR noch einen sehr hohen Aufwand, allerdings liegen auch historische Erfahrungen durch den MSRE und MSRB des ORNL vor. Der entscheidende Schritt für den LFTR ist neben der Entwicklung einiger wesentlicher Komponenten (z. B. Gasturbine, Regelstabkanäle, Freeze Plug) die Entwicklung der chemischen Wiederaufarbeitung, da diese für die Nutzung von Thoriumbrennstoff unverzichtbar ist.

Die Entwicklung des LFTR ist insgesamt im Bereich der „Angewandten Forschung“ einzuordnen.

5.5.6 Realisierung

5.5.6.1 Geplanter Einsatzbereich

Ähnlich wie andere MSR Projekte soll auch der LFTR für hohe Temperaturen bis zu 700°C nutzbar sein. Dadurch erhöht sich die Effizienz zur Stromerzeugung und es eröffnet sich das Potential für alternative Märkte wie Prozesswärme oder Wärmespeicherung. Ebenfalls sollen unterschiedliche Konfigurationen möglich sein. Eine Besonderheit des LFTR im Gegensatz zu anderen aktiv in Entwicklung befindlichen MSR Konzepten stellt die Verwendung einer Gasturbine dar. Die Abwärme einer Gasturbine weist noch ausreichende Temperaturen auf, um eine Entsalzungsanlage zu versorgen.

5.5.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

Das Konzept des LFTR wird von der Startup Firma Flibe seit 2011 entwickelt.

Im Jahr 2018 konnte Flibe Energy zusammen mit dem PNNL Forschungsgelder des DoE in Höhe von 2 Millionen USD einwerben, um die Eigenschaften von Stickstofftrifluorid zur Fluoridierung und Entfernung von Uran aus einer Salzschnmelze zu untersuchen.¹⁸⁹

Der LFTR wird in der ARIS Datenbank geführt (IAEA 2016c).

Fazit Projektverlauf

Angaben zum Projektverlauf sind spärlich. Es lassen sich keine zuverlässigen Aussagen zum Projektverlauf machen.

5.5.6.3 Kosten

Die ökonomischen Eigenschaften des Reaktors sollen verbessert werden, indem durch die Nutzung hoher Temperaturen wesentlich bessere Wirkungsgrade erreicht werden. Das LFTR Design soll gekoppelt werden mit einem superkritischen CO₂-Turbinensystem, das mit dem Brayton Zyklus arbeitet. Dadurch sollen Wirkungsgrade bis zu 45-50% erreicht werden. Die Entwickler geben ähnlich wie bei anderen Systemen mit Leistungen im Bereich von SMR an, dass durch Modularisierung Konstruktions- und Errichtungskosten gesenkt werden können, ähnlich wie für SMR auf der Basis von Leichtwassertechnologie (EPRI 2015).

Ebenfalls ist es laut den Entwicklern möglich den LFTR von der Größe eines nicht stromproduzierenden Mikroreaktors bis hin zu größeren Leistungen im Gigawattbereich zu skalieren, mit einem jeweils ökonomischen und nachhaltigen Brennstoffkreislauf (ORNL 2021).

In der Systemdarstellung des LFTR aus dem Jahr 2013 (Sorensen 2016) wird eine Kostenstudie erwähnt die Flibe Energy zusammen mit seinem Partner Teledyne Brown Engineering unter der Schirmherrschaft des Electric Power Research Institutes und der Southern Company Services (SCS) durchgeführt hat. Diese liegt öffentlich nicht vor. In (IAEA 2016c) wird dargestellt, dass die

¹⁸⁹ <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-provides-nearly-20-million-domestic-advanced-nuclear-technology>

ökonomische Performance des LFTR noch nicht in genügendem Detail modelliert wurde, dass aber alle Indikatoren darauf hinweisen, dass er stark kompetitiv mit anderen Energiequellen sei.

Bezüglich der Nutzung von Thorium als Brennstoff sind Kostenunterschiede in der Brennstoffver- und -entsorgung nicht von entscheidender Bedeutung für die Strom-Gesamtgestehungskosten in neuen Reaktorkonzepten. Auch liegen bislang praktisch keine belastbaren Angaben für tatsächliche Kosten eines kommerziellen Thorium-Brennstoffkonzepts vor.

(NEA 2015a) diskutiert in qualitativer Weise die Kostenbeiträge der verschiedenen Verarbeitungsstufen bei der Brennstoffherstellung eines Thorium-Brennstoffs im Vergleich zu einem Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoff (MOX) und kommt zu den Schlussfolgerungen, dass

- die Brennstofffertigung im Aufwand derjenigen heutiger MOX-Brennstoffe vergleichbar und damit etwa drei bis fünfmal so teuer wie diejenige eines reinen Uranbrennstoff sei,
- die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstoffe zur Bereitstellung des spaltbaren Materials für die neue Brennstofffertigung mindestens vergleichbar aufwendig sei wie die heutige Wiederaufarbeitung abgebrannter Uran-Brennstoffe und
- keine relevanten Unterschiede bezüglich der Kosten einer finalen Endlagerung der verbleibenden hochradioaktiven Abfälle beim Vergleich der beiden Brennstoffkonzepte zu erwarten sei.

Da der LFTR Flüssigbrennstoff verwendet, sind die Aussagen bezüglich der Brennstofffertigung nicht direkt vergleichbar. Allerdings stellt die Wiederaufarbeitung des Brennstoffs einen zusätzlichen Kostenfaktor dar. Bezüglich der Entsorgung ist zu beachten, dass bisher keine geeignete Konditionierung des Brennstoffs für eine spätere Endlagerung entwickelt wurde und daher Kostenaussagen diesbezüglich nicht getroffen werden können.

(NNL 2010) kommt zu dem Schluss, dass durch die Nutzung von Thorium zwar gegebenenfalls geringe Kostenvorteile gegenüber anderen Brennstoffkonzepten erreichbar seien, diese Kostenvorteile bei der Brennstoffversorgung jedoch angesichts des geringen Anteils der Brennstoffkosten an den gesamten Stromgestehungskosten nicht von relevanter Bedeutung sei.

Fazit Kosten

Die Brennstoffver- und -entsorgung bei heutigen LWR hat nur einen geringen Anteil an den Stromgestehungskosten, vgl. auch Kapitel 2.5. Signifikante Kostenvorteile, z.B. durch die Nutzung von Thorium, gegenüber heutigen LWR lassen sich auf Basis dieser Unterschiede daher nicht erwarten.

Weitere belastbare Aussagen zur Kostenstruktur sind zum derzeitigen Zeitpunkt der Entwicklung nicht möglich.

Zur Weiterentwicklung des LFTR sind massive Investitionen in Höhe von mehreren Milliarden USD notwendig. Die Bereitschaft von privaten Investoren die Risiken zu tragen, wird im Wesentlichen davon abhängen, ob es den Entwicklern gelingt, weitere Investoren zu überzeugen und weitere staatliche Förderung einzuwerben.

5.6 MSR: MCFR (Salzschmelzereaktoren mit schnellem Neutronenspektrum)

Der Molten Chlorid Fast Reactor (MCFR) ist ein Reaktorkonzept aus der Technologielinie der Salzschmelzereaktoren (MSR). Die folgenden Angaben zu MCFR beruhen auf (Krepel und Kramer 2021), soweit nicht anders angegeben. Ein Konzept des MCFR wird von der U.S. amerikanischen Firma TerraPower seit 2015 entwickelt. Von der Firma TerraPower liegen nur spärlich Informationen zu ihrem Reaktorkonzept vor. Ist das spezielle Reaktorkonzept der Firma TerraPower angesprochen wird dies ausgewiesen.

Der MCFR der Firma TerraPower wurde als Pilotprojekt des DoE im Rahmen des Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP) ausgewählt und es soll zunächst ein experimentelles Pilotprojekt gebaut werden, das Molten Chloride Reactor Experiment (MCRE). Der Reaktor soll letztlich niedrige Kosten, hohe Sicherheit, und zuverlässige, nachhaltige Energieversorgung bieten.¹⁹⁰

Vorteile eines MCFR können darin gesehen werden, dass das Chloridsalz eine hohe Löslichkeit von Uran und/oder Transuranelementen ermöglicht. Wie alle MSR kann es als Niedrigdrucksystem realisiert werden, da die Salzschmelze bei den Betriebstemperaturen nicht siedet. Strukturmaterialien sind im Reaktorkern abwesend, da keine Moderation benötigt wird und der Brennstoff gleichzeitig als Kühlmittel dient. Durch die hohe Flexibilität des Reaktorsystems soll sowohl die Verbrennung von Aktiniden als auch das Brüten neuer Spaltstoffe mit einer Reihe unterschiedlicher Brennstoffzusammensetzungen möglich werden und je nach Brennstoffverwendung soll auf Anreicherung oder Wiederaufarbeitung der Aktinide verzichtet werden, was die Proliferationsresistenz erhöht.

5.6.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Beim MCFR handelt es sich um einen unmoderierten Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum, vergleiche Kapitel 4.4.2. Der MCFR der Firma TerraPower soll eine elektrische Leistung von 800 MW haben. MCFR können prinzipiell ebenfalls mit unterschiedlichen Kühlsystemen betrieben werden, als homogene MCFR mit externer indirekter Kühlung (Konzept des MCFR der Firma TerraPower), aber auch als heterogene MCFR mit interner indirekter Kühlung im Reaktorkern. Ebenfalls gibt es Designs mit ein oder mehreren aktinidenhaltigen Salzschmelzen.

Während fluoridbasierte MSR aufgrund der Verwendung von Moderatoren oder von moderierenden Elementen mit niedriger Ordnungszahl wie Beryllium, Lithium und Fluor ein thermischeres Spektrum aufweisen, ist das Spektrum des MCFR eines der härtesten Spektren aller Schnellen Reaktoren. Das schnelle Neutronenspektrum ermöglicht das in-situ Brüten bzw. die Verwendung von Transuranbrennstoffen (TRU-Brennstoff) zur Transmutation. Beim MCFR der Firma TerraPower soll durch das harte Spektrum die Zuführung von spaltbarem Material nach der initialen Kernladung sowie die Abtrennung von spaltbarem Material aus dem abgebrannten Brennstoff sogar unnötig werden.

MCFR können als Brüter oder Verbrenner in offenen oder geschlossenen Brennstoffkreisläufen verwendet werden. Als Brennstoff kann im MCFR Uran-Plutonium, Thorium-Uran oder eine Kombination mit TRU eingesetzt werden. Bei U-Pu Brennstoff könnte aufgrund des harten Spektrums auf eine Wiederaufarbeitung verzichtet werden. Ein solcher Betrieb ohne Wiederaufarbeitung wurde schon in den 1950er Jahren vorgeschlagen und von (Qvist 2021) noch

¹⁹⁰ <https://www.neimagazine.com/news/newsterrapower-and-southern-company-to-demonstrate-molten-salt-reactor-9513910>

einmal dargestellt. Da die Wiederaufarbeitung während des Betriebs eine der großen technischen Hürden bei MSR Konzepten ist, ist das kommerzielle Interesse von Firmen wie TerraPower wohl auch darauf zurückzuführen, dass die prinzipielle Möglichkeit besteht, den MCFR ohne Wiederaufarbeitung betreiben zu können. Der Abbrand des Brennstoffs soll bei einem Once-through Betrieb 183 GWd/MT, bei einem Twice-through Betrieb bis zu 334 GWd/MT erreichen, dies entspräche einem Abbrand von 36%.

Das Grundkonzept (baseline) der Firma TerraPower sieht einen U-Pu Brennstoff mit der Zufuhr von Natururan oder abgebranntem Uran während des Betriebs (Latkowski 2021) vor. Das Grundkonzept ist das langfristige Entwicklungsziel für eine Anlage mit mehreren 100 MW bzw. GW elektrischer Leistung, die physisch groß genug ist, um durch niedrige Neutronenleckage in situ Brüten mit U-Pu Brennstoff mit einer ausreichend hohen Brutrate durchzuführen. Die Reaktoren würden zu Beginn mit frischen HALEU Brennstoff mit 12% Anreicherung betrieben werden, der Plutoniumanteil an der Spaltung würde dann im Laufe der Zeit größer werden (Latkowski 2021). Zunächst sollen die ersten kommerziellen Reaktoren (10-100 MWe) in direkter Nachfolge eines Demonstrationsreaktors mit HALEU betrieben werden. Eine fortgeschrittene Option sieht eine „Pu/waste-burning machine“ vor, die Brennstoffmaterial, welches in anderen MCFR abgetrennt wurde, oder auch mit wiederaufgearbeitetem LWR Brennstoff betrieben wird, der chloriniert und abgetrennt wird (Latkowski 2021).

Der Anteil spaltbarer Materialien im Brennstoff beträgt typischerweise über 10% des Schwermetalls im Reaktor. Das harte Neutronenspektrum macht den Reaktor ebenfalls weniger sensitiv gegenüber dem Aufbau von Spaltprodukten als thermische MSR, so dass weniger Notwendigkeit besteht, ungewünschte Spaltprodukte aus dem Brennstoff auszufiltern. Thermische Reaktoren können aus Gründen der Neutronenbilanzen nur mit Fluoridsalzen und Moderatoren mit niedriger Absorption betrieben werden. Beim MCFR der Firma TerraPower soll auf eine Wiederaufarbeitung während des Betriebs (Online-Reprocessing) durch pyrochemische Verfahren verzichtet werden. Lanthanide werden nicht aus dem Trägersalz entfernt, Edelgase und andere volatile Spaltprodukte werden ausgespült, während Edelmetalle und andere nichtlösliche Spaltprodukte mechanisch gefiltert werden (Latkowski 2021).

Als Brennstoff soll eine Chloridsalzschnmelze dienen, da Chloridsalz eine hohe Löslichkeit von Uran und/oder Transuranelementen ermöglicht und ein härteres Neutronenspektrum aufweist, auch wenn der Reaktorkern wesentlich größer ist als bei Einsatz von Fluoridsalz. Hierfür kommen mehrere Chloridsalze in Frage. Die am besten geeigneten Salze basieren auf Natrium, Kalium, Magnesium oder Calcium, im Patent der Firma TerraPower werden BaCl_2 , SrCl_2 , VCl_3 , CrCl_3 , TiCl_4 and ZrCl_4 gelistet (Krepel und Kramer 2021). Im MCFR der Firma TerraPower soll NaCl-MgCl_2 genutzt werden (Chisholm 2021). Eine wesentliche Eigenschaft von Chlor ist, dass Chlor zwei stabile Isotope besitzt. Im natürlichen Chlor kommen Cl-35 zu 76% und Chlor-37 zu 24% vor. Der Neutroneneinfangquerschnitt von Chlor-35 ist jedoch wesentlich höher als von Chlor-37. In MCFR Konzepten muss daher das Chlor-37 auf höhere Reinheitsgrade (>75%) angereichert werden. In thermischen Reaktoren ist der Neutroneneinfang von Chlor-37 so hoch, dass ein Th-U Brennstoffkreislauf ohne kontinuierliche Zufuhr von Spaltmaterial nicht in Frage käme, dies spricht ebenfalls für ein schnelles Spektrum.

In einem MCFR mit einem schnellen Spektrum, und damit verbunden niedrigen Neutronenabsorptions- und streuraten im Trägersalz, haben die Neutronen eine vergleichsweise hohe mittlere freie Weglänge. Der homogene Reaktorkern ist also für die Neutronen relativ transparent, was zu einer hohen Neutronenleckage führt. Dadurch wird ein Blanket oder Reflektor

im Reaktorkern notwendig, bzw. es kann ein hoher Anteil an Aktiniden im Brennstoff in Frage kommen.

Das Grundkonzept des Reaktors ist ein Becken mit der Brennstoffsalzschmelze. Es soll vier primäre und 4 sekundäre Kühlkreisläufe mit Rohrbündelwärmetauschern geben. Im Reaktorbehälter befinden sich 8 parallele Kreisläufe, jeder mit eigener Pumpe und Wärmetauscher, die den zentralen Pool speisen. Weitere Details zu möglichen Reaktorgeometrien der Firma TerraPower liegen öffentlich bisher nicht vor, (Mausolff et al. 2021) geben einen historischen Überblick über einige bisherige MCFR Designs und berechnen mögliche Reaktorgeometrien und notwendige Brennstoffzusammensetzungen.

5.6.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Grundsätzlich unterscheidet sich der MCFR im Bereich der Sicherheitseigenschaften nicht von der Darstellung von schnellen MSR mit Chloridsalzschmelze (Flüssigbrennstoff) auf Ebene der Technologielinie von MSR (Kapitel 4.4.6). Zum Anlagendesign eines MCFR der Firma TerraPower liegen nur sehr wenig konkrete Informationen vor, etwa in (ORNL 2021). Die Autoren in (Mausolff et al. 2021) stellen nach einer Untersuchung historischer MCFR Designs fest, dass mit den vorliegenden Designdaten keine sinnvolle Sicherheitsanalyse durchführbar ist. Dies nehmen die Autoren zum Anlass ein erstes Design zu berechnen, mit Hilfe dessen eine Analyse der grundlegenden Sicherheitseigenschaften eines MCFR untersucht werden könnte. Dazu berechnen sie unterschiedliche Geometrien für den Reaktorbehälter und den Reflektor, Brennstoffzusammensetzungen, Leistungsprofile, Kühlnotwendigkeiten und Reaktivitätskoeffizienten mit Hilfe von Simulationscodes für den Gleichgewichtsfall.

Im Jahr 2016 führte das MCFR Team eine vorläufige PIRT Analyse durch (Phenomena Identification and Ranking Table), das entsprechende Dokument ist jedoch öffentlich nicht verfügbar (MCFRG-INNOV-RPT-0002, Rev-0) (ORNL 2021). Die Ergebnisse sind allerdings in die generelle Betrachtung möglicher Freisetzungen aus MSR in (ORNL 2021) eingeflossen (siehe dazu Kapitel 4.4.6).

Die Reaktivitätskontrolle im MCFR der Firma TerraPower wird durch aktive Steuerstäbe und Rückkopplung durch den negativen Temperaturreaktivitätskoeffizienten erreicht.

Erste Berechnungen zu radioaktiven Quelltermen für eine vollständige Freisetzung aus einem MCFR wurden etwa in (Wheeler et al. 2021) vorgelegt. Da der MCFR der Firma TerraPower ohne pyrochemische Wiederaufarbeitung (Aktinide) konzipiert ist, fällt dies als möglicher Freisetzungspfad weg.

Bei der Abtrennung von volatilen oder metallischen Spaltprodukten müssen diese möglichen Freisetzungspfade mit betrachtet werden. Das Barriereprinzip des MCFR der Firma TerraPower umfasst daher den Behälter, das Containment und das Gebäude des Reaktors und der Brennstoffbearbeitungsanlage. Dieses sogenannte Functional Containment System (FCS) ist ein neues Konzept, das mehrere Barrieren zusammen annimmt, die effektiv den physischen Transport und die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung im Normalbetrieb, bei Störfällen und unter Unfallbedingungen verhindert. Das FCS ist dazu geeignet sicherzustellen, dass die Dosis an den Grenzen der Anlage als Konsequenz eines postulierten Unfalls die regulatorischen Grenzwerte einhält (Krepel und Kramer 2021).

Fazit Sicherheit

Einige der Unfallabläufe, die für LWR vorkommen, können im MCFR nicht auftreten. Dennoch bestehen auch für den MCFR spezifische Stör- und Unfallabläufe und die Möglichkeit zur Freisetzung großer Mengen an Radioaktivität in die Umwelt.

Für den MCFR gelten die auf Ebene der Technologielinie diskutierten allgemeinen Sicherheitseigenschaften von MSR mit Flüssigbrennstoffen und dieselben Vor- und Nachteile bezüglich der Reaktivitätskontrolle, der Nachwärmeabfuhr, der Freisetzungen bei Stör- und Unfällen, und des Ereignisspektrums (siehe Kapitel 4.4.6).

Insgesamt ergeben sich daher keine für den MCFR spezifischen wesentlichen Vor- oder Nachteile gegenüber heutigen LWR.

5.6.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Hinsichtlich der Brennstoffversorgung ist vor allem die Notwendigkeit für die Anreicherung von Chlor-37 zu nennen. Bei Verwendung eines U-Pu-Brennstoffs ist allerdings aus neutronischen Gründen nicht derselbe Reinheitsgrad notwendig und im Vergleich zu Th-U nur eine Reduzierung der Anreicherung von Chlor-37 um eine Größenordnung notwendig (Forsberg 2021). Die Chloranreicherung ist bisher wenig erforscht, wäre aber prinzipiell mit der Gaszentrifugentechnologie der Urananreicherung machbar, als Trägergas wäre ein einatomiges Gas wie HCL oder Methylchlorid (CH_3Cl) zu bevorzugen, da mit Chlorgas selbst eine Dreikomponentenabtrennung notwendig würde ($\text{Cl}^{35}\text{-Cl}^{35}$, $\text{Cl}^{35}\text{-Cl}^{37}$, $\text{Cl}^{37}\text{-Cl}^{37}$). (Forsberg 2006).

Für die Versorgung des MCFR ist im Gleichgewichtsbetrieb lediglich Natur- oder abgereichertes Uran vorgesehen. Im MCFR soll eine Uranausnutzung von bis zu 35% möglich werden, etwa 60-mal so viel wie in einem LWR. Für eine Übergangszeit bzw. für den Start eines neuen MCFR ist Brennstoff mit einem höheren Spaltstoffanteil im Bereich von 10% oder mehr erforderlich. Für den Start soll allerdings auch die Nutzung von bereits genutzten MCFR Brennstoff (z.B. Überschuss aus einem anderen Reaktor) in Frage kommen, statt den Brennstoff zu entsorgen (Greenspan 2021).

Für den Brennstoff des MCFR der Firma TerraPower kommen eine Reihe von Entsorgungsoptionen in Frage. In (Latkowski 2021) werden drei Varianten dargestellt. Entweder die direkte Entsorgung in Salzmatrix ohne Rückgewinnung von Chlor-37. Eine solche Lagerung wäre chemisch nicht stabil und daher auf die geologische Wirksamkeit des Einschlusses angewiesen. Eine andere Entsorgungsoptionen bestünde in der Konditionierung durch die Oxidierung des Chlors zu Chloroxiden und dadurch eine Abtrennung von Chlor-37 und einer folgenden Konditionierung von Metalloxiden in SynRoc, einem synthetischen Gestein aus Titanatmineralien. Die Abtrennung von Chlor aus dem Abfallstrom könnte allein deswegen notwendig sein, weil Chloride als Abfallformen eine geringe Rückhaltefähigkeit haben, da Chloride sich in Wasser auflösen.

Ebenfalls wäre es möglich, das angereicherte Chlor zurückzugewinnen und die restlichen Abfälle z.B. in Eisenphosphat zu verglasen. Zu allen Entsorgungsmöglichkeiten ist nach (Latkowski 2021) noch erheblicher Forschungs- und Entwicklungsaufwand notwendig.

(Latkowski 2021) gehen davon aus, dass bei der Verglasung der Abfälle entweder die Minoren Aktinide und Spaltprodukte abgetrennt werden oder alternativ der gesamte Flüssigabfall verglast wird. Der Nachweis der Machbarkeit, den gesamten Abfall zu verglasen, ist noch nicht erbracht worden, außerdem kann der Abfall als Brennstoff nicht wiederverwendet werden.

Insgesamt stellen (Latkowski 2021) fest, dass bisher die Entsorgungsaspekte nicht gelöst worden sind, dass aber interessante Optionen existieren würden.

Fazit Ver- und Entsorgung

Der mögliche Verzicht auf eine Anreicherung von Uran und die hohe Ausnutzung des Urans stellt einen Vorteil des MCFR gegenüber der Technologielinie und heutigen LWR dar. Allerdings wird für den Betrieb eines MCFR die Anreicherung von Chlor-37 benötigt.

Ebenfalls ist es erklärtes Ziel des MCFR, auf eine Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies stellt gegenüber der Technologielinie des MSR einen Vorteil dar, entspricht allerdings dem heute bei LWR üblichen offenen Brennstoffkreislauf, so dass sich hieraus gegenüber heutigen LWR kein relevanter Unterschied ergibt.

Zur Entsorgung müssten die Abfälle des MCFR geeignet konditioniert werden und die Entsorgungsmöglichkeiten sind noch zu entwickeln. Dies stellt einen Nachteil gegenüber der direkten Endlagerung von LWR dar.

Vor diesem Hintergrund ist nicht davon auszugehen, dass sich hinsichtlich der Entsorgung relevante Vorteile eines MCFR gegenüber heutigen LWR ergeben.

5.6.4 Proliferationsrisiken

Die Proliferationsrisiken des MCFR unterscheiden sich nur wenig von anderen MSR ohne Wiederaufarbeitung (siehe Kapitel 4.4.8). Im Konzept der Firma TerraPower soll allerdings im Gleichgewichtszustand des Reaktors nur noch natürliches oder abgereichertes Uran zugeführt werden. Dies erhöht die Proliferationsresistenz. Allerdings wird zum Start des MCFR ein Inventar an Spaltmaterial in Form von Plutonium oder HALEU benötigt.

In (ORNL 2020) werden ausführlich Überlegungen zu Safeguards und Überwachungsmaßnahmen anhand des MCFR Designs der Firma TerraPower durchgeführt, die ähnlich auch für andere Flüssigreaktorsysteme gelten. Nach dem Bericht kommen eine Reihe von schon bestehenden Safeguardstechnologien der IAEA für eine Überwachung in Frage, vor allem für den frischen Brennstoff. Für bestrahlten Brennstoff besteht allerdings Forschungs- und Entwicklungsbedarf. So sind zum Beispiel keine Technologien bekannt, um direkt den Gehalt an Spaltmaterial im bestrahlten Brennstoffsalz zu messen. Auch traditionelle Safeguards wie Begrenzung und Überwachung (containment and surveillance) müssen wahrscheinlich verändert werden, um multiple Pfade des Spaltmaterialflusses in MSR abzudecken. Auch müssen die Überwachungstechnologien gleichzeitig den extremen Strahlenbedingungen standhalten. Da es keine abgegrenzten Brennelemente gibt, wird ein MSR, ähnlich wie andere Systeme in denen größere Spaltmaterialmengen in verschiedenen Prozessabläufen vorliegen, behandelt werden, wie etwa Wiederaufarbeitungsanlagen (bulk vs. item). Es findet eine ständige Zu- und Abfuhr von Spaltmaterial in den verschiedenen Prozessschleifen statt. Gleichzeitig verändert sich die Brennstoffzusammensetzung permanent auch während des Gleichgewichtsbetrieb im Reaktor. Auch die sich verändernde chemische Zusammensetzung des Trägersalzes beeinflusst die Art und Quantität der Aktinide und die Spaltmaterialproduktion. Diese Eigenschaften machen eine Materialbilanzierung schwierig (ORNL 2020).

Die Autoren von (ORNL 2020) kommen auch zu dem Schluss, dass die hohe Strahlung im Reaktor die Anwendung von Überwachungsmaßnahmen behindert, viele Bereiche werden für Inspektoren

nicht zugänglich sein. Gleichzeitig behindert dies jedoch auch Möglichkeiten des Zugriffs auf das Spaltmaterial und vereinfacht die Anwendung von Safeguards.

Ein weiteres Problem ist nach (ORNL 2020) auch der Verbleib von Spaltmaterial in Teilen des Systems. Dadurch wird es erschwert festzustellen, ob Material abgezweigt wurde oder lediglich nicht bilanziert werden konnte (material unaccounted for – MUF). Ein Vorteil ist hier allerdings gegenüber Systemen wie einer großen Wiederaufarbeitungsanlage, dass die Gesamtmenge an Brennstoff im System gering ist und kein hoher Durchsatz entsteht. Das Gesamtinventar kann dadurch besser kontrolliert werden und Unsicherheiten können klein gehalten werden. Für die genaue Materialbilanzkontrolle sind ebenfalls gute Modelle und Computersimulationstools notwendig, die parallel entwickelt werden müssen.

Ein Vorteil des MCFR ist, dass er ohne eine Abtrennung von Spaltmaterial während des Betriebes konzipiert wird und dadurch die Proliferationsrisiken abgetrennten Spaltmaterials und der Wiederaufarbeitungstechnologie vermieden werden. (ORNL 2020) weisen jedoch darauf hin, dass der Spaltmaterialanteil im Brennstoff signifikant höher ist als in LWR.

Ein Vorteil im MCFR ist, dass sich nur eine geringe Menge Überschussreaktivität im Reaktor befindet, so dass die Abzweigung von Spaltmaterial durch die Abnahme an Reaktivität auffallen würde, bzw. die Restreaktivität nicht ausreicht, den Reaktor zu betreiben (Krepel und Kramer 2021).

In (Latkowski 2021) wird ein Bericht zu Proliferationsrisiken eines Reaktorkonzepts in der Vorgenehmigungsphase erwähnt (LLNL 2017), der Bericht ist öffentlich nicht zugänglich.

Fazit Proliferation:

Es ist erklärtes Ziel der Firma TerraPower, für den MCFR auf eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs zu verzichten. Dies stellt gegenüber der Technologielinie des MSR einen Vorteil dar, entspricht allerdings dem heute bei LWR üblichen offenen Brennstoffkreislauf, so dass sich hieraus gegenüber heutigen LWR kein relevanter Unterschied ergibt.

Während des Gleichgewichtsbetriebs soll im MCFR der Firma TerraPower nur noch natürliches oder abgereichertes Uran zugeführt werden. Dies ist ein Vorteil gegenüber anderen MSR Konzepten, in denen Spaltmaterial kontinuierlich zugeführt werden muss. Ebenfalls ist dies ein Vorteil gegenüber LWR, da keine Anreicherung notwendig ist. Des Weiteren wird frischer Spaltstoff bei der Inbetriebnahme des Reaktors benötigt.

Bei der Anwendung von Safeguards müssen neue Ansätze und Technologien für die Spaltmaterialüberwachung und Materialbilanzierung entwickelt werden und die Safeguards werden aufwändiger. Dies ist ein Nachteil gegenüber LWR.

Insgesamt ergeben sich leichte Vorteile des MCFR gegenüber LWR bei der Proliferationsresistenz.

5.6.5 Technologischer Entwicklungsstand

Thermische MSR mit Chloridsalzschnmelzen wurden schon in der Pionierzeit der Kernenergie Ende der 1950er Jahre konzeptioniert, wurden aber wegen der schlechteren Bruteigenschaften gegenüber Fluoridsalzschnmelzereaktoren nur theoretisch in Konzeptstudien weiterverfolgt. (Mausloff et al. 2021; Krepel und Kramer 2021) bietet einen historischen Überblick über die relevanten Konzepte.

Eine Reihe von neueren Berichten wurden für die weitere Entwicklung des MCFR in Zusammenarbeit mit dem ORNL und INL verfasst, so etwa eine Roadmap mit Bestrahlungsversuchen, die in (Latkowski 2021) erwähnt wird. Es bestehen größere Lücken in allen in Kapitel 4.4.5 genannten Bereichen, die für die Entwicklung bestimmend sind.

Hinsichtlich der Entwicklung von Brennstoff ist historisch die Datenlage für Chloridreaktionen im Vergleich zu Fluoridreaktionen schlecht (siehe auch Kapitel 5.5). Generell wird davon ausgegangen, dass die Schmelztemperaturen für unterschiedliche Zusammensetzungen ähnlich sind. Es sind zusätzliche Studien zur Korrosion, Kompatibilität mit Strukturmaterialien, zur Redox-Kontrolle und zu vielen anderen Sicherheits- und Performanceeigenschaften notwendig. Basierend auf dem Konzept von „Harten und Weichen Säuren und Basen“ ist Chlor generell weicher als Fluor und kann daher für Probleme mit der Stabilität von Chlorverbindungen, der Redox-Kontrolle und der Korrosivität sorgen (Krepel und Kramer 2021).

Ebenfalls ist die Datenlage für Neutronenwirkungsquerschnitte für Chlor-35 und Chlor-37 schlecht. Für die wichtigsten Wirkungsquerschnittsbereiche, die für das MCRE Experiment relevant sind, werden erst jetzt Messungen in Zusammenarbeit mit dem LANL durchgeführt. Der Grund dafür ist, dass die Wirkungsquerschnitte für z.B. Chlor-35 erheblich von derzeit genutzten evaluierten Neutronenwirkungsquerschnittsbibliotheken wie ENDF/B-VIII.0 (Evaluated Nuclear Data File - ENDF) abweichen. Genaue Wirkungsquerschnittsdaten sind für das Design aber auch die Genehmigung des MCRE Experimentes entscheidend.¹⁹¹

Ebenfalls stellt sich in der Materialentwicklung die Aufgabe, viele Komponenten des Systems zum ersten Mal herzustellen. Allerdings wurden mit dem MSRE Experiment und der Materialforschung zu korrosionsresistenten Strukturmaterialien unter harter Neutronenbestrahlung in den letzten Jahrzehnten auch Fortschritte erzielt. Es bleibt aber festzustellen, ob diese Daten, die hauptsächlich für Fluoridsalzschmelzen gewonnen wurden, auf den MCFR übertragbar sind.

Bezüglich der betrieblichen Anforderungen, der Steuerung und Leittechnik, sowie der Sicherheitsfunktionen müssen die Erfahrungen erst noch gewonnen werden. Hier kann ebenfalls auf die Erfahrungen mit dem MSRE Experiment zurückgegriffen werden, allerdings zeigt die Notwendigkeit eines ersten kleinen Experimentierreaktors MCRE auch, dass diese nur bedingt auf das MCFR Konzept übertragbar sind.

Am weitesten fortgeschritten sind die Nachweisverfahren, da die Entwicklung von Simulationscodes für die Entwicklung in anderen Technologielinien und der Computerkapazitäten im allgemeinen deutliche Synergien mit der Entwicklung des MCFR ermöglichen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Die Entwicklung des MCFR benötigt noch einen sehr hohen Aufwand. Der wichtigste nächste Entwicklungsschritt für den MCFR ist zunächst die Material- und Brennstoffentwicklung und die Messung grundlegender physikalisch-chemischer Eigenschaften im Labor. Parallel muss die technische Infrastruktur für eine Anlage mit einer Salzsäure entwickelt und die Anlage erprobt werden (integrated effects test - IET). Die Daten müssen aber nicht nur an unbestrahlten Materialien, sondern ebenfalls nach Bestrahlung (post irradiation experiments - PIE) gewonnen werden, was in der Regel aufgrund der notwendigen Kette aus Vorbereitung, Bestrahlung, Abklingen sehr

¹⁹¹ <https://www.ans.org/news/article-4080/orano-terrapower-get-vouchers-to-study-leu-transport-and-chlorine-chemistry/>

zeitaufwändig ist. Ebenfalls setzt dies vorhandene Bestrahlungsexperimentieranlagen mit den entsprechenden Möglichkeiten voraus.

Die Entwicklung des MCFR ist insgesamt im Bereich der „Angewandten Forschung“ einzuordnen.

5.6.6 Realisierung

5.6.6.1 Geplanter Einsatzbereich

Wie viele MSR Konzepte soll auch der MCFR für hohe Temperaturen um 750°C nutzbar sein. Dadurch erhöht sich die Effizienz zur Stromerzeugung und es eröffnet sich das Potential für alternative Märkte wie Prozesswärme oder Wärmespeicherung in der Salzschmelze (TerraPower, LLC 2022b). Durch die Nutzung der hohen Temperaturen entstehen allerdings ebenfalls neue Herausforderungen für die Salzschmelze, metallische Barrieren und Reflektoren, die einem harten Neutronenfluss ausgesetzt sind (Greenspan 2021).

Der Elektrizitätsversorger Southern Company, der zusammen mit TerraPower den MCFR entwickeln will, geht auch davon aus, dass der Reaktor gute Eigenschaften hat sowohl kontinuierlich als auch im Lastfolgebetrieb betrieben zu werden (Chisholm 2021).

5.6.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

Die von TerraPower noch 2021 angestrebte Zeitlinie sieht zunächst separate Teststände zur Untersuchung unterschiedlicher Effekte vor (separate effects tests), die in den Jahren 2020-2025 die Errichtung einer integrierten Testanlage (integrated effects test - IET) begleitet und schließlich zur Errichtung eines experimentellen Reaktors, des MCRE führt (Latkowski 2021).

Der MCRE soll am Idaho National Laboratory errichtet werden und 2025 entweder mit HALEU oder Uran-Plutonium Brennstoff kritisch werden. Da entscheidende Daten für die Wirkungsquerschnitte von Chlor-35 des Reaktors erst jetzt erneut gemessen werden müssen (siehe Kapitel 5.6.5) ist es fraglich, ob der entsprechende Zeitplan eingehalten werden kann. Die Daten sind für das Design und die Genehmigung entscheidend (Latkowski 2021).

Die IET wurde für 20 Millionen USD errichtet und die Salzproduktion wurde erfolgreich hochskaliert. Die gewonnenen experimentellen Daten sollen genutzt werden, um Software zur Berechnung der Thermohydraulik für Sicherheitsnachweise der Genehmigung zu validieren.

Die weitere Entwicklung in den Jahren 2025-2030 soll zum Bau eines Demo MCFR Reaktors führen, begleitet von einer Testanlage für Komponenten. Ohne die Komponenten hochzuskalieren, soll aus dem MCFR dann ein kommerzielles Produkt mit 30-300 MW elektrischer Leistung für den SMR Markt entstehen. Anschließend soll ab 2030 dann eine hochskalierte „grid-scale“ Anlage mit 500-1200 MW elektrischer Leistung als Produkt entwickelt werden (Latkowski 2021).

Der Zeithorizont der einzelnen Meilensteine verschiebt sich beständig. Die Errichtung des MCFE war in 2019 noch für 2022 und die kommerzielle Reaktorflotte ab 2030 angestrebt (Kramer et al. 2019). In einer jüngeren Pressemitteilung aus dem Oktober 2022 gibt TerraPower und SCS an, dass der Reaktor erst in den 2030ern demonstriert werden soll.¹⁹²

¹⁹² <https://www.energy.gov/ne/articles/southern-company-services-and-terrapower-build-worlds-largest-chloride-salt-system>

Fazit Projektverlauf

Die Errichtung nichtradioaktiver Versuchseinrichtungen, wie der IET Teststand, erfolgte sehr rasch. Es bleibt abzuwarten, ob die Errichtung des MCFE am INL im Jahr 2025 erfolgreich abgeschlossen sein wird, wie dies die Firma TerraPower noch 2021 angekündigt hat. Angesichts des noch notwendigen Entwicklungsaufwandes, fehlender Grundlagendaten und einer zu erteilenden Genehmigung, ist dies relativ unwahrscheinlich. Auch die weiteren Entwicklungspläne mit einer Demoanlage in den 2030er Jahren ist selbst bei massiven zusätzlichen Investitionen angesichts des realen Entwicklungsstandes skeptisch zu sehen.

5.6.6.3 Kosten

TerraPower und Southern Company gingen 2015 eine Partnerschaft zur Entwicklung eines MCFR Konzepts im Rahmen einer Förderung des DoE in Höhe von 45 Millionen USD ein, dem Advanced Reactor Concepts Award.¹⁹³ Die Installation der IET war Teil einer weiteren siebenjährigen Förderung des DoE in Höhe von 76 Millionen USD, das MCFR System weiter zu entwickeln.¹⁹⁴ Schließlich wurde der MCFR für eine weitere staatliche Förderung aus dem Advanced Reactor Demonstration Program (ARDP) des DoE ausgewählt, um den MCFE in einem Konsortium aus Southern Company TerraPower, Idaho National Laboratory, CORE POWER, Orano Federal Services, the Electric Power Research Institute and 3M Company zu errichten. Das DoE trägt über 5 Jahre mit 170 Millionen USD zu den Kosten bei, mit einer Kostenteilung von 80/20.

(Latkowski 2021) geben eine 2019 erneuerte Kostenabschätzung eines großen Leistungsreaktors (baseline) der in Serie gebaut wird (nth of a kind – NOAK) mit einer Leistung von 800 MWe an. Sie berechnen die Konstruktionskosten mit 2.2 Milliarden USD, USD2800/kWe und Stromgestehungskosten von USD60/MWh. Sie sehen die Möglichkeit für Kostensenkungen auf <2 Milliarden USD, < USD2500/kWe und < USD50/MWh (Latkowski 2021).

Für die Entsorgung der Abfälle gibt (Latkowski 2021) Kosten von USD1.60/MWh LCOE für 780 MWe bei einer Laufzeit von 60 Jahren an, die in den oben genannten Kosten schon enthalten sind. Die finalen Entsorgungskosten sollen bei 1 USD/MWh liegen. Stilllegung und Rückbau werden mit Kosten von 540 Millionen USD angenommen. Die Kosten wurden nach den Richtlinien der Generation IV berechnet (Latkowski 2021).

Kostenvorteile entstehen auch dadurch, dass aufgrund der niedrigen Drücke keine dickwandigen Komponenten, z.B. für den Reaktorbehälter und aufgrund der höheren Leistungsdichte, wodurch kompaktere Designs möglich werden sollen, notwendig werden. Ebenfalls ist die Uranausnutzung deutlich erhöht und aufgrund der hohen Temperaturen der Wirkungsgrad bei der Stromerzeugung erhöht und es besteht die Möglichkeit Prozesswärme zu vermarkten (Greenspan 2021).

Fazit Kosten:

Die bisherige Entwicklung des MCFR war sehr erfolgreich bei der Einwerbung öffentlicher Mittel zur Errichtung einer ersten Infrastruktur für die Forschung und Entwicklung des Reaktors. Weitere Kostenabschätzungen vor allem bezüglich der Konstruktions-, Betriebs- oder Stilllegungskosten sind

¹⁹³ <https://www.energy.gov/ne/articles/southern-company-services-and-terrapower-build-worlds-largest-chloride-salt-system>

¹⁹⁴ <https://www.energy.gov/ne/articles/southern-company-services-and-terrapower-build-worlds-largest-chloride-salt-system>

ohne ein konkreteres Design zu unterstellen derzeit noch spekulativ, da wesentliche Merkmale der Kostenstruktur zum derzeitigen Zeitpunkt nicht abschätzbar sind.

Wesentliche Vorteile des MCFR bezüglich höherer Abbränden oder der Nutzung von TRU Brennstoffen etc. stellen keinen Vorteil gegenüber LWR dar. Die Brennstoffver- und -entsorgung bei heutigen LWR hat nur einen geringen Anteil an den Stromgestehungskosten, vgl. auch Kapitel 2.5. Signifikante Kostenvorteile gegenüber heutigen LWR lassen sich auf Basis dieser Unterschiede daher nicht erwarten.

Zur Weiterentwicklung des MCFR sind massive Investitionen in Höhe von mehreren Milliarden USD notwendig. Die Bereitschaft von privaten Investoren die Risiken zu tragen, wird im Wesentlichen davon abhängen, wie das MCRE Experiment verlaufen wird und wie hoch die weitere staatliche Förderung sein wird.

5.7 SCWR: CSR1000

Beim Chinese Supercritical Water-Cooled Reactor (CSR1000) handelt es sich um ein Reaktorkonzept aus der Technologielinie der SCWR, vergleiche Kapitel 4.5. Es wird federführend vom Nuclear Power Institute of China (NPIC) entwickelt. Die folgende Darstellung beruht auf Angaben aus (ARIS 2015) bzw. (IAEA 2023b), soweit nicht explizit anders angegeben.

Der CSR1000 soll gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren signifikante ökonomische und technische Vorteile aufweisen. Diese ergeben sich einerseits aus dem höheren Wirkungsgrad der Anlage, andererseits aus einer Vereinfachung des Reaktorsystems, da auf wichtige Großkomponenten heutiger Druck- und Siedewasserreaktoren verzichtet werden kann. Gleichzeitig führt der Betrieb des Reaktors bei Arbeitsbedingungen oberhalb des kritischen Punkts von Wasser auch zu technischen Herausforderungen.

5.7.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Beim CSR1000 handelt es sich um einen mit Leichtwasser gekühlten und moderierten Reaktor mit Druckbehälter und thermischem Neutronenspektrum, vergleiche Kapitel 4.5.3.. Bei einer thermischen Leistung von 2300 MW erzeugt er eine elektrische Leistung von 1000 MW, was einem Wirkungsgrad von 43,5% entspricht.

Das Kühlmittel tritt bei einem Druck von 25 MPa und einer Temperatur von 280°C in den Reaktordruckbehälter ein und wird beim Durchgang durch den Reaktor auf eine Temperatur von 500°C aufgeheizt. Der Kühlmitteldurchsatz durch den Reaktor beträgt 1190 kg/s, was einen gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren wie dem EPR mit 2630 kg/s deutlich reduzierten Wert darstellt. Ursächlich dafür ist die deutlich größere Enthalpieaufnahme im Reaktorkern. Über zwei Stränge wird das entstandene überkritische Wasser direkt zu den Turbinen geleitet. Nach dem Durchgang durch eine Hochdruck-, eine Mitteldruck- und drei Niederdruckturbinen wird der entspannte Dampf im Kondensator kondensiert und das anfallende Kondensat durch zwei Stränge mittels Speisewasserpumpen wieder zum Reaktor gefördert. Zum Antrieb der Speisewasserpumpe wird eine Turbine genutzt, die einen Teilstrom des Frischdampfs verwendet.

Als Brennstoff ist Uranoxid entsprechend heutigen LWR-Brennstoffen vorgesehen. Bei einer Anfangsanreicherung von 5,6% kann ein Abbrand von 33 MWd/kg Uran erreicht werden, bei 6,2% ein Abbrand von 45 MWd/kg. Die Zyklusdauer liegt dann bei 12 bzw. 18 Monaten. Die gegenüber heutigen LWR notwendige höhere Anreicherung bei gleichem Zielabbrand ist durch die stärkeren Neutronenverluste aufgrund der angepassten Hüllrohr- und Strukturmaterialien im Kern bedingt.

Die Brennstäbe weisen einen Außendurchmesser von 9,5 mm auf. Um die Brennstoffzentraltemperatur zu reduzieren und ein größeres Volumen für die Aufnahme von Spaltgas zur Verfügung zu stellen, werden Pellets mit einem zentralen Hohlraum verwendet. Bisherige Hüllrohrmaterialien wären unter den Betriebsbedingungen des CSR1000 nicht ausreichend beständig. Als Hüllrohrmaterial ist daher eine Variante des Edelstahls 310S vorgesehen. Dabei handelt es sich um einen kohlenstoffarmen austenitischen Stahl mit hohem Chrom- und Nickelgehalt. Als Abstandshalter zwischen Brennstäben dient ein zweifach um den Brennstab gewickelter Draht.

Ein Brennelement besteht aus jeweils vier Teilbündeln. Ein Teilbündel besteht aus 56 Brennstäben, die in einem 9x9-Gitter angeordnet sind. Dabei verbleiben die zentralen 25 Gitterpositionen leer und bilden eine mit Kühlmittel gefüllte Moderatorbox. Die Brennstäbe sind nach innen gegenüber der

Moderatorbox und nach außen gegenüber den anderen Teilbündeln jeweils durch einen Brennelementkasten aus dem Edelstahl 310S eingeschlossen. Dadurch findet eine thermohydraulische Trennung der Kühlmittelströme in der Moderatorbox, in den Teilbündeln und zwischen den Teilbündeln sowie zwischen den Brennelementen statt. Zwischen den vier Teilbündeln können kreuzförmige Steuerelemente vergleichbar zu heutigen BWR-Steuerelementen eingesetzt werden. Die vier Teilbündel werden durch 4 Gitter mit einer Höhe von 30 mm zu einem Brennelement zusammengefasst.

Ein optimiertes Brennelementdesign für den CSR1000 ist in (Zhu et al. 2021) dargestellt. Darin wurden vor allem die Dicke der Wand der Moderatorbox und die Geometrie des Steuerelements angepasst.

Der Reaktorkern besteht aus 157 Brennelementen und weist eine aktive Höhe von 4,2 m und einen Durchmesser von 3,38 m auf. Die aktive Höhe ist gegenüber heutigen LWR etwas erhöht, um die lineare Wärmerate im Kern auf 15,6 kW/m zu begrenzen. Die Leistungsdichte im Kern liegt bei 61,1 kW/kg Uran.

Frische Brennelemente werden im Außenbereich in den Kern geladen und in zwei weiteren Zyklen sukzessive weiter in Richtung Kernmitte umgeladen. Ein Brennelement verbleibt für einen vierten Zyklus an der zentralen Position im Reaktorkern.

Die zentralen 57 Brennelemente bilden hinsichtlich der Kühlmittelströmungsführung eine erste Brennelementgruppe, die äußeren 100 Brennelemente bilden eine zweite Gruppe. Das Kühlmittel tritt oberhalb der Kernoberkante in den RDB ein. Der größte Teil des Kühlmittels (94%) füllt den oberen Bereich des RDB und tritt von dort durch das obere Kerngitter in den Reaktorkern ein. Dabei strömt ein Anteil von 6,5% durch die Moderatorboxen der ersten Brennelementgruppe, ein Teilstrom von 13,7% durch die Moderatorboxen der zweiten Brennelementgruppe, ein Teilstrom von 35,8% dient als Moderator zwischen den Brennelementen und Teilbündeln sowohl der ersten und der zweiten Brennelementgruppe und ein Teilstrom von 38% dient zur Kühlung der Brennstäbe in den Teilbündeln der ersten Brennelementgruppe.

Ein Teilstrom von 6% des eintretenden Kühlmittels wird zwischen dem Kerngehäuse und der RDB-Wand direkt zum Boden des RDB geleitet. In einer Mischkammer unterhalb des Reaktorkerns mischt sich dieser Teilstrom mit dem Kühlmittel, das bereits einmal die Brennelemente durchströmt hat. Dieses bereits aufgeheizte Kühlmittel durchströmt nun von unten als Kühlmittel für die Brennstäbe in den Teilbündeln der zweiten Brennelementgruppe nochmals den Reaktorkern. Das so auf überkritische Temperaturen aufgeheizte Kühlmittel wird in einem Sammler oberhalb der Brennelemente gesammelt und durchmischt, bevor es durch Thermomanschetten aus dem RDB zur Turbine geleitet wird.

Durch diese Strömungsführung wird einerseits sichergestellt, dass die Innenwand des RDB nicht in direkten Kontakt mit dem überkritischen Wasser kommt. Dadurch bleibt die Temperatur der RDB-Innenwand begrenzt und es können konventionelle RDB-Stähle verwendet werden. Weiterhin wird sichergestellt, dass alle Brennelemente trotz der geringen Dichte des erzeugten überkritischen Wassers ausreichend moderiert werden und über den Kern eine möglichst gleichmäßige Leistungsverteilung bei gleichzeitig ausreichender Kühlung erreicht wird.

Der RDB weist einen Innendurchmesser von 4,855 m und eine Höhe von 15,98 m auf und ist vom Aufbau her vergleichbar zu den RDBs heutiger PWR. Die Wandstärke beläuft sich auf 440 mm und ist damit ca. doppelt so stark wie bei heutigen LWRs. Als RDB-Material wird ein optimierter 508-III

Stahl vorgesehen, der für Temperaturen bis 350°C geeignet ist. Durch interne RDB-Einbauten wird die Positionierung der Brennelemente, die Kühlmittelströmung und -durchmischung in den Bereichen unterhalb und oberhalb des Reaktorkerns sowie die thermische Isolation der RDB-Austrittsstutzen vom überkritischen Wasser gewährleistet.

Die Reaktivitätskontrolle erfolgt durch Steuerstäbe, die von oben in den Reaktorkern eingefahren werden. Zur Vermeidung von lokalen Leistungsspitzen wird Erbiumoxid oder Gadoliniumoxid als brennbares Neutronengift im frischen Brennstoff eingesetzt.

5.7.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

(ARIS 2015) verweist zunächst auf grundsätzliche sicherheitstechnische Vorteile von SCWR-Reaktoren, das Fehlen eines Phasenübergangs im Kühlmittel, was das Risiko einer Siedekrise wie bei PWR reduziert, sowie die Verwendung von Edelstählen als Hüllrohrmaterial, was die Bildung von Wasserstoff bei schweren Störfällen minimiert, vergleiche hierzu Kapitel 4.5.4.

Als sicherheitstechnisches Ziel wird eine signifikante Reduzierung des Risikos für Mensch, Personal und Umwelt formuliert, was durch eine Reduzierung der Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Auslegungsstörfällen, auslegungsüberschreitenden Ereignissen, der Kernschadenshäufigkeit sowie von großen, frühen Freisetzungen erzielt werden soll. Dabei soll der CSR1000 gegenüber LWR der sogenannten Generation III eine geringere Kernschadenshäufigkeit und eine geringere Wahrscheinlichkeit für große, frühe Freisetzungen aufweisen. Darüber hinaus sollen die Karenzzeiten für die Beherrschung von Ereignissen größer sein. Diese Ziele sind bisher lediglich qualitativ formuliert, es liegen ihnen keine quantitativen Vorgaben zu Grunde, lediglich für die Karenzzeit wird ein Zielwert von 72 Stunden angegeben.

Um dieses Ziel zu erreichen, soll vor allem auf betriebsbewährte Technologien aus dem kommerziellen Betrieb von PWR sowie von mit überkritischem Wasser gekühlten modernen Kohlekraftwerken gesetzt werden. Darüber hinaus wird auch das Prinzip der gestaffelten Sicherheitsebenen mit einer Kombination aus inhärenten Eigenschaften sowie aktiven und passiven Sicherheitssystemen verfolgt.

Das Containment des CSR1000 ist vergleichbar zu heutigen BWR aufgebaut und in eine Reaktorgrube, den Dampfraum sowie eine mit einem Kühlmittelvorrat gefüllte Kondensationskammer unterteilt. Durch umfangreiche Rohrleitungssysteme kann Dampf aus dem Reaktor direkt in die Kondensationskammer abgelassen werden. Bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Containments wird der Dampf durch entsprechende Rohrleitungssysteme aus dem Dampfraum ebenfalls in die Kondensationskammer geleitet und so der maximale Druck im Containment begrenzt. Das zylindrische Containment weist einen Durchmesser von 23 m bei einer Höhe von 35 m auf und wird für Drücke bis 0,5 MPa und Temperaturen bis 145°C ausgelegt.

Dabei sollen neben den inhärenten Sicherheitseigenschaften von PWR wie negativen Void- und Dopplerkoeffizienten der Reaktivität vor allem auch bewährte Sicherheitssysteme wie die Reaktivitätskontrolle und das Notkühlsystem übernommen werden. Als eine fundamentale Sicherheitsanforderung wird ein jederzeit zur Kernkühlung ausreichender Kühlmittelmassenstrom benannt, der durch ausreichende Einspeisung von Kühlmittel über die kalte Einspeiseleitung sowie eine ausreichende Wärmeabfuhr über die heiße Leitung erzielt werden muss.

Bei einem Ausfall der Speisewasserversorgung wird eine ausreichende Kernbespeisung zunächst durch einen Hochdruckeinspeisetank innerhalb des Containments sichergestellt, ähnlich den bei

heutigen PWR vorhandenen Druckspeichern. Der Einspeisedruck wird durch eine Verbindungsleitung zur Frischdampfleitung hergestellt. Um gleichzeitig die Wärmeabfuhr sicherzustellen, ist ein zweisträngiges automatisches Druckentlastungssystem vorgesehen. Die beiden Stränge entnehmen das überkritische Wasser aus den Frischdampfleitungen und entlasten ihn in eine Kondensationskammer (Strang 1) oder in den Dampfraum des Containments (Strang 2). Beide Stränge sind jeweils über eine Kontroll- und eine Isolationsarmatur gesichert. Nach Druckabsenkung erfolgt die Wärmeabfuhr über ein Niederdruck-Notkühlssystem.

Ein passives Notkühlssystem kann bei hohem Druck die Nachzerfallsleistung aus dem Reaktor über einen Wärmetauscher in die Kondensationskammer abführen. Dazu führt ein geschlossener Kühlkreislauf von einer Frischdampfleitung über einen Wärmetauscher in der Kondensationskammer zurück über eine direkte Einspeiseleitung in den RDB. Nach Öffnen eines Isolationsventils kann durch dieses System die Wärme passiv an die Kondensationskammer abgeführt werden.

Ein passives Niederdruck-Notinspeisesystem stellt nach einer automatischen Druckentlastung oder nach Kühlmittelverluststörfällen eine passive Einspeisung in den Reaktor aus der Kondensationskammer sicher. Dadurch wird eine Kernkühlung sichergestellt, wenn die aktiven Notkühlssysteme nicht verfügbar sind.

Für den Fall einer Kernschmelze kann durch eine im Normalbetrieb geschlossene Leitung die Reaktorgrube mit Kühlmittel aus der Kondensationskammer geflutet werden. Dadurch soll der RDB von außen gekühlt und eine Freisetzung des Coriums in das Containment verhindert werden.

Weitere Sicherheitseinrichtungen für auslegungsüberschreitende Ereignisse, mitigative Notfallschutzmaßnahmen und die Auslegung gegenüber seismischen Einwirkungen sind gemäß (ARIS 2015) noch nicht definiert und sollen in einem nächsten Designschnitt entwickelt werden. Als Zielwert für die seismische Auslegung werden 0,3 g angegeben. Ebenfalls sollen probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 1 und 2 durchgeführt werden, die bislang noch nicht vorliegen.

Eine Reihe von Auslegungsstörfällen wurden bereits mit speziell für den CSR1000 entwickelten Programmsystemen analysiert. Demnach werden Auslegungsstörfälle von den vorgesehenen Sicherheitssystemen beherrscht (ARIS 2015). Ergebnisse von Störfallanalysen für den CSR1000 werden in (GIF 2018a) zusammengefasst. Spezifisch für den CSR1000 wurden dreidimensionale Analysen zum Fehlfahren von Steuerelementen durchgeführt. Aufgrund der Reaktivitätssteuerung ohne Borsäure im Kühlmittel spielen durch ein Fehlfahren von Steuerelementen ausgelöste Transienten beim CSR1000 eine wichtige Rolle innerhalb der Reaktivitätsstörfälle. Demnach werden die analysierten Transienten auslegungsgemäß beherrscht, ohne dass der zulässige Wert für die maximale Hüllrohrtemperatur von 850°C im Kern überschritten wird (Lianjie et al. 2018).

Weiterhin wurden Untersuchungen zum Stabilitätsverhalten eines CSR1000 durchgeführt (Shahzad et al. 2018). Danach sind insbesondere beim Anfahren eines CSR1000 Instabilitätsbereiche zu vermeiden. Eine Weiterentwicklung der Rechenprogramme zur Analyse instabiler Verhaltens in SCWR ist demnach erforderlich, zur Vermeidung des Auftretens von instabilen Zuständen soll eine automatische Echtzeit-Überwachung der Betriebsparameter eines SCWR (Druck, Kernaustrittstemperatur, Leistung etc.) vorgesehen werden.

Fazit Sicherheit

Insgesamt sind die sicherheitstechnischen Eigenschaften und das Sicherheitskonzept des CSR1000, soweit es bislang spezifiziert ist, weitgehend vergleichbar zu heutigen Leichtwasserreaktoren und entspricht dem auf Ebene der Technologielinie diskutierten allgemeinen Eigenschaften. Es ergeben sich keine wesentlichen Unterschiede zur Bewertung auf Ebene der Technologielinien.

Zwar werden von den Entwicklern qualitative Vorteile gegenüber heutigen LWR als Ziel formuliert, diese sind jedoch bislang weder quantifiziert noch nachgewiesen. Weiterhin fehlen bisher spezifische Aussagen im Bereich der Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse sowie der mitigativen Maßnahmen.

Auch auf Ebene des Reaktorkonzepts ist daher insgesamt nicht von einem signifikanten Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen.

5.7.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Beim CSR1000 gelten grundsätzlich die für die Technologielinie identifizierten Aspekte: die Brennstoffe und Brennstoffkonzepte sind vergleichbar zu den heutigen Leicht- und Schwerwasserreaktoren. Aufgrund der höheren Neutronenverluste im Reaktorkern durch die Notwendigkeit der Verwendung anderer Strukturmaterialien ist eine höhere Anfangsanreicherung zum Erreichen desselben Zielabbrands notwendig. Aufgrund des höheren Wirkungsgrads ist zur Erzeugung derselben Menge an elektrischer Energie jedoch ein reduzierter Brennstoffbedarf, und damit eine entsprechend geringere Masse an abgebranntem Brennstoff pro produzierter Kilowattstunde elektrischer Energie zu erwarten.

Für den CSR1000 wird ein geschlossener Brennstoffkreislauf vorgesehen, um die im Brennstoff enthaltenen Spaltmaterialien möglichst weitgehend auszunutzen (ARIS 2015). Darüber hinaus ergeben sich keine relevanten Unterschiede im Vergleich zur Technologielinie.

Fazit Ver- und Entsorgung

Aufgrund der inhärenten Eigenschaften der Technologielinie ist der Vorteil einer um etwa 30% reduzierten Masse an abgebranntem Brennstoff pro produzierter Kilowattstunde elektrischer Energie gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren zu erwarten.

Die Annahme eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs kann den Bedarf für Natururan bzw. angereichertes Uran sowie die Menge des in ein Endlager eingebrachten Plutoniums etwas reduzieren. Dem steht gegenüber, dass zusätzliche Anlagen des Brennstoffkreislaufs (Wiederaufarbeitung, MOX-Brennelementfertigung) erforderlich sind. Diesbezüglich ist auf Ebene des Reaktorkonzepts nicht von einem signifikanten Vor- oder Nachteil gegenüber heutigen LWR auszugehen.

5.7.4 Proliferationsrisiken

Für den CSR1000 wird ein geschlossener Brennstoffkreislauf vorgesehen, um die im Brennstoff enthaltenen Spaltmaterialien möglichst weitgehend auszunutzen.

Eine Analyse von Proliferationsrisiken soll in einer nächsten Designphase durchgeführt werden (ARIS 2015). Darüber hinaus ergeben sich keine relevanten Unterschiede im Vergleich zur Technologielinie.

Fazit Proliferationsrisiken

Mit Blick auf mögliche Proliferationsrisiken ergeben sich für den CSR1000 mit Blick auf das Reaktorsystem selbst keine grundsätzlichen Vor- oder Nachteile gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren.

Die Annahme eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs führt allerdings zu einer erhöhten Verfügbarkeit von direkt kernwaffentauglichen Spaltmaterialien und erhöht damit die Proliferationsrisiken gegenüber einem Brennstoffkreislauf mit direkter Endlagerung, was einen Nachteil gegenüber heutigen Leichtwasserreaktoren mit einem offenen Brennstoffkreislauf darstellt.

5.7.5 Technologischer Entwicklungsstand

Als wesentlichen erforderlichen Entwicklungsschritt für den CSR1000 nennt (ARIS 2015) die Entwicklung von Hüllrohr- und Strukturmaterialien, die die hohen Temperaturen und Drücke im Reaktorkern aushalten.

Am NPIC werden Untersuchungen zum Verhalten verschiedener Materialien unter den physikalischen und chemischen Randbedingungen in einem SCWR durchgeführt. Als ein aussichtsreicher Kandidat für den Einsatz im CSR 1000 wird dabei der Edelstahl 310S untersucht. Dabei spielt auch die zukünftige Kühlmittelchemie eine wesentliche Rolle, da beim Übergang des Kühlmittels vom unterkritischen in den überkritischen Zustand unterschiedliche Verunreinigungen im Kühlmittel gelöst bleiben oder an internen Strukturen im Kern abgelagert werden können. Dadurch können unerwünschte Korrosionsprozesse ausgelöst werden. Zum Nachweis der Verwendbarkeit von 310S sind weitere Untersuchungen erforderlich (Gong et al. 2018). Zwei Varianten des Edelstahls 310S wurden mit Schwerionen bestrahlt, um die möglichen Strahlungsfolgen beim Einsatz im Reaktor zu simulieren. Die Experimente zeigten, dass auch Legierungselemente mit geringen Anteilen am Material einen Einfluss auf die Materialeigenschaften haben können (Huang et al. 2020).

Weiterhin verweisen die Entwickler darauf, dass aufgrund der unterschiedlichen Betriebstemperaturen, Drücke und erforderlichen Traglasten bisherige Steuerelementantriebe heutiger LWR für die Anforderungen des CSR1000 weiterzuentwickeln sind (ARIS 2015).

Das bisherige Design umfasst in (ARIS 2015) noch keine Angaben zu Maßnahmen und Einrichtungen für auslegungsüberschreitende Ereignisse sowie für mitigative Maßnahmen und Maßnahmen des Notfallschutzes. Deterministische Sicherheitsnachweise liegen erst teilweise vor, probabilistische Sicherheitsanalysen wurden noch nicht durchgeführt. Zum Teil liegen hierzu mittlerweile neuere Angaben vor, das Design ist jedoch noch nicht abgeschlossen.

Fazit Technologischer Entwicklungsstand

Für den CSR1000 gelten grundsätzlich die auf Ebene der Technologielinie in Kapitel 4.5 genannten Entwicklungsbedarfe in gleicher Weise.

Mit Blick auf die Entwicklung von Hüllrohr- und Strukturmaterialien wird ein spezifischer Edelstahl für seine Einsatzfähigkeit unter realen Einsatzbedingungen in Laborversuchen untersucht. Damit

befindet der Stand der Materialentwicklung auch für den CSR1000 noch im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“.

Hinsichtlich der für ein vollständiges Reaktorkonzept erforderlichen Sicherheitsfunktionen benennen die Entwickler konkret beispielsweise die Auslegung von Steuerelementen für die konkreten Randbedingungen im CSR1000.

Das Design des Reaktorkonzepts ist noch nicht finalisiert, es liegen bislang auch nur teilweise Nachweise für das konkrete Konzept vor. Auch für den CSR1000 befinden sich die Methoden zur Nachweisführung für SCWR noch im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“.

Insgesamt schätzen die Autoren dieses Gutachtens den Entwicklungsstand des CSR1000 entsprechend dem Entwicklungsstand der Technologieline aktuell als im Bereich der „Angewandten Forschung“ an der Grenze zum Bereich der „Entwicklung“ ein.

5.7.6 Realisierung

5.7.6.1 Zeitlicher Projektverlauf

Arbeiten in China an einem SCWR-Konzept starteten im Jahr 2007 ausgehend von einem nationalen Forschungsprogramm für grundlegende Fragestellungen von SCWR (Zhang 2016). Bereits 2007 erfolgten grundlegende Arbeiten an der chinesischen Shanghai Jiao Tong Universität zu SCWR-Konzepten. In 2012 veröffentlichte das Nuclear Power Institute of China (NPIC) dann das Konzept des CSR1000 (Huang et al. 2021).

Die Arbeiten am NPIC wurden durch ein nationales Forschungs- und Entwicklungsprogramm mit einer ersten Phase in den Jahren 2010-2012 angestoßen, die zweite Phase wurde in 2015 beendet. In diesem Rahmen wurden die wesentlichen technischen Parameter und die Auslegung des Reaktorkerns und wesentlicher Systeme und Strukturen festgelegt. Für die Untersuchung von thermohydraulischen und mechanischen Eigenschaften von SCWR wurden am NPIC zwei Teststände aufgebaut. Dies erlaubte Untersuchungen bei maximalen Temperaturen bis 650°C und Drücken bis 25 MPa und einem Kühlmitteldurchsatz von 2-5 l/h mit einem kontrollierten pH-Wert des Kühlmittels (ARIS 2015).

Das NPIC nennt in (ARIS 2015) das Ziel, einen Demonstrationsreaktor für den CSR1000 bis 2027 errichtet zu haben.

Nach (GIF 2016a) wurde ein neues Projekt in Phase II der SCWR Entwicklung in China in 2015 bewilligt. Darin soll das vorläufige Design des CSR1000 abgeschlossen werden. Adressierte Fragestellungen betreffen das thermohydraulische Design, sicherheitstechnische Fragen der Systemauslegung, materialtechnische Fragestellungen sowie die Entwicklung eines Teststands zur Qualifizierung von Brennelementen. Für das Jahr 2018 wurde ein internationaler Review des CSR1000-Designs geplant.

Von verschiedenen universitären Arbeitsgruppen wurden Untersuchungen zur Sicherheit des Anfahrvorgangs im CSR1000 durchgeführt und zeigen die Einhaltung der sicherheitstechnisch erforderlichen Parameter. Weiterhin wurden verschiedene Störfälle analysiert (Ausfall der Kühlmittelströmung, Kühlmittelverluststörfälle, Reaktivitätsstörfälle) (GIF 2018a; Yuan et al. 2018).

Nach (Leung et al. 2018) hat NPIC vorgeschlagen, einen SCWR-Prototypreaktor zu entwerfen und zu bauen, mit dem verschiedene SCWR-Konzepte demonstriert werden könnten. Dieser Prototypreaktor sollte eine geringere Größe als ein CSR1000, jedoch eine ausreichend hohe Leistung für den Demonstrationsbetrieb einer mit überkritischem Wasser betriebenen Turbine aufweisen. Damit soll die technische Machbarkeit von Konzepten wie dem CSR1000, dem HP-LWR, dem JSCWR oder auch dem Canadian SCWR nachgewiesen werden. Weiterhin gibt es in China Überlegungen, anstelle des CSR1000 ein leistungsschwächeres Konzept (CSR-150) zu entwickeln, das wiederum als Demonstrationsreaktor für einen CSR1000 dienen könnte.

Gemäß (GIF 2020a) laufen weiterhin Arbeiten am vorläufigen Design des CSR1000. Das internationale Review des Designs soll mittlerweile in der Phase zwischen 2020 und 2022 abgeschlossen werden. Nach (Huang et al. 2020) findet das internationale Review des CSR1000-Designs im Rahmen der im Jahr 2020 gestarteten Forschungsprojekte statt. Das Brennelement für den CSR1000 wurde im Rahmen weiterer Arbeiten optimiert (Zhu et al. 2021).

Der chinesische CSR1000 befindet sich weiterhin im Stadium des vor-konzeptionellen Designs, zwei vom chinesischen Wissenschafts- und Technologieministerium (MOST) geförderte Forschungsvorhaben starteten in 2020 (GIF 2021a, S. 39). Ziel dieser Projekte ist die Weiterentwicklung des CSR1000 Designs, beteiligt sind fünf chinesische Partner, das Nuclear Power Institute of China (NPIC), die Shanghai Jiaotong University (SJTU), die Xi'an Jiaotong University (XJTU), das China Institute of Atomic Energy (CIAE) und die University of Science and Technology Beijing (USTB).

Fazit Projektverlauf

Die Projektplanungen sahen ursprünglich vor, in Phase II bis 2015 das vorläufige Design des CSR1000 abzuschließen, in 2018 einen internationalen Review durchzuführen und bis 2027 einen Demonstrationsreaktor errichtet zu haben. Bislang ist das Design des CSR1000 noch nicht abgeschlossen, der internationale Review ist noch nicht erfolgt und Planungen für einen konkreten Demonstrationsreaktor oder konkrete Baupläne liegen nicht vor.

5.7.6.2 Kosten

Der Reaktor soll vor allem für eine Grundlastversorgung mit elektrischer Energie konzipiert werden (ARIS 2015).

Die Entwickler beziehen sich hinsichtlich der Kosten eines CSR1000 auf die grundsätzlichen Kostenvorteile von SCWR gegenüber heutigen LWR.

Spezifisch für den CSR1000 wird die geplante Lebensdauer der Anlage mit 60 Jahren angegeben, es soll eine Arbeitsverfügbarkeit von über 90% erzielt werden (ARIS 2015, Appendix). Weitere für den CSR1000 spezifische Aussagen zu Kosten liegen nicht vor.

Fazit Kosten

Die auf Ebene der Technologielinie identifizierten inhärenten Vorteile der Technologielinie gelten auch für den CSR1000.

Die Entwickler gehen von einer Arbeitsverfügbarkeit der Anlage von mehr als 90% für eine Lebensdauer von 60 Jahren aus. Dies erscheint aus heutiger Sicht als nicht realistisch. Zum einen hat bislang kein kommerzieller Kernreaktor eine Lebensdauer von 60 Jahren erreicht (IAEA 2022b),

zum anderen lag die mittlere weltweite Verfügbarkeit der heutigen Kernreaktoren über die letzten 20 Jahre in einem Bereich zwischen 72,2% und 82,6% (IAEA 2022c). Zwar wird auch für heutige LWR oftmals eine Lebensdauer im Bereich von 60 Jahren oder mehr angegeben. Gleichzeitig bestehen in SCWR-Reaktoren insgesamt deutlich höhere Anforderungen an die Strukturmaterialien und aufgrund hoher Temperaturen und Drücke auch an die Kühlkreisläufe insgesamt.

5.8 VHTR: HTR-PM

Beim HTR-PM (high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module) handelt es sich um einen Hochtemperaturreaktor mit thermischen Neutronenspektrum, vergleiche Kapitel 4.6. Der HTR-PM ist als Demonstrationsreaktor Bestandteil der Entwicklung von kommerziellen Hochtemperaturreaktoren in China, und soll der chinesischen Wissenschaft und Industrie Erfahrung mit Hochtemperaturreaktoren geben. Die Anlage umfasst gegenwärtig zwei Blöcke mit jeweils 250 MW thermischer Leistung, die gemeinsam eine Turbine mit 210 MW elektrischer Leistung versorgen.

Der HTR-PM gleicht konzeptionell den in Deutschland in den 1960er und 70er Jahren entwickelten HTR-Reaktoren (AVR, THTR, siehe Kapitel 4.6.3). Er schließt direkt an die aus dem AVR entstandenen Entwicklungsstrang an. Dies wäre der HTR-Modul mit 200 MW_{th}, ein vereinfachtes Design von Siemens/Interatom beruhend auf dem AVR, der aber nicht gebaut wurde (später HTR-100). Die wesentliche Änderung zum AVR ist die Abtrennung der Dampferzeugung vom Reaktordruckbehälter, der nur noch durch eine Heißgasleitung verbunden ist. Auf dem HTR-Modul beruhte dann die Entwicklung des PBMR in Südafrika (siehe Kapitel 4.6.3). Das Vorgängerkonzept des Demonstrators HTR-PM, der Experimentalreaktor HTR-10, wurde seit 1992 in China geplant und die Planungen gingen 2001 in die Entwicklung des HTR-PM über. Ebenfalls berufen sich die Entwickler auf Einflüsse aus dem MHTGR von General Atomics (siehe Kapitel 5.9) (Zhang et al. 2016).

Geplant ist eine kommerzielle marktfähige Anlage mit 600 MWe mit 6 Modulen, deren Design 2016 fertig gestellt wurde (Zhang et al. 2022). Der HTR-PM ist nahe an den Eigenschaften, die in der Technologielinie VHTR beschrieben wurden (siehe Kapitel 4.6).

Die Besonderheit des HTR-PM ist, dass das Design Brennstofftemperaturen oberhalb von 1600°C unmöglich machen soll. Der HTR-PM und sein Nachfolger (HTR-PM600) sollen vor allem zur Stromproduktion genutzt werden. Eine Koproduktion und Nutzung von Wärme ist ebenfalls vorgesehen.

5.8.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Der HTR-PM ist ein Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor. Der Reaktorkern besteht aus TRISO-Partikeln, die in Graphit-Kugeln (Durchmesser 60 mm) eingebettet werden. Die Graphit-Kugeln bilden eine lose Schüttung im Reaktordruckbehälter. Im Inneren der Schüttung befindet sich ein Graphit-Reflektor. Die Schüttung ist von einem äußeren Graphit-Reflektor umgeben. Da der HTR-PM aus zwei Reaktormodulen besteht, die einen Generator gemeinsam antreiben, enthält jedes Reaktormodul einen Reaktordruckbehälter mit den inneren Strukturen aus Graphit, Metall und dem Kugelbett, einen Dampferzeuger und ein Heliumgebläse.

Die Brennstoffkugeln werden kontinuierlich von oben in den Reaktorkern eingespeist und bewegen sich im Laufe der Zeit im Reaktorbehälter nach unten. Am Boden des Reaktorbehälters werden kontinuierlich Kugeln entnommen, um anschließend erneut von oben in den Reaktor eingespeist zu werden oder nach Erreichen des maximalen Abbrandes der Kugel aus dem Reaktor entfernt zu werden. Eine Entladungsmaschine entnimmt die Brennstoffkugeln einzeln und trennt zerbrochene Brennstoffkugeln ab. Im HTR-PM erfolgt die Entladung und die Bruchkugelseparation in zwei getrennten Schritten.

Einzelne Brennstoffkugeln können den Reaktor mehrmals durchlaufen, je nach vorheriger Aufenthaltszeit (Abbrand). Die kontinuierliche Entnahme von Brennstoff wird als Vorteil angesehen, da der Reaktor zum Brennstoffwechsel nicht abgeschaltet werden muss. In Hinsicht auf die Sicherheit führt dies allerdings zu Unsicherheiten über die genaue Zusammensetzung des Reaktorkerns und die genaue Position des Brennstoffs (Englert et al. 2017).

Der Dampferzeuger besteht aus jeweils 19 Wärmeübertragungsrohren, die jeweils eine Wärmeübertragungsleistung von 13 MWth haben. Die Rohre werden in der 10-MWth-Helium-Engineering-Testanlage (engineering test facility — helium technology (ETF-HT), engineering test facility — steam generator (ETF-SG)) unter 80% voller Leistung getestet. Der Wasserdurchsatz in den Wärmeübertragungsrohren kann anhand der Tests bestimmt werden. Weitere Vorteile der Wärmeübertragungsrohre des HTR-PM sind die Möglichkeit für Inspektion während des Betriebs, außerdem die Massenproduktion und die parallele Installation sowie die Kompatibilität mit der begrenzten Fertigungserfahrung der chinesischen Industrie (Zhang et al. 2016).

Es wurde zwei Auslegungen für das Heliumgebläse entwickelt. Das eingesetzte Heliumgebläse ist elektromagnetisch gelagert und befindet sich an der Druckgrenze des Primärkreislaufs des Reaktors, um die Heliumabdichtung zu gewährleisten und das Austreten von Schmiermitteln in den Primärkreislauf zu verhindern. Die elektromagnetischen Lager wurden auf dem internationalen Markt bezogen. Ein zweiter Hauptgebläseprototyp wurde als Backup entwickelt. Das Backupgebläse arbeitet mit Trockengasdichtungen und Öllagern. Der Motor und die Öllager sind außerhalb des RDB angeordnet und das Gebläse befindet sich im Behälter (Zhang et al. 2016).

Brennstoff

Der Brennstoff des HTR-PM beruht wie bei allen VHTR Entwicklungen auf TRISO-Partikeln (siehe Kapitel 4.6.1) in Graphitkugeln. Ein Reaktormodul wird mit 245.000 Brennelementen befüllt, jede Kugel hat 60mm Durchmesser und enthält 7g angereichertes Uran mit einer Anreicherung von 8,5% (WNA 2022). Die Leistungsdichte im Brennstoff ist lediglich 3,3 MW/m³ etwa 1/30 der Leistungsdichte in einem LWR (Zhang et al. 2016).

Weitere Details sind in der Technologieline beschrieben (siehe Kapitel 4.6.1 und 4.6.6).

Kühlmittel

Die Kühlung erfolgt über einen Heliumkreislauf. Das Kühlgas tritt mit 250°C von unten in den Reaktor ein und bewegt sich in den Kanälen der Seitenreflektoren nach oben zum oberen Reflektor, wo es die Richtung umkehrt und nach unten durch das Kugelbett strömt. Bypass-Ströme werden in die Kugelentnahmerohre geführt, um die Kugeln dort zu kühlen und in die Steuerstabkanäle. Das Kühlgas wird im Reaktorkern erhitzt und tritt nach Vermischung mit einer mittleren Kernaustrittstemperatur von 750°C aus (WNA 2022). Dies liegt damit weit unter den Temperaturen eines zukünftigen VHTR.

Die Wärme wird in einem externen Wärmetauscher an den sekundären Kühlkreislauf übertragen und erzeugt dort Heißdampf im Dampferzeuger bei 13.25 MPa und 567°C (Zhang et al. 2016).

5.8.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Der HTR-PM teilt dieselben grundsätzlichen Vor- und Nachteile aller VHTR/HTR: hohe Wärmekapazität dadurch träges Verhalten, negativer Reaktivitätskoeffizient aufgrund von Uran-238 im Brennstoff, inertes Kühlmedium, unter Normalbedingungen geringe Aktivität im Primärkreislauf,

Einschluss des Brennstoffs in TRISO-Partikeln und niedrige Leistungsdichte im Kern. Die Folgen von Luft- oder Wassereintritt in den Primärkühlkreislauf sind abhängig vom Umfang solcher Leckagen und dem daraus entstehenden Quellterm.

Ein Unterschied zu anderen HTR Konzepten ist, dass nur eine geringe Überschussreaktivität aufgrund kontinuierlichem Brennstoffzufluss im Kern besteht, was sich positiv auf die Sicherheitseigenschaften auswirkt. Andererseits befindet sich Radioaktivität und Reaktivität außerhalb des RDB (Kugelfluss) was im Sicherheitskonzept mitberücksichtigt werden muss, so dass die Brennstoffabfuhr und -zufuhr sowie die Brennstoffsartierung ebenfalls entsprechend sicherheitstechnisch berücksichtigt werden müssen.

Ein weiterer Unterschied am HTR-PM zu anderen HTR-Konzepten der Technologielinie ist, dass die Reaktorleistung und das schlanke Design des RDB so gewählt wurden, dass keine Temperaturen oberhalb 1600°C auftreten sollen und der Einschluss der Aktivität im TRISO-Brennstoff bei allen Reaktivitäts- und Kühlmittelverluststörfällen, selbst bei Ausfall aller aktiver Sicherheitssysteme (WNA 2022), gesichert sein soll. Hierzu musste die Kernaustrittstemperatur des Kühlmittels auf 750°C abgesenkt werden, was gleichzeitig eine Reihe von Nutzungen der Prozesswärme ausschließt, die im HTR-PM auch nicht vorgesehen sind.

Wie andere HTR Konzepte ist das Barrierenkonzept vor allem auf den Einschluss von Radioaktivität in den TRISO-Brennstoffpartikeln und dem umgebenden Graphit selbst ausgerichtet (erste Barriere). Der Primärkreislauf (zweite Barriere) und der Dampferzeuger befindet sich in einer inneren Betonstruktur/Betonzelle (dritte Barriere), die sich in einer Reaktorhalle (vierte Barriere) befindet.

Wie bei den meisten früheren HTR Konzepten (Kugeler und Zhang 2019) wurde auch beim HTR-PM kein druckdichtes Containment sondern nur ein Confinement mit starkem Unterdruck vorgesehen. Bei einem Bruch im System der Hochdruckheliumkühlung (Kühlmittelverluststörfall) würde das gesamte Kühlmittel zusammen mit dem darin enthaltenen Staub und Radioisotopen schnell ungefiltert über einen Abluftkamin in die Atmosphäre ventiliert werden, sobald der Druck 0,2 atm Überdruck erreicht (Moormann et al. 2018; Li et al. 2011). Dadurch entsteht besonderes Gewicht auf den sicheren Einschluss der Radioaktivität im Brennstoff und auf die zuverlässige Funktion der TRISO-Partikel, auch unter Unfallbedingungen jenseits der Auslegung (Temperatur).

Um einem möglichen Wassereintritt zu begegnen (siehe auch Kapitel 4.6.5) sind mehrere aktive Sicherheitssysteme vorgesehen. Da der Kern untermoderiert ist, führt eine Zufuhr von Wasser zu einer Zunahme an Reaktivität, die zu einer Zunahme der Temperatur führt und zu einer Kompensation durch den negativen Temperaturkoeffizienten (Dopplerverbreiterung). Bei Überschreiten einer Dichte von etwa 0,03 g/cm³ (ohne Steuerstäbe) Wasserdampf im Kern kann es zu einer Temperaturexkursion kommen, der Brennstoff überhitzen und dadurch versagen. Wenn die Wasserdampfdichte im Kern über 0,05-0,1 g/cm³ steigt, kann es durch die zusätzliche Moderation zu einem positiven Temperaturkoeffizienten kommen und dadurch zu einer heterogenen Leistungsverteilung im Kern, die auch das Betriebspersonal täuschen kann, so dass es sogar durch falsche Maßnahmen zu einer Verstärkung des Unfalls führen kann (Moormann et al. 2018; Lohnert 1992; Ougouag et al. 2004).

Durch die Reibung der Kugeln und durch Korrosion entsteht Graphitstaub im Reaktor, an dem sich Spaltprodukte ablagern können bzw. absorbiert werden (siehe auch Kapitel 4.6.5) und der Graphitstaub lagert sich im Reaktor ab. Nach wie vor ist das Verständnis der Entstehung und Bewegung des Graphitstaubes im Reaktor und der vom Staub absorbierten Spaltprodukte unvollständig (Stempniewicz et al. 2018). Der radioaktive Graphitstaub kann im Falle eines

Kühlmittelverluststörfalls remobilisiert werden (Stempniewicz et al. 2018) und könnte durch die Belüftung des Confinements in die Atmosphäre gelangen. Entsprechende Vorerfahrungen im HTR-10 waren positiv (Moormann et al. 2018; Xie et al. 2017). (Moormann et al. 2018) stellen jedoch fest, dass die Ergebnisse nicht unbedingt auf die Betriebsbedingungen des HTR-PM übertragbar sind. Erstens da der HTR-PM höhere Belastungen der Brennstoffkugeln aufweist, die durch den größeren Kern verursacht werden. Zweitens, da es Temperaturexkursionen geben kann und drittens durch das Eindringen radioaktiver Substanzen, die nicht schnell genug entdeckt werden könnten.

Ursprünglich waren zur Reaktivitätskontrolle 8 Steuerstabantriebsmechanismen und 22 Abschaltssysteme mit kleinen Absorberkugeln vorgesehen, die sich in 30 Graphitblöcken in den umlaufenden Seitenreflektoren befinden. Während des Betriebs bei einer Leistung bis zu 40 % wären die Absorberkugeln in den seitlichen Reflektorbohrungen mit Helium aus dem Reaktorkern getrieben und Steuerstäbe zur Aufrechterhaltung der Kritikalität eingesetzt worden. Das laufende Helium-Hauptgebläse hätte jedoch einen Druckabfall in den Reaktoreinbauten verursacht und dies hätte zu Schwierigkeiten und Unsicherheiten beim Betrieb der Abschaltssysteme geführt, so dass die ursprünglich vorgesehenen Absorberkugel-Abschaltssysteme die Anforderungen nicht einhalten konnten. Die Entwickler gingen zu einem System mit 24 Kontrollstäben und nur 6 Absorberkugel-Abschaltssystemen über. Der Reaktor kann alleine mit den Steuerstäben abgeschaltet, hochgefahren und betrieben werden. Die Absorberkugel-Abschaltssysteme sind nun ein davon entkoppeltes Abschaltssystem und während einer Reaktorabschaltung können die Kugeln nun ohne das Hauptheliumgebläse in die Lagerbehälter zurückgeführt werden (Zhang et al. 2016).

In (Moormann et al. 2018) werden eine Reihe von Sicherheitsempfehlungen angesichts der Geschichte von HTR angesprochen:

- Eine unterirdische Lagerung der abgebrannten Brennelemente (siehe Kapitel 5.8.3).
- Eine ausgiebige Phase der Inbetriebnahme mit langsamer Temperaturerhöhung, um Temperaturabweichungen und andere Kernparameter zu quantifizieren.
- Die Annahme, dass es zu einem Lufteinbruch kommen wird und die Ausrüstung von Systemen mit schnell versiegelnden Schäumen und Feuereindämmung durch Halon oder ähnliche Gase, um Sauerstoff-Graphit-Reaktionen im Reaktor und in den Zwischenlagern zu verhindern. Die Unterbrechung der Sauerstoffzufuhr könnte die beste Abwehr gegen Worst-Case Unfälle sein.
- Die kontinuierliche Beobachtung der Silber-110m und Cäsium-137 Anteile im Kern, die frühzeitige Hinweise auf problematische Radionuklidkonzentrationen geben könnten. Die höchste Aktivität, und damit das höchste Sicherheitsrisiko, wird am Ende der Lebenszeit des Reaktors in Form von Staubansammlungen gefunden werden. Die Regelmäßige Entfernung von Staub von inneren Oberflächen wird empfohlen.
- Eine nachträgliche Ausstattung des Kamins des belüfteten Niederdruck-Containments (Confinement) mit schnellagierenden elektrostatischen Filtern oder Nassabscheidern, um die Freisetzung des größten Teils des radioaktiven Staubs in die Atmosphäre zu stoppen. Andere Möglichkeiten wären das Konzept eines aufblasbaren Ballons aus feuerfestem Material oder Wasser-Sand Filter, durch die die Gase entweichen können, aber die den Großteil des Staubs zurückhalten.

- Die Überlegung zu großvolumigen Abfallbehandlungsoptionen, um das Brand- und Korrosionsrisiko zu vermindern. Es ließen sich auch neue Brennstoffformen entwickeln, um die Verfolgbarkeit, Spaltproduktückhaltung und die Abnutzung und Staubentwicklung zu verbessern.

Fazit Sicherheit

Einige der Unfallabläufe, die für LWR vorkommen, können im HTR-PM nicht auftreten. Dennoch bestehen auch für den HTR-PM spezifische Stör- und Unfallabläufe, wie Wasser- und/oder Lufteinbruch, und die Möglichkeit zur Freisetzung großer Mengen an Radioaktivität in die Umwelt.

Der HTR-PM soll von seinen geometrischen Abmessungen und seiner Leistung so ausgelegt sein, dass keine Temperaturen oberhalb des kritischen Schwellwertes von 1600°C auftreten können.

Der HTR-PM teilt dieselben Vor- und Nachteile der Technologielinie der VHTR bezüglich der Sicherheitseigenschaften bezüglich der Reaktivitätskontrolle, der Nachwärmeabfuhr, der Freisetzungen bei Stör- und Unfällen, und des Ereignisspektrums (siehe Kapitel 4.4.6).

Auf Ebene der Technologielinie ist insgesamt bei Nutzung von leistungslimitierten HTR Reaktorkonzepten wie dem HTR-PM von einem leichten Vorteil bei der Sicherheit gegenüber heutigen LWR auszugehen. Allerdings wurde der HTR-PM ohne druckdichtes Containment errichtet was diesen Vorteil wiederum reduziert.

5.8.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Für die Versorgung des HTR-PM wird Urananreicherung benötigt und die Fertigung von TRISO-Brennstoffpartikeln.

Für die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente ist eine trockene Behälterlagerung am Standort vorgesehen. Jeder Behälter mit einer Wandstärke von lediglich 2 cm ist 1,74 m im Durchmesser und 4,18 m groß und hat ein Fassungsvermögen von 40.000 abgebrannten Brennelementen (Moormann et al. 2018). Die Behälter werden in einem Lagergebäude für abgebrannte Brennelemente mit Betonabschirmung untergebracht werden (Zhang et al. 2016), fünf Behälter werden in Reihen von 8 Behältern aufeinander gestapelt. Im Gegensatz dazu werden in Deutschland etwa 2000 AVR Brennstoffkugeln in einem Behälter mit einer Wandstärke von 37 cm gelagert (Moormann et al. 2018). (Moormann et al. 2018) sehen die Lagerung in China als nicht ausreichend sicher an, eine Gewehrkugel könne die Behälterwand durchschlagen.

Bisher liegen nach Angaben der Entwickler (Zhang et al. 2016) keine Daten über die Metallkorrosion in Meeresnähe vor, daher wird eine Zwangsbelüftung durch Luftströmung in einem geschlossenen Kreislauf eingesetzt. Bei einem Stromausfall kann die Nachzerfallswärme durch die natürliche Luftzirkulation abgeführt werden. Der Behälter kann auch in einem Standard-LWR-Transportbehälter untergebracht und bei Bedarf transportiert werden. In (Moormann et al. 2018) wird angemerkt, dass die geplante Lagerung nicht ausreichend gegen Feuer und andere Gefahren („other threats“) schützt.

Bezüglich der Entsorgung der Abfälle des HTR-PM ist das Gesamtvolumen durch das Graphit etwa zehnmals größer als bei LWR Brennstoffen. Allerdings ist insgesamt die Größe eines Endlagers nicht nur vom Volumen der zu lagernden Abfälle, sondern vor allem auch von der Temperaturentwicklung der Abfälle und den daraus resultierenden Abständen der Endlagerungsbehälter zueinander abhängig. Es werden für HTR Abfälle mehr Einlagerungsbehälter benötigt. Ohne genauere

Betrachtung lässt sich nicht pauschal sagen welche Abstände zwischen den Behältern eingehalten werden müssen und ob das größere Abfallvolumen auch eine größere Endlagerfläche bedarf.

Fazit Ver- und Entsorgung

Die Ver- und Entsorgung von HTR Brennstoff hat keine signifikanten Vor- oder Nachteile gegenüber LWR Brennstoff.

5.8.4 Proliferationsrisiken

Kugelhaufenreaktoren sind wegen des laufenden Austauschs des Brennstoffes anfälliger gegenüber der Abzweigung von Brennstoff als LWR. Ebenfalls eignen sie sich besonders gut für die Tritiumproduktion zur Explosionsverstärkung von Kernwaffen.

Da der HTR-PM einen offenen Uran-Plutonium Brennstoffkreislauf nutzt, entstehen keine Unterschiede zur Technologielinie der HTR (siehe Kapitel 4.6.7).

Fazit Proliferationsrisiken

Insgesamt ist daher für den Kugelhaufenreaktor HTR-PM von einem leichten Nachteil bezüglich der Proliferationsrisiken im Vergleich zum LWR auszugehen.

5.8.5 Technologischer Entwicklungsstand

Die Technologielinie des VHTR hatte aufgrund vorheriger Experimente und Demonstratorprojekte einen hohen Entwicklungsstand erreicht.

Die chinesischen Entwickler arbeiteten in der Forschung und Entwicklungsphase in enger Kollaboration mit deutschen Wissenschaftlern und Ingenieuren (Zhang et al. 2016). Für die Errichtung des Kraftwerks waren diese Kollaborationen dann jedoch nach Angaben von (Zhang et al. 2016) nicht ausreichend. Zum einen seien die Projekte zum HTR-Modul und dem MHTGR letztlich nie verwirklicht worden, obwohl es ausführliche Studien zu den Reaktoren gab. Dann seien die Konstruktionsentwürfe und die Technologien zur Herstellung von Komponenten nicht übertragen worden, mit Ausnahme einiger Software und mehrerer technischer Beratungsverträge. Schließlich sei aber auch das Wissen teilweise verloren gegangen, da die ursprünglichen Entwickler älter und Firmen geschlossen wurden. Waren noch viele Zulieferer in den 1980er und 1990er Jahren vorhanden, wurde für die Entwicklung des HTR-PM die Etablierung einer neuen Zuliefererkette notwendig und ein entsprechender Aufbau an Testständen und Experimentaleinrichtungen, von denen viele Experimente in Originalgröße in heißer Heliumumgebung waren. Die Großkomponenten wurden alle in China hergestellt wie das Heliumgebläse, der Dampferzeuger, die Brennstoffwechsellanlage, die Lagerung, Steuer und Abschaltssysteme und das Heliumreinigungssystem. Dabei traten viele ingenieurtechnische Schwierigkeiten auf und mussten gelöst werden (Fütterer et al. 2021).

In einem Interview 2022 (WNA 2022) erläutert Lü Hua Quan, der Vorstand des Nuclear Research Institute der Huaneng Company welche Herausforderungen beim Bau des HTR-PM gelöst wurden. So habe es einige Probleme mit dem nuklearen Teil der Anlage gegeben, die den Bau stark verzögert haben und zu höheren Konstruktionskosten geführt haben. Als Beispiel nennt er Probleme für den kontinuierlichen und zuverlässigen Betrieb der Brennelementwechsellanlage. Er sehe aber grundsätzlich Potential aus den Problemen für zukünftige Anlagen zu lernen. Ebenfalls sollen die

Erfahrungen aus dem HTR-PM Projekte zur Planung der Gebiete für den Notfallschutz für die Adaption an zukünftige Standorte dienen. Für die zukünftige Entwicklung von HTR sieht er große Chancen für die Dekarbonisierung schwer adressierbarer Sektoren z. B. bei der Nutzung von Prozesswärme, allerdings müssen noch einige Entwicklungen wie Hochtemperaturmaterialien, regulatorische Rahmenbedingungen, Safeguards und Entsorgungsnachweise für neue Brennstoffe sowie die Ökonomie der HTR vorangetrieben werden. China habe hier sowohl für den eigenen Bedarf aber auch für den Export große Hoffnungen, vor allem durch die Modularität des HTR von 100 – 1000 MWe. Gerade für Länder an der neuen Seidenstraße wären nur Anlagen mit kleiner bis mittlerer Größe besonders vorteilhaft, da deren Energienetze nicht für größere Anlagen ausgelegt seien bzw. um die Anlagen sehr nahe an den Verbrauchern zu errichten (WNA 2022).

China und Saudi-Arabien haben 2016 in einem gemeinsamen „Memorandum of Understanding“ angekündigt, gemeinsam einen HTR zu bauen. China erklärte gleichzeitig, dass es nun alle Schlüsseltechnologien der HTR Technologie beherrschen würde (WNN 2016).

Fazit technologischer Entwicklungsstand

Bezüglich der Technologielinie der VHTR weist der HTR-PM nur eine Temperatur von 750°C auf und wird nur zur reinen Stromerzeugung mit einem Dampfkreislauf genutzt.

Der HTR-PM ist durch seine Inbetriebnahme als Demonstrator für Kugelhaufen-HTR und aufgrund der historischen Erfahrungen mit Kugelhaufenreaktoren im Bereich „späte Entwicklung“ bzw. „früher Einsatz“ einzuordnen. Die vollständige Einsatzreife wird mit den Betriebserfahrungen des HTR-PM erst in einem kommerziellen Nachfolgerprojekt erreicht werden.

In Hinsicht auf die Nutzung von Prozesswärme und mit Blick auf die Nutzung höherer Temperaturen (VHTR) als Ziel der VHTR Technologielinie, ist der HTR-PM im Bereich der „Entwicklung“ einzuordnen.

5.8.6 Realisierung

5.8.6.1 Geplanter Einsatzbereich

Längerfristiges Ziel bei der Weiterentwicklung des HTR-PM zu einem voll marktfähigen System ist die Entwicklung großer Module mit einer elektrischen Leistung von bis zu 1.000 MWe.

Der Nischenmarkt für Hochtemperaturkugelhaufenreaktoren ist die Kraft-Wärmekopplung aber vor allem die Erzeugung von Prozesswärme zusätzlich zur Stromerzeugung. Der HTR-PM zielt nach den Angaben der Entwickler auch auf die Erzeugung von Elektrizität und Prozesswärme, die etwa zur Wasserstoffproduktion genutzt werden soll ab (Zhang et al. 2016). Bislang liegen noch keine konkreten Pläne vor.

5.8.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

China hat in den 1980er Jahren mit der Entwicklung eines Hochtemperaturreaktors begonnen. Schon in der Frühphase kam es zu intensiven Kooperationen zwischen Firmen in der Bundesrepublik Deutschland (KFA, Interatom) und dem Institut für nukleare Energietechnologie (INET) der Tsinghua-Universität in Peking. Baubeginn des ersten Prototyps eines Kugelhaufenreaktors in China war 1995. Der HTR-10 wurde dann im Jahr 2000 zum ersten Mal kritisch bei einer Leistung von 10 MWth und einer Gasaustrittstemperatur von 700°C. 2005

beschloss China nach ersten Vorplanungen den HTR-PM, eine größere Version des HTR-10, zu bauen.

Die Chinergy Co., Ltd. wurde 2003 als Architektur- und EPC-Auftragnehmer für die Kernkraftwerksinsel gegründet, und die Huaneng Shandong Shidao Bay Nuclear Power Co., Ltd. (HSNPC) wurde 2007 als Eigentümer der Anlage gegründet. Die Shang-hai Electric Corporation und die Harbin Electric Corporation wurden mit der Herstellung der Hauptkomponenten des nuklearen Dampfversorgungssystems (NSSS) beauftragt.

Ursprünglich war für den HTR-PM eine Leistung von 458 MWth in einem Modul vorgesehen. Noch bis 2006 wurde so geplant. Allerdings gab es Probleme den zentralen Reflektor zu gestalten. Es gab zwei Ansätze. Zum einen eine Säule aus reinen Graphitkugeln im Zentrum. Dieser Ansatz wurde jedoch durch die Genehmigungsbehörde zurückgewiesen, da die Entwickler die Aufsichtsbehörde nicht überzeugen konnten, dass eine klare Grenze zwischen Brennstoff und reinem Graphit besteht, weil sich Brennstoffkugeln in die Zone mit Reflektorkugeln mischen könnten oder umgekehrt. Außerdem würde sich das Leistungsprofil dadurch ändern, da Helium auch durch die Graphitkugelsäule fließen würde, und die Steuerstäbe in den Seitenreflektoren in der Reaktorwand würden zu stark an Reaktivitätswirksamkeit verlieren. Das alternative Design sah eine feste Säule aus Graphit im Zentrum des Reaktordruckzylinders vor. Allerdings müsste diese Graphitsäule in der Lebenszeit des Reaktors aufgrund des Materialverschleißes ausgetauscht werden. Außerdem müssten nun drei Kugelentnahmeverrichtungen entstehen, da die Kugeln nicht mehr zentral entnommen werden konnten. Dies würde die gesamten Zyklisierung der Brennstoffkugeln erheblich komplexer machen. Weiterhin gab es Schwierigkeiten mit der strukturellen Stabilität. Schließlich wurde das 458 MWth Design aufgegeben und nach einer Kostenabwägung der Konstruktionskosten das 250 MWth Konzept mit 2 Reaktormodulen vorgezogen.

Im Februar 2008 wurde der Bau des HTR-PM als eines der Leuchtturmprojekte des nationalen Wissenschafts- und Technologieprogramms aufgenommen. Das staatliche Ziel war es mit dem HTR-PM eine effiziente Nukleartechnologie als Alternative zum LWR und eine Technologie zur Erzeugung nuklearer Prozesswärme zu entwickeln und sich global an der Entwicklung fortgeschrittener Nukleartechnologien zu beteiligen.

Nachdem die Baugenehmigung durch die chinesische Aufsichtsbehörde (Nuclear Safety Administration – NNSA) erteilt war, wurde am 9. Dezember 2012 mit dem Bau in Rongcheng in der Shandong Provinz in China begonnen. Ursprünglich war eine Bauzeit von 5 Jahren vorgesehen und das Demonstrationskraftwerk sollte 2017 ans Netz angeschlossen werden (Zhang et al. 2016). Die Arbeiten verzögerten sich aufgrund notwendiger Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und durch die Notwendigkeit des Aufbaus einer Zuliefererkette (siehe Kapitel 5.8.5).

Im März 2020 wurden Arbeiten am Primärkreis des zweiten Reaktormoduls abgeschlossen.¹⁹⁵ Im Oktober und November 2020 wurden Kalttests an den Primärkreis Komponenten der beiden Module durchgeführt, mit denen sichergestellt werden soll, dass Schweißnähte, Verbindungen und

¹⁹⁵ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Key-components-of-second-HTR-PM-reactor-connected>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

Rohrleitungen des Reaktorkühlsystems die geforderten Qualitätsansprüche erfüllen.¹⁹⁶ Im Anschluss wurde mit Heißtests begonnen.¹⁹⁷

Erste Kritikalität wurde im September 2021 in Block 1 erreicht, gefolgt von Block 2 im November 2021. Im Dezember 2021 wurde die Anlage ans Netz angeschlossen. Die Anlage sollte bis Mitte 2022 in den vollen Leistungsbetrieb übergehen. Es ist der Bau von bis zu 18 weiteren Blöcken am selben Standort vorgesehen. Als Nachfolgeanlage ist der HTR-PM600 geplant. Hier sollen sechs Module eine Turbine mit einer elektrischen Gesamtleistung von 650 MWe versorgen.¹⁹⁸

Bezüglich der Brennstoffertigung wurde im Jahr 2005 ein Prototyp einer Brennstoffproduktionsanlage mit einer Kapazität von 100.000 Brennelementen pro Jahr errichtet, um erste Erfahrungen zu sammeln. Im Jahr 2013 wurde mit dem Bau der HTGR-Brennstoffproduktionsfabrik in Baotou, Nordchina, begonnen. Die Inbetriebnahme und Testproduktion begannen 2015. Ebenfalls fand ein Bestrahlungstest von fünf Brennstoffkugeln des HTR-PM im Oktober 2012 im Hochflussreaktor (HFR) in Petten in den Niederlanden statt und endete am 30. Dezember 2014. Die Nachbestrahlungsuntersuchungen zeigten, dass der Brennstoff die benötigte Performance aufweist (Zhang et al. 2016).

Fazit Projektverlauf

Der Bau des Reaktors verzögerte sich um ca. 5 Jahre, obwohl auf umfangreiche historische Vorerfahrungen aus Deutschland und aus Südafrika zurückgegriffen werden konnte. Dafür werden zwei Hauptgründe angegeben. Zum einen war es schwierig, die industrielle Zulieferkette für die Reaktorkomponenten in China zu etablieren. Zum anderen war auch eine umfangreiche Experimental- und Testinfrastruktur notwendig und es ergab sich der Bedarf viele Einzelheiten des deutschen bzw. südafrikanischen Designs anzupassen und zu verbessern.

5.8.6.3 Kosten

Der HTR-PM verzichtet auf die Nutzung der hohen Temperaturen von Prozesswärme und ist auf die reine Elektrizitätsproduktion ausgelegt. Damit entfallen in der ökonomischen Analyse auch die Nutzung der Prozesswärme für industrielle Anwendungen wie sie ansonsten häufig für VHTR/HTR in der Technologielinie diskutiert werden (siehe Kapitel 4.6.8).

Da der HTR-PM ein FOAK Reaktor ist, betonen (Zhang et al. 2016), dass auch die Errichtung einer umfassenden Entwicklungs- und Testinfrastruktur von 13 Anlagen benötigt wurde, um entsprechende Sicherheitsnachweise zu erbringen. Hierfür seien nennenswerte Kosten (considerable costs) angefallen.

Die kommerzielle Nutzung des HTR-PM soll erst mit dem nächsten Reaktor, dem 600 MWe HTR erreicht werden. Das Konzept sieht den Einsatz von mehreren Reaktoren in modularer Bauweise (Multi-Module) vor und folgt damit der Idee der Small Modular Reaktors. Ein ähnliches Konzept war in Deutschland schon vor 30 - 40 Jahren als Alternative vorgesehen (HTR-Modul, bzw. HTR-100),

¹⁹⁶ <https://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/china-kalttests-beim-zweiten-modul-des-htr-pm-abgeschlossen>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

¹⁹⁷ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Hot-functional-testing-of-HTR-PM-reactors-starts>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022.

¹⁹⁸ <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Demonstration-HTR-PM-connected-to-grid>, zuletzt aufgerufen 25.01.2022

um die Kosten zu reduzieren und den HTR ökonomisch konkurrenzfähig zu machen (Reutler und Lohnert 1984; Öko-Institut e.V. 1989b).

Die Entwickler des HTR-PM wollen mit der Fortentwicklung die Baukosten auf nur 110-120% der Kosten eines Leichtwasserreaktors gleicher Leistung limitieren und nehmen auch eine Kostensteigerung der Stromgestehungskosten von etwa 10-20% gegenüber heutigen (chinesischen) LWR an (Zhang et al. 2016). Eine detaillierte Aufstellung der frühen Kostenstruktur findet sich in (Zhang und Sun 2007). Eine neuere ausführliche Darstellung findet sich in (Kugeler und Zhang 2019).

Fazit Kosten

Wie bei vielen der HTR-Demonstratorprojekte kam es auch beim HTR-PM aufgrund der Verzögerungen zu erheblichen Kostensteigerungen während des Baus. Die Prognosen zeigen, dass der HTR-PM bzw. seine Nachfolger leicht erhöhte Stromgestehungskosten gegenüber heutigen LWR haben und gleichzeitig auf die kommerzielle Nutzung der Prozesswärme verzichten. Dadurch verbleibt ein leichter Nachteil dieses Konzepts gegenüber LWR bei den Kosten und ein Nachteil innerhalb der Technologielinie gegenüber zukünftigen HTR Konzepten, die höhere Temperaturen aufweisen und Prozesswärme nutzen können.

5.9 VHTR: Prismatische Hochtemperaturreaktoren

Beim Prismatic Modular HTGR der Firma General Atomics handelt es sich um einen Hochtemperaturreaktor mit thermischen Neutronenspektrum, vergleiche Kapitel 4.6. Der Prismatic HTR soll mit 350 MWth thermischer Leistung mit einem Dampfszyklus genutzt werden und 150 MWe elektrische Leistung erzeugen.

Der Prismatic HTR beruht auf früheren Konzepten eines prismatischen Reaktors aus den 1960er und -70er Jahren wie dem Fort St. Vrain Reaktor (siehe Kapitel 4.6.2) oder dem späteren Konzept des Modular High Temperature Gas Cooled Reactor (MHTGR) von General Atomic, der schon in den 1980er Jahren in die Vorlizenzierung gegangen war, ebenfalls mit 350 MWth.

Die früheren Reaktorkonzepte des prismatischen Reaktors wurden im U.S. amerikanischen Next Generation Nuclear Plant Projekt (NGNP, 2006 – 2013) zwischen mehreren Industriepartnern und dem DoE aus früheren Vorstudien (z. B. MHTGR) und dem Konzept des SC-HTGR von AREVA (siehe Kapitel 4.6.3.3) weiterentwickelt. Der ursprüngliche Plan von General Atomics eine Gasturbine zu verwenden (Gas Turbine Modular Helium Reactor - GT-MHR) wurde während des NGNP nicht weiterverfolgt.

Das Konzept des Prismatic Modular HTGR unterscheidet sich letztlich bis auf den Reaktorkern mit prismatischem Brennstoff nicht allzu sehr vom HTR-PM und von der Technologielinie der HTR (siehe Kapitel 4.6). Der größte Unterschied besteht darin, dass der Brennstoff nicht kontinuierlich ausgetauscht wird, wie im Kugelhaufenreaktor und daher Brennelementwechsel, bzw. Umpositionierungen des Brennstoffs notwendig sind.

Vor allem in der Brennstoffentwicklung gab es aber mit der Entwicklung von UCO Brennstoff für die TRISO-Herstellung einen deutlichen Fortschritt, aber auch bezüglich der Lizenzierungsbemühungen. Die Zusammenarbeit zwischen der Industrieallianz und den staatlichen Institutionen scheiterte schließlich in den 2010er Jahren vor allem an unterschiedlichen Vorstellungen zu den zu tätigen Investitionen und zur Risikominimierung im Genehmigungsprozess.

5.9.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Der Prismatic HTR ist ein Hochtemperaturreaktor, der prismatischen Brennstoff aus TRISO-Partikeln in Graphitstäben (Daumengröße) verwendet, die in Brennelemente eingebettet sind. Wie beim HTR-PM ist der Reaktordruckbehälter getrennt vom Dampferzeuger und mit diesem über einen Verbindungsbehälter verbunden. Der Reaktordruckbehälter (Innendurchmesser 6,55 m) ist nicht isoliert um die Wärmeabfuhr bei Unfällen zu ermöglichen und ist so groß wie der RDB eines großen Siedewasserreaktors, bei einer wesentlich geringeren Leistung (350 MWth statt ca. 3 GWth). Für die druckhaltenden Komponenten wird Stahl als Strukturmaterial verwendet (IAEA 2010a).

Der Reaktorkern besteht aus hexagonalen Brennelementen und Reflektorelementen aus Graphit, Plumelementen, Startquellen und Materialien zur Reaktivitätskontrolle. Der aktive Kern (Außendurchmesser 3,5m) besteht aus den hexagonalen Graphitbrennelementen, die je 210 Bohrungen für die kompakten Brennstäbe und 102 Kühlgaskanäle enthalten. Jeweils 10 Brennelemente werden aufeinandergestapelt. Die Brennelemente werden ringförmig (3 Ringe) um einen zentralen Reflektorbereich mit 19 Graphitelementen angeordnet und von zwei Ringen mit Graphitreflektorelementen umgeben, so dass eine minimale Reflektordicke von 1 m um den Kern

besteht (Höhe 7,9 m). Die Anordnung des Brennstoffs im Kern ist dadurch heterogener als im Kugelhaufenreaktor (IAEA 2010a).

Die Anordnung wurde gewählt, um die Leistungsdichte bei $5,8 \text{ MW/m}^3$ zu halten und um eine passive Kühlung bei einer maximalen Temperatur von 1600°C im Falle eines Druckverlusts oder Kühlgasverlusts zu ermöglichen. Unter normalen Betriebsbedingungen ist die Maximale Brennstofftemperatur 1250°C (IAEA 2010a).

Die Reaktivitätskontrolle wird durch eine Kombination von Stäben mit abbrennbaren Neutronengiften im Kern, in Form der Brennstäbe und Steuerstäbe erreicht. Stäbe mit brennbaren Neutronengiften werden genutzt, um das Leistungsprofil im Kern möglichst flach zu halten und die Reaktivität über einen Zyklus zu steuern. Ebenfalls wirkt sich der negative Temperaturkoeffizient auf die Reaktivitätskontrolle aus. Sechs zentrale Reflektorelemente und 24 Seitenreflektorelemente haben Kanäle für Steuerstäbe, die von oben durch das obere Plenum in den Kern eingefahren werden. Die 6 Steuerstäbe im zentralen Reflektor werden nur für die Kaltabschaltung verwendet. Die Steuerstäbe sind aus Bor in einem Graphitrohr mit einer Metallhülle gefertigt. Der Innendurchmesser des zentralen Reflektors und die Dicke des Brennelementrings wurden so gewählt, dass die notwendige Reaktivitätskontrolle mit Hilfe der Steuerstäbe möglich ist. Falls die Steuerstäbe ausfallen, kommt eine Abschaltvorrichtung in Form borierter Pellets zum Tragen, die in Kanäle im aktiven Kern freigesetzt werden (IAEA 2010a).

Es gab Pläne vier Module des Prismatic HTR zu einer Anlage zusammenzufassen, wobei alle sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten innerhalb eines speziellen nuklearen Teils der Anlage zusammengefasst sein sollen, die physisch und funktionell vom Rest der Anlage (Turbine etc.) getrennt ist. Die Reaktormodule befinden sich in nebeneinander liegenden, aber separaten betonverstärkten Silos (ca. 9m tief) unter der Erdoberfläche (IAEA 2010a).

Brennstoff

Der Brennstoff besteht aus TRISO-Partikeln, die in einer zylindrischen Graphitmatrix eingebettet sind (Durchmesser 12,5 mm, Länge 50mm). Als Brennstoff ist Uranoxycarbid (UCO) mit einer Anreicherung von 15,5% (LEU) vorgesehen. UCO wurde ausgewählt, da mit dem Brennstoff höhere Abbrände erreicht werden können (IAEA 2010a). Die Eigenschaften des Brennstoffs sollen Abbrände bis zu 150-200 MWd/kg Schwermetall mit einer Höchsttemperatur von 1250°C erlauben (siehe Kapitel 5.9.5).

Die Brennelemente werden mit einer Brennelementwechsellaschine ausgetauscht. Der Brennstoff wird dabei präferiert nur axial gewechselt und nicht voll 3D. Die Zykluslänge sollte 18 Monate betragen (IAEA 2010a).

Kühlmittel

Wie auch beim HTR-PM strömt das kalte Kühlgas aus dem Heliumgebläse auf der Außenseite des Verbindungsbehälters und dem inneren Heißgasrohr zum Reaktordruckbehälter, dann zwischen der Wand des Reaktordruckbehälters und dem Reaktorkern nach oben und durchströmt dann den Reaktorkern von oben nach unten und wird dabei auf 750°C aufgeheizt. Das heiße Heliumgas strömt dann im Verbindungsbehälter im inneren Heißgasrohr zum Dampferzeuger und dort nach unten entlang der Wärmeübertragungsrohre im Wärmetauscher und wird dabei abgekühlt. Das Gas strömt dann zwischen Behälterwand des Dampferzeugers nach oben bis zum Heliumgebläse. Auf der Sekundärseite tritt das Speisewasser von unten in den Dampferzeuger und durch die Wärmeübertragungsrohre und tritt als überhitzter Dampf wieder aus (IAEA 2010a).

5.9.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Beim Prismatic HTR bestehen dieselben Charakteristika, wie auf der Ebene der Technologielinie beschrieben wurde (Kapitel 4.6): hohe Wärmekapazität dadurch träges Verhalten, negativer Reaktivitätskoeffizient aufgrund von Uran-238 im Brennstoff, inertes Kühlmedium, unter Normalbedingungen geringe Aktivität im Primärkreislauf, Einschluss des Brennstoffs in TRISO-Partikeln. Die Folgen von Luft- oder Wassereinbruch in Primärkühlkreislauf sind abhängig vom Umfang der Leckagen, vor allem dem Quellterm.

Der Prismatic HTR hat zwei aktive diverse Systeme zur Wärmeabfuhr. Zum einen das Hauptsystem zur Wärmeabfuhr, bestehend aus Dampferzeuger und dem Heliumzirkulationssystem, das auch dazu genutzt wird die Wärme abzuführen, wenn für Wartung oder Brennelementwechsel der Reaktor abgeschaltet wird. Die Wärme kann aber im abgeschalteten Zustand zum anderen auch durch ein unabhängiges Kühlsystem, das Shutdown Cooling System (SCS) abgeführt werden. Das SCS besteht aus einem motorgetriebenen Wärmetauscher unterhalb des Reaktorkerns innerhalb des Reaktorbehälters. Das SCS ist wassergekühlt und ist kein Sicherheitssystem für den normalen Betrieb (IAEA 2010a).

Der Prismatic HTR ist durch seine Dimensionierung und seine Leistung so ausgelegt, dass bei einem Druckverlust im Primärkreislauf oder einem Kühlmittelverlust der Kern passiv gekühlt werden kann, so dass die Brennstofftemperatur maximal 1600°C erreicht. Das Reactor Cavity Cooling System (RCCS) führt Wärme vom nichtisolierten Reaktorbehälter durch Wärmestrahlung und Naturkonvektion von Luft durch spezielle Kühlpaneele ab, die den Reaktor umgeben. Um die Abgabe von Argon-41 aus der Reaktorgrube zu minimieren, wird die Luft, die zum Kühlen verwendet wird, nicht mit der Luft in der Reaktorgrube gemischt. Aufgrund der kontinuierlichen Naturkonvektion soll es bei einem Störfall möglich sein, die Wärme ohne aktive Komponenten, Stromquellen oder dem Eingriff des Betriebspersonals abzuführen. Das RCCS kühlt auch im Normalbetrieb die Reaktorgrube (IAEA 2010a).

Der Prismatic HTR soll selbst bei einem Ausfall des RCCS (auslegungsüberschreitender Störfall) die Kühlung weiterhin durch passive Wärmeabfuhr, durch Wärmeleitung aus dem Kern, durch Wärmestrahlung vom Reaktorbehälter und durch Wärmeleitung in die umgebenden Wände des Silos aufrecht erhalten.

Die Unfallabläufe zu Lufteintritt und Wassereinbruch sind im Kapitel zum HTR-PM (Kapitel 5.8) und im Technologielinienkapitel (Kapitel 4.6) beschrieben und unterscheiden sich kaum. Dies gilt ebenfalls für die Probleme von radioaktivem Graphitstaub bei einem Bruch des primären Kühlsystems.

Durch den unterirdischen Bau der Reaktormodule entstehen ebenfalls Sicherheitsvorteile, z. B. ist die seismische Verstärkung niedriger. Weitere Vorteile sind ein geringerer Abschirmbedarf.

Wie bei den meisten früheren HTR Konzepten (Kugeler und Zhang 2019) wurde auch beim Prismatic HTR kein druckdichtes Containment sondern nur ein Confinement mit starkem Unterdruck vorgesehen. Um den Unterdruck zu halten, bilden an der Oberfläche verbundene betonverstärkte Zellen einen isolierten Raum, der so konzipiert ist, dass unter Normalbedingungen nur eine Leckagerate von einem Volumen pro Tag bei einem internen Druck von 1 psi (ca. 0,007 MPa) entsteht. Bei einem Bruch im System der Hochdruckheliumkühlung (Kühlmittelverluststörfall) würde der Druck von 1 psi überschritten werden und das gesamte Kühlmittel zusammen mit dem darin

enthaltenen Staub und Radioisotopen schnell ungefiltert über die oberirdischen Zellen in Bodennähe in die Atmosphäre ventiliert werden.

Dadurch entsteht besonderes Gewicht auf den sicheren Einschluss der Radioaktivität im Brennstoff und auf die zuverlässige Funktion der TRISO-Partikel, auch unter Unfallbedingungen jenseits der Auslegung (Temperatur).

Fazit Sicherheit

Einige der Unfallabläufe, die für LWR vorkommen, können im Prismatic HTR nicht auftreten. Dennoch bestehen auch für den Prismatic HTR spezifische Stör- und Unfallabläufe, wie Wasser- und/oder Lufteinbruch, und die Möglichkeit zur Freisetzung großer Mengen an Radioaktivität in die Umwelt.

Der Prismatic HTR soll von seinen geometrischen Abmessungen und seiner Leistung so ausgelegt sein, dass keine Temperaturen oberhalb des kritischen Schwellwertes von 1600°C auftreten können.

Der Prismatic HTR teilt dieselben Vor- und Nachteile der Technologielinie der VHTR bezüglich der Sicherheitseigenschaften bezüglich der Reaktivitätskontrolle, der Nachwärmeabfuhr, der Freisetzungen bei Stör- und Unfällen, und des Ereignisspektrums (siehe Kapitel 4.4.6). Er hat Vorteile in der Auslegung gegenüber Erdbeben und anderer Einwirkungen von außen, durch den unterirdischen Bau.

Auf Ebene der Technologielinie ist insgesamt bei Nutzung von leistungslimitierten HTR Reaktorkonzepten wie dem Prismatic HTR von einem leichten Vorteil bei der Sicherheit gegenüber heutigen LWR auszugehen. Allerdings wird der Prismatic HTR ohne druckdichtes Containment errichtet, was diesen Vorteil wiederum reduziert.

5.9.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Bezüglich von Ver- und Entsorgungskonzepten ergeben sich für den Prismatic HTR wenig Unterschiede zur Technologielinie (Kapitel 4.6.6) und zum HTR-PM (Kapitel 5.8.3).

Als Vorteile geben die Entwickler an, dass erste Rechnungen indizieren, der Prismatic HTR erreiche durch die Möglichkeit mit den UCO TRISO-Brennstoffen sehr hohe Abbrände und sei dadurch auch zur Abfallverbrennung geeignet.

Fazit Ver- und Entsorgung

Die Ver- und Entsorgung von HTR Brennstoff hat keine signifikanten Vor- oder Nachteile gegenüber LWR Brennstoff.

5.9.4 Proliferationsrisiken

Bezüglich von Proliferationsrisiken ergeben sich für den Prismatic HTR wenig Unterschiede zur Technologielinie (Kapitel 4.6.7), da der HTR-PM einen offenen Uran-Plutonium Brennstoffkreislauf nutzt.

Hinsichtlich der vergleichsweise geringen Spaltmaterialmenge pro Volumen Brennstoff und aufgrund des hohen Graphitanteils, spezifizieren die Entwickler des Prismatic HTR, dass zur Abzweigung einer kritischen Menge an Spaltstoff 50 mal mehr Brennelemente entwendet werden müssten, als

bei einem LWR. Allerdings gehen sie dabei nicht auf die Dimensionierung der Brennelemente weiter ein, sondern die Angabe bezieht sich vermutlich lediglich auf die Stückzahl.

Durch den nicht mobilen Brennstoff hat der Prismatic HTR Vorteile hinsichtlich der Proliferationsresistenz, da eine Abzweigung von Spaltmaterial schwieriger ist (Kapitel 5.8.4).

Fazit Proliferationsrisiken

Insgesamt sind daher für den Prismatic HTR keine signifikanten Vor- oder Nachteile bezüglich der Proliferationsrisiken im Vergleich zum LWR festzustellen.

5.9.5 Technischer Entwicklungsstand

Die Entwicklung prismatischer HTR kann auf eine Reihe historischer Erfahrungen zurückgreifen (siehe Kapitel 4.6.2). Bei der Entwicklung prismatischer HTR wurde ebenso wie beim Kugelhaufen HTR das Erreichen möglichst hoher Temperaturen angestrebt und die Nutzung einer Gasturbine.

Ähnlich wie beim HTR-PM wurde jedoch im NGNP Programm schließlich auf die Entwicklung einer Gasturbine verzichtet und stattdessen ein Dampfzyklus angestrebt. Ebenso wurde die Gasaustrittstemperatur auf 750°C begrenzt und die Leistung und Dimensionierung des Reaktors entsprechend ausgelegt, so dass die maximale Brennstofftemperatur bei komplett passiver Kühlung ohne Kühlmittel 1600°C nicht übersteigt. Um höhere Gasaustrittstemperaturen zu erreichen, bzw. eine Gasturbine verwenden zu können oder die maximale Brennstofftemperatur erhöhen zu können, wären Entwicklungsarbeiten notwendig gewesen, die den im NGNP Programm angestrebten ursprünglichen Zeitplan erheblich überschritten hätten.

Die nachfolgende Darstellung konzentriert sich daher auf die notwendigen Arbeiten die zur Entwicklung dieser Konfiguration eines prismatischen HTR, dem Prismatic HTR im NGNP Programm, notwendig wären.

Bezüglich der Brennstoffentwicklung wurden etliche Bestrahlungsexperimente von UCO TRISO-Brennstoffen im Advanced Gas Reactor (AGR) Programm des DoE durchgeführt (siehe auch Kapitel 4.6.5 und 4.6.4). Die Eigenschaften des Brennstoffs sollen Abbrände bis zu 150-200 MWd/kg Schwermetall mit einer Höchsttemperatur von 1250°C erlauben, mit 19,4% FIMA (fissions per initial metal atom). Beim ersten Experiment AGR-1 mit 3.000.000 Partikeln unter diesen Randbedingungen kam es zu keinem Partikelversagen des Brennstoffs. Auch neuere Experimente zeigten eine verbesserte Spaltproduktückhaltung und weniger Partikelversagen auch bei Temperaturen von 1600-1800°C (EPRI 2019). Bei einem zweiten Experiment AGR-2 mit 1600°C wurden bis auf das Spaltprodukt Ag-110m ein Faktor sieben weniger Spaltprodukte im UCO TRISO freigesetzt (z. B. Kr-85m, Cs-134, Cs-137, Eu-154, Eu-155, Sr-90), als in anderen bisher gefertigten TRISO-Brennstoffen aus dem historischen US Programm bzw. im deutschen HTR Programm (Kadac 2016).

Weitere Test AGR 3/4 und AGR 5/6/7 waren vorgesehen, um die Eigenschaften des Brennstoffs bei intentionalem Brennstoffversagen zu testen und den Quellterm für eine potentielle Freisetzung und entsprechende Evakuierungsradien zu bestimmen. Die Bestrahlungstests sollten weiterlaufen, trotz der Entscheidung des DoE die Entwicklung eines Demonstrationsreaktors des prismatischen HTR nicht zu verfolgen (Kadac 2016). Die Planung der Nachbestrahlungsergebnisse wird in (INL 2020) beschrieben. Ergebnisse liegen noch nicht vor, sollen aber in zukünftigen HTR Entwicklungsprogrammen genutzt werden können.

Ebenfalls fanden erhebliche Bemühungen am INL und ORNL zusammen mit europäischen Partnern statt, unterschiedliche Graphittypen zu testen. Es wurden 2000 unterschiedliche Graphitarten im Rahmen des Advanced Graphite Creep Testprogramms charakterisiert und Modelle erstellt, um das Verhalten des Graphits unter normalen Betriebsbedingungen und Störfallbedingungen vorherzusagen. Es wurden bei der American Society of Mechanical Engineers (ASME) Softwarecodes entwickelt sowie Qualifikationsmethoden bei der American Society for Testing and Materials (ASTM). Ziel der Entwicklungen ist war es zum einen, auf Basis eines wissenschaftlichen Verständnisses der fundamentalen Mechanismen bei Bestrahlung, akzeptable Kriterien für Graphit zur Verwendung in HTR zu entwickeln, so dass sie ebenfalls in Zukunft genutzt werden können wenn HTR in den USA gebaut werden (Kadak 2016), zum anderen zu demonstrieren, dass die Güte von modernem Graphit, das mit heutigen Ausgangsmaterial erzeugt wird, mindestens so gute Performance aufweist wie historisches Graphit aus den vergangenen HTR Entwicklungsprogrammen (IAEA 2010a).

Für den Prismatic HTR wurde entschieden, die Entwicklungsbemühungen für Strukturmaterialien auf den Temperaturbereich zwischen 750-850°C zu konzentrieren, auch wenn das Ziel der chemischen Wasserstoffproduktion als Fernziel weiter bestehen bleibt. Es wurden zwei Materialien untersucht. Die Legierung 617 aus Nickel, Chrom, Cobalt und Molybdän mit einem Zusatz an Aluminium, die außergewöhnliche Hochtemperaturfestigkeit und Oxidationsresistenz aufweist. Und die Legierung 800H, eine austenitische Nickel-Chrom Legierung mit kontrollierten Anteilen an Kohlenstoff, Aluminium, Titan Silicium und Mangan. Es fanden signifikante Bemühungen statt, die Daten für die Legierung 617 zu gewinnen und für den ASME Code zu generieren, so dass die Legierung als Druckbarriere bei 950°C genutzt werden kann. Ebenso wurde für die Legierung 800h eine Code Qualifizierung für 850°C und 500.000 Std durchgeführt. Die Arbeiten wurden auch nach dem Ende des NNGP Programms weitergeführt (Kadak 2016).

Bezüglich der Reaktorphysik wurden ebenfalls Arbeiten zur Validierung und Verifizierung der verwendeten Thermohydraulischen- und Wärmeleitungs-Codes durchgeführt. Zahlreiche Universitäten sind an den zahlreichen Aspekten der Überprüfung von Einzeleffekten und integrierten Experimenten beteiligt. An der Oregon State University wurde etwa die High-Temperature Test Facility (HTTF) errichtet, eine integrierte Testanlage, die fundamentale Eigenschaften zum Wärmetransport auch unter Störfallbedingungen testen soll. Am Argonne National Laboratory wurde die Natural Circulation Shutdown Test Facility errichtet, um die Eigenschaften des cavity cooling systems des Prismatic HTR zu testen. Ein Überblick über die Experimente ist in (Kadak 2016) dargestellt.

Auch die Code-Basis zur Kernmodellierung wurde erneuert und verbessert. Es wurden neue Codes im Rahmen des Multiphysics Object-Oriented Simulation Environment (MOOSE) entwickelt, um 3-D Lösungen mit Methoden der finiten Elemente zu erreichen. Die Modelle sollen die alten Diffusionscodes wie SCOP ersetzen. Verbesserungen wurden durch thermische Rückkopplung während der Abbrandrechnungen und Verbesserungen von RELAP-3D für Gasreaktoranalysen erreicht. Es wurden mehrere Benchmarks im Rahmen der OECD und der IAEA durchgeführt, in dem der MHTGR-350 als Referenzreaktor diente (Kadak 2016; Lemaire et al. 2017).

Der Fokus im NNGP Programm lag vor allem auf dem prismatischen Reaktordesign, da der Reaktor komplexer ist als der Kugelhaufenreaktor. Zukünftige Herausforderungen werden etwa die Analyse der Neutronenstreuung in Graphit und der elastischen Streuung im Schwermetall sein, aber auch der Effekt von Strahlenschäden auf die thermischen Eigenschaften von Graphit und die Wärmeleitungseigenschaften am Übergang des Kerns zum Reflektor. Des Weiteren bestehen noch

Lücken in den Daten bezüglich des Kernverhaltens bei Hochabbrand und es müssen Studien zu Wasser- und Lufteinbruch durchgeführt werden, um nur einige der Bedarfe zu nennen, die für eine Genehmigung in den USA benötigt würden (Kadac 2016).

Für zukünftige Genehmigungsbemühungen wurden über 160 Publikationen, Konzeptstudien und Forschungsberichte allein im NGNP Programm erstellt und es fanden zahlreiche Diskussionen mit der Aufsichtsbehörde (NRC) statt und White Papers wurden erstellt. Insgesamt kommt (Kadac 2016) aber zu dem Schluss, dass bezüglich einiger zentraler Diskussionspunkte nur wenig Fortschritt gemacht wurde. Dies betrifft die Anforderungen an das Containment, die Bestimmung des radioaktiven Quellterms und die Auswahl von Ereignissen für die Genehmigung sowie die Notfallplanung. In Zusammenarbeit mit der NGNP Industrieallianz identifizierte das NGNP Team 2500 individuelle Punkte, die für die Genehmigung noch geklärt werden müssten, basierend auf den derzeitigen Kriterien für LWR. Es wurden mehrere Berichte verfasst um diese Punkte zu adressieren, ohne dass es aber nach der Überprüfung durch die NRC zu einer Entscheidung durch die NRC gekommen wäre.

Fazit technologischer Entwicklungsstand

Bezüglich der Technologielinie der VHTR weist der Prismatic HTR nur eine Temperatur von 750°C auf und wird nur zur reinen Stromerzeugung mit einem Dampfkreislauf genutzt. Ein deutlicher Fortschritt wurde bei der Entwicklung durch den neuen UCO Brennstoff erreicht.

Im Vergleich zum Kugelhaufenkonzept ist der Prismatic HTR deutlich komplexer in der Entwicklung und es bestehen weiterhin ungeklärte Fragen zur Genehmigungsbasis von HTR in den USA. Insgesamt ist der Prismatic HTR aufgrund der historischen Erfahrungen mit prismatischen HTR im Bereich „Entwicklung“ einzuordnen. Ähnlich wie beim HTR-PM muss allerdings zunächst mit einem Demonstrator der prinzipielle Nachweis des Reaktorkonzepts erbracht werden, um dann in einem kommerziellen Nachfolgeprojekt den Einsatz erreichen zu können.

In Hinsicht auf die Nutzung von Prozesswärme und mit Blick auf die Nutzung höherer Temperaturen (VHTR) als Ziel der VHTR Technologielinie sowie der Nutzung einer Gasturbine, ist der Prismatic HTR im Bereich der „Entwicklung“ einzuordnen.

5.9.6 Realisierung

5.9.6.1 Geplanter Einsatzbereich

Wie beim HTR-PM (Kapitel 5.8) und bei der VHTR-Technologielinie (Kapitel 4.6) ist auch beim Prismatic HTR ein wesentliches Ziel der Entwicklung der Nischenmarkt für Kraft-Wärmekopplung aber vor allem die Erzeugung von Prozesswärme zusätzlich zur Stromerzeugung, z.B. zur Wasserstoffproduktion.

Obwohl einige Entwicklungsarbeiten zur Wasserstoffproduktion durch das INL und die Industrie bei der Entwicklung des Prismatic HTR durchgeführt wurden, gibt (Kadac 2016) an, dass das Interesse sich aufgrund der kostengünstigen und ausreichenden Reserven an Gas in den USA signifikant vermindert hat.

5.9.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

Die Geschichte des Prismatic HTR weicht weit in die 1980er zurück. Mit dem MHTGR 350 wurde schon 1989 von General Atomics ein Entwurf eines Sicherheitsberichts in der Vorlizenzierungsphase eingereicht und durch die NRC herausgegeben, anschließend revidiert und 1995 erneut herausgegeben. Dies bildet die Basis der weiteren Entwürfe basierend auf den prismatischen modularen Reaktorkonzepten wie des GT-MHR oder des AREVA SC-HTGR.

Der GT-HTR war ein 600 MWth Reaktorkonzept, das von einer Gruppe russischer und U.S. amerikanischer Unternehmen, Framatome in Frankreich und Fuji Electric in Japan entwickelt wurde. Das Design sah eine Gasturbine bei einer Gasaustrittstemperatur von 850°C vor. Ein Zweck des Reaktors damals hätte auch die Verbrennung militärischen Plutoniums in den USA sein können, um überschüssiges militärisches Plutonium aus der Abrüstung zwischen den USA und Russland zu beseitigen. Die Vorstudie des Reaktorkonzepts wurde 2001 fertiggestellt und der regulatorische Prozess 2002 gestartet, aber nicht fertiggestellt (Kadac 2016).

2005 wurde in den USA der Energy Policy Act verabschiedet, der den Bau und Betrieb eines HTR bis zum Jahr 2021 verlangte. Das Gesetz wurde nach einer mehrjährigen Studie durch US Experten zur Zukunft der Nukleartechnologie in den USA verabschiedet. In der Folge des Gesetzes entschied sich der US-Kongress dazu, das sogenannte Next-Generation Nuclear Plant als HTR zur Erzeugung von Prozesswärme und Wasserstoff zu bauen. Es gründete sich daraufhin eine breite Industriallianz mit Interesse an der Entwicklung eines HTRs unter anderem General Atomics, AREVA/Framatome und Westinghouse aber auch potentielle Abnehmer wie Dow Chemical and Conoco Philips. Während des NGNP Programms nahmen bis zu 33 Industriepartner an der NGNP Industriallianz teil (Kadac 2016).

Unter den ursprünglich drei konkurrierenden Reaktorkonzepten, dem prismatischen GT-MHR von General Atomics, bzw. dem ANTARES Konzept von AREVA mit 625 MWth basierend auf dem GT-MHR, und dem SC-HTGR von Areva/Framatome und einem Kugelhaufenkonzept von Westinghouse basierend auf dem südafrikanischen PBMR wurde schließlich der SC-HTGR ausgewählt. Grund hierfür war, dass nicht erwartbar war, dass es bis 2021 gelingen könnte, erfolgreich eine Gasturbine zu entwickeln und damit das ursprüngliche gasturbinenbetriebene HTR Konzept von General Atomics ausschied. Der PBMR wurde zurückgezogen da Schwierigkeiten bei der Lizenzierung des Kugelhaufenkonzepts befürchtet wurden. Stattdessen wurde das prismatische HTR Konzept mit einem Dampfzyklus bei moderaten Temperaturen als Referenzkonzept des NGNP ausgewählt (Kadac 2016).

Im Mai 2010 wurde General Atomics durch das DoE damit beauftragt für das NGNP Projekt eine Referenzkonzept eines modularen Heliumreaktors mit Dampfzyklus (steam-cycle Modular Helium Reactor - SC-MHR) als Demonstrationskraftwerk mit 350 MW und einer Austrittstemperatur von 725°C zu entwickeln (General Atomics 2012). Der hier vorgestellte Prismatic HTR (IAEA 2010a) ist daher ein Zwischenstand eines fortlaufenden Entwicklungsprozesses.

Schließlich entschied das DoE 2011, allerdings auf Basis einer Empfehlung des Nuclear Energy Advisory Council, das gesamte NGNP Projekt auf ein reines Forschungsprojekt zu reduzieren und alle Designplanungen aufzugeben. Ein wesentlicher Grund bestand darin, dass keine Einigung über die Kostenaufteilung zwischen der Industriallianz und den staatlichen Geldgebern erreicht werden konnte. Die Industrie schlug eine Finanzierungsformel für typische industrielle Investitionen vor, also die Übernahme von Kosten beim Bau, anstatt einem Fokus auf die Finanzierung für Grundlagenforschung um Reaktorkonzepte zu rechtfertigen. Es wurden drei Phasen vorgeschlagen:

in Phase 1 würde Forschung und Entwicklung durch den Staat durchgeführt werden, in Phase 2 mit dem vorläufigen Design und Genehmigungsfragen würde die Industrie 20% übernehmen und in Phase 3 beim Bau des Reaktors dann 100% (Kadak 2016). Aufgrund der fehlenden Ergebnisse aus Phase 1 und vor allem Phase 2, mit einer klaren Genehmigungsstrategie, wollte jedoch keiner der Partner in der Industriellianz das Risiko zum Bau vorab übernehmen. Die Industrie sorgte sich auch um die langfristige Absicherung der staatlichen Finanzierung, da jährliche Budgets verabschiedet werden sollten. Insgesamt schlug die Industriellianz eine Kostenteilung von 1,925 Milliarden USD seitens des Staates und 3,621 Milliarden USD seitens der Industrie vor (Kadak 2016).

Trotz der anfänglichen Hoffnungen und Erwartungen besteht die Entwicklung des prismatischen HTR derzeit in den USA nur noch in der Fertigstellung des Forschungsprogramms für fortgeschrittene Brennstoffe, von Graphit und andere Materialien. Es gibt derzeit keine Pläne mehr zum Bau eines Demonstrationsreaktors, wie es der US-Kongress ursprünglich 2005 bestimmt hatte. Als Gründe nennt (Kadak 2016) die ungenügende staatliche Finanzierung der Forschung, unrealistische Anforderungen an die zu erreichenden Temperaturen, der fehlende Bedarf an Wasserstoff durch eine Wasserstoffwirtschaft, Konkurrenz durch leichtwassergekühlte SMR, wenig Interesse seitens der Betreiber an neuen Technologien, sehr niedrige Gaspreise und einen schwierigen Genehmigungsprozess in den USA für Reaktorkonzepte, die nicht auf LWR Technologie beruhen (Kadak 2016).

Fazit Projektverlauf

Der Prismatic HTR ist ein Zwischenstand in der fortlaufenden Entwicklung eines prismatischen HTR Reaktorkonzepts in den USA. Die Randbedingungen eines Dampfzyklus und einer niedrigen Austrittstemperatur wurden gewählt, um den ursprünglichen Zeitplan des Baus bis 2021 überhaupt einhalten zu können. Die Planungen stagnierten und wurden schließlich aufgegeben, trotz umfangreicher historischer Vorerfahrungen in den USA und einem breiten Industriekonsortium. Dafür werden zwei Hauptgründe angegeben. Zum einen konnten sich staatliche Geldgeber und die Industrie nicht auf eine gemeinsame Richtlinie zur Finanzierung einigen. Zum anderen wurden nach wie vor Risiken im Genehmigungsprozess in den USA gesehen.

5.9.6.3 Kosten

Die bisherigen Entwicklungskosten für den Prismatic HTR im NGNP Programm belaufen sich bis 2016 auf mehr als 1 Milliarde USD seitens der Industrie und etwa 500 Millionen USD durch unterstützende Forschungsprogramme des DoE, hauptsächlich zur Brennstoffentwicklung, Graphit Qualifizierung und Materialforschung. Die Entwicklungskosten in der Industrie wurden hauptsächlich zur Entwicklung des Reaktorkonzepts und der Anlagen zur Erzeugung von Prozesswärme aufgewendet (Kadak 2016).

Im Rahmen des NGNP Programms wurden auch Marktstudien zu den verschiedenen Konzepten durchgeführt. Priorität hätten den Studien nach die Märkte für Erdgas- und Kohlederivate etwa petrochemische Produkte, synthetische Brennstoffe, die Wasserstoffproduktion, Ammoniak und Derivate wie z.B. Düngemittel, Metallproduktion, Erdölraffinerie und Erdölgewinnung aus Ölsanden und Ölschiefer. Typischerweise würde eine HTR Anlage mehrere Module beinhalten, jedes mit ca. 200 bis 600 MWth mit einer gesamten Leistung der Anlage von 2000 bis 2400 MWth (4 bis 10 Module), aber auch größere Anlagen etwa zur Kohleverflüssigung seien möglich (INL 2010).

Im Gegensatz zum LWR zur Stromproduktion wurde erwartet, dass ein ganzes Spektrum an unterschiedlichen und spezialisierten Reaktorkonzepten entstehen wird, wenn die HTR Technologie ausreift und eine Reihe von Betreibern in die Technologie investieren würden. Daher sollte das im NGNP Projekt ausgewählte Reaktorkonzept eine möglichst breite Anwendung für mögliche Märkte demonstrieren. Eine beispielhafte Marktstudie kam zu dem Ergebnis, dass bei einem Gaspreis von etwa 4 USD/MMBtu bei angenommenen CO₂ Kosten von 50 USD/Mt bzw. bei etwa 7 USD/MMBtu ein prismatischer HTR konkurrenzfähig auf dem Prozesswärmemarkt sein könnte. Die Kapitalkosten wurden dabei für das Kombikraftwerk mit 650 USD/kWth und für den HTR mit 1700 USD/kWth angenommen (INL 2010). Dies liegt deutlich unter den Kostenschätzungen bezüglich des vergleichbaren SC-HTGR mit 3600 USD/kWth (siehe Kapitel 4.6.8). Die günstigen Kapitalkosten in (INL 2010) sind auf Annahmen einer Marktdurchdringung des HTR zurückzuführen, in (INL 2010) wird etwa ein Beispiel mit 827 Reaktormodulen zu je 600 MWth in der Zeit zwischen 2020 bis 2050 genannt.

Eine Schlussfolgerung der NGNP Allianz war, dass es substantielle Kostenunterschiede zwischen Kugelhaufenkonzepten und prismatischen Reaktorkonzepten außerhalb der erreichbaren Leistung gibt. Allerdings gäbe es einen Unterschied beim modularen Aufbau einer Anlage, was die benötigten Kapitalkosten angehe und die Kosten für das Design, die Entwicklung und Genehmigung. Die Kapitalkosten seien für eine installierte Kapazität von 2400-300 MWth etwa 30% geringer mit einem 625 MWth prismatischen Reaktor als mit einem 250 MWth Kugelbetthaufenreaktor.¹⁹⁹

Fazit Kosten

Die Marktstudien zum Prismatic HTR sind vor allem auf eine Vermarktung der Prozesswärme ausgerichtet. Die Prognosen gehen davon aus, dass der Prismatic HTR erst mit steigenden Gaskosten konkurrenzfähig sein wird. Trotz der Entwicklungsausgaben von mehr als 1,5 Milliarden USD ist die ausstehende Entwicklungsarbeit nicht abgeschlossen. Für die gesamte Entwicklung und den Bau des Reaktors waren Kosten von 5,5 Milliarden USD geplant. Durch die Nutzung von Prozesswärme besteht ein prinzipieller Vorteil des HTR für dieses Marktsegment gegenüber LWR. Gegenüber zukünftigen HTR Systemen hat der Prismatic HTR aufgrund der moderaten Leistung und Temperaturen einen Nachteil innerhalb der Technologielinie gegenüber zukünftigen HTR Konzepten, die höhere Temperaturen bzw. größere Leistung aufweisen können.

¹⁹⁹ https://www.world-nuclear-news.org/NN-Areva_modular_reactor_selected_for_NGNP_development-1502124.html

5.10 ADS: MYRRHA

Das am weitesten fortgeschrittene geplante beschleunigergetriebene System weltweit ist das Projekt MYRRHA (Multipurpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) mit geplanten 100 MWth. Die Entwicklung von MYRRHA begann 1998 und wird hauptsächlich vom belgischen Kernforschungszentrum SCK-CEN getragen, wo auch der Bau der Demonstrations- und Forschungsanlage geplant ist. Die Fertigstellung ist für das Jahr 2026 geplant, erste Anlagenkonzepte stammen aus den 1990er Jahren.

MYRRHA soll als flexibles experimentelles beschleunigergetriebenes System das ADS-Gesamtkonzept bei niedriger Leistung demonstrieren, insbesondere die Kopplung der drei wesentlichen ADS-Komponenten Beschleuniger, Spallationstarget und unterkritischer Reaktor. Basierend auf den Erfahrungen mit dem Demonstrationsprojekt MYRRHA, soll nach derzeitigen Planungen und nach erfolgreicher Demonstration, eine Skalierung z. B. auf das vollindustrielle beschleunigergetriebene System EFIT (European Facility for Industrial Transmutation) erfolgen.

Wie für Materialforschungsreaktoren typisch, soll auch in MYRRHA eine Reihe von Bestrahlungsexperimenten und Anwendungen möglich sein, von der Brennstoff- und Materialentwicklung für sogenannte neue Reaktoren und zukünftige Fusionsreaktoren bis hin zur Radioisotopenproduktion für medizinische und industrielle Anwendungen. Ebenfalls dient MYRRHA zur Erforschung der Transmutation und bündelt damit die Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen in Europa für ADS Systeme und Transmutation (IAEA 2015).

MYRRHA soll auch Erfahrungen zum Betrieb eines bleigekühlten Reaktors sammeln und dient im kritischen Betrieb als europäische Pilotanlage zur Entwicklung von zukünftigen bleigekühlten Systemen wie ALFRED (siehe auch Kapitel 4.2.3.2).

Gegenüber der Technologielinie der ADS wird MYRRHA als Forschungsreaktor keinen Strom erzeugen.

5.10.1 Darstellung des Anlagenkonzepts

Das MYRRHA Projekt hat das bisher ausgereifteste Design für eine beschleunigergetriebene Prototypanlage. MYRRHA soll aus einem Blei-Bismut Spallationstarget bestehen, das durch einen Linearbeschleuniger für Protonen mit einer Energie von 600 MeV bei einem Strom von zunächst 2,4 mA und bis zu 4 mA gespeist werden soll, bei einer Gesamtleistung von 1,44 bis 2,4 MW (Abderrahim et al. 2015; Biarrotte und Müller 2011).

Der Strahl wird von Oben in den Reaktorkern eingespeist und trifft dort durch ein Strahlenfenster auf das Spallationstarget, in dem Neutronen erzeugt werden.

MYRRHA soll sowohl in einem kritischen Modus, d.h. ohne Neutronenquelle, allein mit dem Reaktor betrieben werden, als auch in einem unterkritischen Modus mit Neutronenquelle. MYRRHA ist im unterkritischen Betrieb dabei als ein extrem unterkritisches System konzipiert, mit einem Kritikalitätsfaktor von nur $k_{eff} = 0,95$ (Biarrotte et al. 2015). Beide Modi haben spezifische Energie- und Flussverteilungen im Kern.

Wie in der Technologielinie beschrieben (Kapitel 4.7.1) ist für den Betrieb einer ADS vor allem ein kontinuierlicher Betrieb des Beschleunigers notwendig, ohne dass es zu Strahlunterbrechungen kommt. Eine hohe Verfügbarkeit von Beschleunigern wird durch eine Kombination aus Überdimensionierung und Redundanz sowie Fehlertoleranz der Spallationsneutronenquelle

erreicht. Die Fehlertoleranz ermöglicht es dem Beschleuniger, den Strahl nach dem Ausfall einer einzelnen Komponente wiederherzustellen, ohne dass es zu negativen Auswirkungen auf die Neutronenquelle und das Reaktorsystem kommt (Abderrahim et al. 2021).

Im Fall von MYRRHA beträgt die Toleranz für die Dauer des Strahlverlustes 3 Sekunden und es dürfen innerhalb eines Betriebszyklus von 90 Tagen nicht mehr als 10 Ausfälle auftreten. Kürzere Strahlunterbrechungen sind uneingeschränkt zulässig (Abderrahim et al. 2021; Rimpault et al. 2013). Innerhalb dieses Zeitfensters von 3 Sekunden schützt die thermische Trägheit des Blei-Bismut Kühlmittels den Reaktor vor thermischen Transienten und das Strahlrohr der Spallationsneutronenquelle vor thermomechanischem Stress. Eine Strahlunterbrechung von mehr als 3 Sekunden führt zu einer Reaktorschnellabschaltung mit entsprechenden thermischen Materialbelastungen und einer nachfolgenden längeren Prozedur sukzessive die Leistung des Beschleunigers wieder zu steigern. Ziel ist es daher eine Betriebszeit des Beschleunigers von über 250 Stunden ohne Strahlunterbrechungen zu erreichen.

Bezüglich des eingesetzten Beschleunigers wurde ein Linearbeschleuniger, trotz der erhöhten Baukosten gegenüber einem Kreisbeschleuniger, gewählt. Der Hauptgrund dafür ist die Möglichkeit zur Verwendung von Fehlertoleranzsystemen in Linearbeschleunigern, Zyklotrone haben keine Modularität. Das bedeutet auch, dass eine spätere Erhöhung der Strahlenergie keine realistische Option ist. Ein Linearbeschleuniger bietet eine hohe Modularität und hat das Potential, ein Fehlertoleranzsystem zu implementieren, so dass der Strahl innerhalb kurzer Zeit wiederhergestellt und die Strahlenergie prinzipiell erhöht werden kann (Abderrahim et al. 2021). Nachteil ist die Länge des Beschleunigers von 400 Metern. Weitere Details zu den einzelnen technologischen Systemen des Beschleunigers und deren Entwicklungsstand bietet (Abderrahim et al. 2010).

Der Reaktorteil der ADS Anlage ist bleigekühlt mit einer Blei-Bismut Legierung im eutektischen Gleichgewicht. Gesamtgewicht des Bleis ist 7600 t (Abderrahim et al. 2019). Alle primären Kühlsysteme und auch die beiden Brennelementwechsellanlagen befinden sich innerhalb des Reaktorbehälters. Die Brennelementwechsellanlagen übernehmen das Be- und Entladen der Brennelemente in das Brennelementlager. Der Reaktorbehälter befindet sich innerhalb einer Reaktorgrube, die mit einem Stahlmantel versehen ist, der als sekundäres Containment dient. Im Spalt zwischen der stahlbewerten Reaktorgrube und der Wand des Reaktorbehälters befinden sich vertikale Kühlrohre, um die Betonwand zu schützen und um bei Ausfall der Kühlsysteme gegebenenfalls die Nachwärme abzuführen.

Im Reaktorbehälter wird eine obere heiße Niederdruckzone von einer unteren kalten Hochdruckzone durch eine Trennwand aus zwei horizontalen Platten getrennt, die durch vertikale Schalen verbunden sind und Hohlräume für vier Brennelementlager enthält sowie mehrere Elemente, welche die obere mit der unteren Zone verbinden. Der Reaktorbehälter ist mit dem Kühlmittel aus Blei-Bismut und mit einem Schutzgas zwischen der Oberfläche des Flüssigmetalls und dem Reaktordeckel gefüllt, das durch ein Druckentlastungssystem geschützt ist (Schulenberg 2020). Zwei fest im Reaktor installierte Brennelementhandhabungsmaschinen übernehmen das Be- und Entladen der Brennelemente in die Brennelementlager, jeweils eine Entlademaschine für eine Seite des Kerns. In der oberen Zone befindet sich der Reaktorkern, der von unten nach oben mit dem flüssigen Blei-Bismut durchströmt wird, das sich dabei aufheizt und in das obere Plenum fließt. Vom oberen Plenum aus wird es in 2 Rohren über eine Pumpe pro Rohr in das untere Plenum gepumpt und gibt dabei die Wärme über je zwei Wärmetauscher pro Rohr ab und kühlt dabei ab. Die Pumpe befindet sich dabei hinter den Wärmetauschern, um die Temperaturen und damit die Korrosion der Pumpe zu minimieren. Primärseitig ist ein maximaler Druck von 2,5 bar vorgesehen, sekundärseitig

ist eine Kühlung mit Leichtwasser mit einem Druck von 16 bar und einer Temperatur von 200°C vorgesehen (Sarotto et al. 2013). Die Brennelementlager werden im Betrieb durch das strömende Blei gekühlt und während des Stillstands durch Naturkonvektion. Die vier primären Wärmetauscher geben die Wärme an ein Sekundärsystem ab (Abderrahim et al. 2021).

Der Reaktorkern hat einen Durchmesser von 1,80 m und eine Höhe von 1 m mit einer aktiven Höhe von 60 cm und besteht aus 211 Positionen für Brennelemente, Kontrollstäbe, Abschaltstäbe, dem Spallationsfenster, Reflektorelementen sowie Instrumentierungs- und Beobachtungskapseln. Im kritischen Betrieb sind bei Betriebsbeginn 78 Brennelemente vorgesehen, im subkritischen Betrieb 54, im Laufe des Zyklus werden noch Brennelemente hinzugefügt, so dass im Gleichgewicht dann 108 bzw. 72 Brennelemente verwendet werden (Abderrahim et al. 2019). 55 der Positionen, die Multifunktionskanäle, sind von oberhalb des Reaktordeckels zugänglich (Abderrahim et al. 2021). Brennelemente und Reflektoren werden aufgrund des Platzmangels durch die Versuchs- und Experimentiervorrichtungen und deren Positionen im Kern von unten in den Kern geladen und werden durch den Auftrieb vertikal und durch ein Rückhaltesystem radial fixiert.

Der Gesamtzyklus soll 540 Tage betragen, bevor ein kompletter Brennelementwechsel stattfindet. Dazwischen werden in 6 Subzyklen von jeweils 90 Tagen die Brennelemente im Reaktor von Innen nach Außen umpositioniert. Nach jedem Subzyklus ist eine Wartungsphase von 30 Tagen vorgesehen und aller 3 Subzyklen eine längere Wartungsphase von 90 Tagen (Sarotto et al. 2013).

Eine genauere Beschreibung des Kerns und der Kernbeladung des MYRRHA FASTEF Designs erfolgt in (Frieß 2017; Sarotto et al. 2013).

Brennstoff

Ein Brennelement ist 120 cm lang und hat eine aktive Höhe von 60 cm. Der Brennstoff besteht aus MOX Brennstoff mit typischen Plutoniumgehalten schneller Reaktoren zwischen 30-35%. Der Kern ist so ausgelegt, dass bis zu 6 Brennelemente mit Minoren Aktiniden geladen werden können. Typische Zusammensetzungen entsprechen industriellen ADS wie EFIT (siehe Kapitel 4.7.3.2) mit 50% Plutonium, 46% Americium, 2% Neptunium und 2% Curium in einer inerten Brennstoffmatrix, allerdings soll in MYRRHA aus praktischen Gründen kein Curium im Brennstoff verwendet werden (Abderrahim et al. 2021). Der Verzicht auf Curium ist vermutlich in der schwierigen Partitionierung und anschließenden Brennstoffherstellung begründet. Aufgrund ihrer Wärmeentwicklung und intensiven Neutronenstrahlung führen Curiumisotope insbesondere bei der Fertigung der Transmutations-Brennelemente zu Problemen, die bisher nicht gelöst sind (Poinssot et al. 2012; Modolo et al. 2012; Renn 2014). Der Verzicht auf Curium hätte zur Folge, dass aus dem hochaktiven Abfallstrom des PUREX-Prozesses Americium separiert und von den mitextrahierten Lanthaniden getrennt werden müsste. Für diese Option wurden im Rahmen europäischer F&E-Projekte mehrere potentiell geeignete Verfahren entwickelt und erfolgreich experimentell im Labor getestet (Modolo et al. 2012; Bollesteros et al. 2012; Rostaing et al. 2012), eine großindustrielle Umsetzung wurde bisher nicht gezeigt (Öko-Institut e.V. 2021a).

Kühlmittel

Das Kühlmittel des Reaktors als auch der Spallationsneutronenquelle ist eine Blei-Bismut Legierung im eutektischen Phasengleichgewicht. Die Temperaturen sind bei Kerneintritt 270°C und bei Kernaustritt 410°C (Frieß 2017). Um Erstarrung zu vermeiden, muss die Temperatur über 200°C gehalten werden. Es ist ein Druck von maximal 2,5 bar vorgesehen. Die Wahl der Temperaturen beruht dabei darauf, die Korrosion zu limitieren und mit Ausnahme der axialen Pumpen, ist die Pumpengeschwindigkeit unter 2 m/s um erodierende Effekte zu vermeiden.

5.10.2 Sicherheitskonzept und Sicherheitseigenschaften

Das Konzept von MYRRHA beinhaltet nach (Sarotto et al. 2013) mindestens zwei Haupt- und einem Nebensystem für jede Sicherheitsfunktion. Die drei Systeme sollen komplett unabhängig, redundant und diversitär sein.

Für die Kontrolle der Reaktivität sind zum einen auftriebkontrollierte Steuerstäbe vorgesehen, die ebenfalls für die Reaktorschnellabschaltung dienen und ebenfalls im unterkritischen beschleunigergetriebenen Betrieb bzw. während der Wartungsphasen genutzt werden. Das zweite System für die Reaktorschnellabschaltung besteht aus Abschaltstäben, die von oben pneumatisch gegen den Auftrieb in den Reaktor eingebracht werden und anschließend durch Gewichte im Reaktor verbleiben. Beide Systeme enthalten Bündel aus Borcarbidstäben zur Neutronenabsorption (Sarotto et al. 2013).

Es wurden ebenfalls erste Störfalluntersuchungen vorgenommen, wie ein Leck im Wärmetauscher mit möglichem Eindringen von Wasserdampf in den Kern, Kernkompaktierung durch Erdbeben, Kühlmittelverlust, dem Auswurf eines Kontrollstabes im kritischen Betrieb oder dem Bruch des Strahlfensters der Spallationsquelle im ADS Betrieb (Sarotto et al. 2013).

Die maximale Leistung ist mit 100 MW angegeben, die primären, sekundären und tertiären (Luftkühlung) Kühlsysteme sind ausgelegt eine Leistung von 110 MW zu transportieren, wobei die 10 MW durch die Nachwärmeleistung der im Reaktorbehälter gelagerten abgebrannten Brennelemente gegeben sind (Sarotto et al. 2013).

Fazit Sicherheit

Die für die Technologielinie der ADS beschriebenen Sicherheitseigenschaften und deren Vor- und Nachteile gegenüber LWR im ADS Betrieb sind auch für MYRRHA zutreffend (siehe Kapitel 4.7.5). Ebenfalls sind die im Kapitel 4.2.5 beschriebenen Sicherheitseigenschaften von bleigekühlten kritischen Reaktoren auf MYRRHA im kritischen Betrieb übertragbar.

Gerade im subkritischen ADS Betrieb hat MYRRHA signifikante Vorteile gegenüber einem kritischen LWR und LFR.

5.10.3 Ver- und Entsorgungsaspekte

Für MYRRHA gibt es keine wesentlichen Unterschiede zu Vor- und Nachteilen bezüglich der Ver- und Entsorgung gegenüber der Technologielinie der ADS.

Fazit Ver- und Entsorgung

Da viele Details von ADS Konzepten und der dazugehörigen Brennstoffkreisläufe im derzeitigen Stadium des Entwicklungsprozesses noch nicht festgelegt sind, verbleiben viele offene Fragen bezüglich der Analyse der letztlich zu entsorgenden Abfallinventare und deren Zusammensetzung.

Zum Einsatz in Transmutationsszenarien eignen sich ADS Systeme von allen Technologielinien aufgrund des möglichen hohen Anteils an Minoren Aktiniden im Brennstoff am besten.

Bei der Versorgung haben ADS Systeme aufgrund ihrer hohen Flexibilität vor allem durch den möglichen hohen Anteil an Transuranen Vorteile gegenüber LWR. Bei der Entsorgung haben ADS Brennstoffe aufgrund der hohen Wärmeleistung Nachteile gegenüber LWR.

5.10.4 Proliferationsrisiken

Es liegen derzeit keine Angaben bezüglich des Spaltmaterials vor, das nach dem Bau der Anlage in MARRHA verwendet werden soll. Für die MOX Herstellung soll wiederaufgearbeitetes Plutonium verwendet werden, es ist aber unklar ob dafür eine erneute Wiederaufarbeitung von Brennelementen erfolgen soll oder auf bereits wiederaufgearbeitetes Material zurückgegriffen wird, ebenso gilt dies für zukünftige experimentelle Brennelemente zur Transmutation.

Da MYRRHA explizit zur Erforschung der Transmutation genutzt werden soll, teilt diese Forschung und Entwicklung die grundsätzlichen Proliferationsrisiken von Wiederaufarbeitungstechnologien und der MOX Nutzung, insbesondere wenn separiertes Plutonium verwendet wird.

Fazit Proliferation

Die Proliferationsrisiken durch die Spallationsneutronenquelle unterscheiden sich nicht von der Technologielinie (Kapitel 4.7.7). Durch die Nutzung von wiederaufgearbeiteten Spaltstoffen in MOX Brennstoffen sind die Proliferationsrisiken ähnlich den im LWR Brennstoffkreislauf einzuschätzen, wenn Wiederaufarbeitung von Plutonium und anschließenden MOX Nutzung angenommen wird.

5.10.5 Technologischer Entwicklungsstand

Die Forschung und Entwicklung zu MYRRHA wird seit etwa 20 Jahren vorangetrieben und maßgeblich durch das belgische Nuklearforschungszentrum SCK-CEN durchgeführt. Die größte Entwicklungsherausforderung besteht in der Verwendung von Blei-Bismut als Kühlmittel. Es wurden nach (Abderrahim et al. 2021) mehrere Testanlagen zur Verwendung von Blei-Bismut zur Qualifizierung von Schlüsselmaterialien und Komponenten gebaut und in Betrieb genommen um die Metallchemie, Korrosionsphänomene, thermohydraulische Eigenschaften, die Instrumentierung in Flüssigmetallen und Komponenten in Flüssigmetallen zu untersuchen. Dazu zählen die E-SCAPE Anlage (European SCAlE Pool Experiment) ein hydraulisches Modell im Maßstab eins zu sechs von MYRRHA zur Untersuchung der thermohydraulischen Eigenschaften des Flüssigmetalls in einer komplexen Geometrie und zur Validierung von Computermodellen der Fluidodynamik. Ebenfalls zählt dazu die COMLOT (COMPOnents LOOp Testing) Anlage, seit 2014 in Betrieb, zur isothermalen für hydraulische Experimente im 1:1 Maßstab, um den gesamten hydraulischen Pfad des MYRRHA Kerns zu simulieren, vom Brennelement über die Spallationsquelle bis zu den Kontroll- und Abschaltstäben und der Instrumentierung. Die HEXACOM (Heat EXchAnger at COMplot) Anlage mit einem Dampfkreislauf, der Experimente zum Sekundärkreislauf von MYRRHA erlaubt, um Wärmetransport und Wärmetausch vom Kühlmittel an den Sekundärkreislauf zu untersuchen und experimentelle Daten für die Modellentwicklung und Validierung zu gewinnen. Schließlich RHAPTER (Remote HANDling Proof-of-principle TEst Rig), das seit 2011 in Betrieb ist, um die mechanischen Komponenten zu testen die in das Kühlmittel eingetaucht werden (Abderrahim et al. 2021).

Des Weiteren wird die Chemie von Blei-Bismut im MEXICO (Mass EXchanger In Continuous Operation) Experiment untersucht, um unterschiedliche Kontrollsysteme zur Regulierung aufgelösten Sauerstoffs zu erproben und die Lebensdauer und Effizienz von Filtersystemen zur Reinigung der Blei-Bismut Legierung zu untersuchen. Im HELIOS (HEavy LIquid metal Oxygen conditioning System) System wird die Konditionierung der Blei-Bismut Legierung untersucht, aber auch Potentiale mit den möglichen Folgen einer Dampfleckage oder eines Lufteinbruchs umzugehen (Abderrahim et al. 2021).

Die Hauptinfrastruktur für Materialforschung ist CRAFT (Corrosion Research for Advanced Fast reactor Technology), eine Einrichtung zur Untersuchung langfristiger Korrosionsphänomene in Blei-Bismut von Materialien, die in MYRRHA verwendet werden, unter den entsprechenden Konditionen wie Umlaufgeschwindigkeit, Sauerstoffgehalt und Temperatur der Legierung. Der Teststand LIMETS (LIquid MEtals Test Stands) dient dazu mechanische Tests in Blei-Bismut Umgebung zur Material-Flüssigmetallinteraktion durchzuführen, die die mechanischen Eigenschaften von Materialien beeinflussen (Abderrahim et al. 2021).

Die Testanlagen berücksichtigen nicht den Einfluss eines schnellen harten Neutronenspektrums auf die Materialeigenschaften. Dies betrifft insbesondere Materialien die direkt im Kern eingesetzt werden, etwa die Brennstoffhüllrohre. Der Brennstoff soll mit einer beschichteten Brennstoffhülle umgeben werden, die sich noch in Entwicklung befindet. Die vollen 550°C Brennstoffhülltemperatur kann nach (Sarotto et al. 2013) erst mit den noch zu entwickelnden Beschichtungsmaterialien erreicht werden. In Frage kommt etwa die Legierung mittels gepulster Elektronenstrahlen (Sarotto et al. 2013; Heinzl et al. 2006). Zunächst soll als Hüllmaterial austenitischer 15-15/Ti(SS) Stahl verwendet werden, der allerdings nur Hülltemperaturen von 470°C erlaubt und daher die Reaktorleistung beim Betrieb mit solchen Brennelementen auf 70 MWth reduziert werden muss. Aber auch 15-15/Ti(SS) Stahl, das in natriumgekühlten Reaktoren verwendet wird, müsste noch für den Temperaturbereich von 200-400°C weiter validiert werden, um Hüllrohrkorrosion und -erosion, Flüssigmetallversprödung und Ausfällung von Oxiden zu untersuchen (Sarotto et al. 2013).

Fazit technologischer Entwicklungsstand

Bezüglich der Technologielinie der bleigekühlten Schnellen Reaktoren (Kapitel 4.2.3.10) weist MYRRHA einen ähnlichen Entwicklungsstand wie andere bleigekühlte Systeme auf und ist im Bereich zwischen „angewandte Forschung“ und „Entwicklung“ einzustufen. Der Bau des Beschleunigers mit einer Leistung von 2,4 MW ist mit heutiger Technologie schon mehrfach demonstriert (siehe Kapitel 4.7.4) und ist im Bereich des „Einsatzes“ einzustufen. Ebenfalls liegen schon ausreichend Erfahrungen zur Spallationsneutronenquellen mit einer Leistung von 2,4 MW vor (siehe Kapitel 4.7.4) und der technologische Stand ist im Bereich zwischen „Entwicklung“ und „Einsatz“ einzustufen.

Bezüglich der Kopplung der Systeme mit einem Reaktor ist MYRRHA die erste Pilotanlage und es liegen bisher nur wenige Experimente vor. Die Entwicklung ist daher zwischen dem Bereich „angewandte Forschung“ und „Entwicklung“ einzustufen.

5.10.6 Realisierung

5.10.6.1 Geplanter Einsatzbereich

MYRRHA ist als ein Mehrzweckforschungsreaktor geplant und soll in mehrfacher Hinsicht als Prototypanlage gelten.

- Es sollen weitere Erfahrungen mit einem Blei-Bismut (Pb-Bi) gekühlten Reaktorkern gesammelt werden. Der MYRRHA-Reaktor dient damit zur Erfahrungsgewinnung und Pilotanlage eines europäischen bleigekühlten LFR.
- Des Weiteren soll das ADS Konzept demonstriert werden, indem die drei Komponenten (Beschleuniger, Spallationstarget und subkritischer Reaktor) bei einer dafür geeigneten Leistung

gekoppelt werden, um Betriebserfahrungen für eine Skalierung auf industrielle Anwendung zu sammeln (van den Eynde et al. 2013).

- Der schnelle Neutronenfluss im Reaktor und seine Auslegung als Mehrzweckreaktor erlaubt es, verschiedene Materialien bis hin zu ganzen Brennelementen zu Testzwecken zu bestrahlen und so die Entwicklung geeigneter Brennstoffe und Strukturmaterialien experimentell voranzutreiben.
- Der Reaktor dient dazu die europäische Transmutationsforschung zu bündeln.
- Der Reaktor dient dazu den alternden belgischen Forschungsreaktor BR-2 zu ersetzen und dazu Grundlagenforschung zu Kern- und Atomphysik, Festkörperphysik und Nuklearmedizin zu betreiben. Das Projekt ist Teil des Europäischen Strategieforschungsforums für Forschungsinfrastrukturen und ist einer von drei neuen Forschungsreaktoren, die neben dem Jules-Horowitz-Reaktor in Cadarache (Frankreich) und dem Pallas-Reaktor in Petten (Niederlande) ein Eckpfeiler der europäischen Materialversuchsreaktoren bilden soll.

5.10.6.2 Zeitlicher Projektverlauf

Schon in den 1990er Jahren wurde am belgischen Forschungszentrum SCK-CEN in Mol an einem beschleunigergetriebenen System gearbeitet, im Projekt ADONIS. Verschiedene Versionen von MYRRHA (1998-2005) waren Teil sukzessiver Europäischer Verbundprojekte im Forschungsrahmenprogramm der Europäischen Kommission. Besonders die Version des Auslegungskonzepts aus dem Jahr 2005 wurde als Startpunkt für das XT-ADS Design (2005-2009) (Abderrahim et al. 2011) innerhalb des EUROTRANS Projektes (2005-2010) im 6. Rahmenprogramm verwendet (van den Eynde et al. 2013). XT-ADS war als schnell zu errichtende (Zieldatum 2020) und kleine (50-150 MWth) experimentelle Anlage gedacht, die die technische Durchführbarkeit der Transmutation demonstriert. Das seit 2009 vor allem im 7. Rahmenprogramm verfolgte Design MYRRHA-FASTEF (Abderrahim et al. 2011; Sarotto et al. 2013) beruht auf den Vorläuferkonzepten, hat jedoch eine maximale Leistung von 100 MWth. Die Anlage soll sowohl in einer kritischen Konfiguration als auch als unterkritische, beschleunigergetriebene Anlage verwendet werden können. Das FASTEF Design ist für 100 MWth ausgelegt, die Leistung wird in MYRRHA jedoch nicht aufgrund fehlender Materialien erreicht werden, die den Temperaturen bei 100 MWth nicht standhalten.

2013 gaben die Entwickler noch an, dass die Anlage bis 2024 in Betrieb gehen solle (Sarotto et al. 2013; Englert et al. 2017). 2015 wurde angestrebt MYRRHA im Jahr 2026 in Betrieb zu nehmen (De Bruyn et al. 2015). In der Planung von 2015 sollte zunächst in einer ersten vierjährigen Phase eine erste Genehmigung (prelicense) durch die Regulierungsbehörde erreicht werden, gefolgt von einer zweiten Genehmigungsphase. Da es sich um ein vollständig neues und durch den ADS-Anteil hoch komplexes Reaktorsystem handelt, kann auch nur teilweise auf bisherige Erfahrungen zurückgegriffen werden. Das Projekt wurde Ende 2014 vollständig durch die belgische Regierung evaluiert (Abderrahim et al. 2015).

Der neueste Zeitplan, der von SCK-CEN und der belgischen Regierung 2018 verabschiedet wurde, wird in drei Stufen eingeteilt. In der ersten Phase bis zum Jahr 2026 soll ein LINAC (Projekt Minerva) mit bis zu 100 MeV gebaut und die Betriebszuverlässigkeit des Linacs bestätigt werden. Ebenfalls soll eine Targetanlage für die Herstellung medizinischer Radioisotope und für die physikalische Grundlagen- und Anwendungsforschung und zur Materialforschung entstehen, inklusive einer Fusionstarget Station, in der Materialien für Fusionsreaktoren getestet werden sollen. Die erste

Phase umfasst auch die Forschung und Entwicklung des Linac-Ausbaus auf 600 MeV und des unterkritischen Reaktors. Schließlich ist auch die Vorlizenzierung des Reaktors Teil der Phase 1. Der weitere Bau des Beschleunigers auf eine Energie von 600 MeV bei 400 m Gesamtlänge erfolgt dann bis 2033. Parallel dazu soll der Reaktor mit der Spallationsneutronenquelle in einer dritten Phase mit Abschluss bis 2036 errichtet werden (Abderrahim et al. 2019). Verträge in Höhe von 7,6 Millionen EUR zum Bau eines ersten Gebäudes wurden im Jahr 2019 unterschrieben.²⁰⁰

Im Jahr 2020 wurde die erste RFQ (radio frequency quadrupole) Komponente des Beschleunigers mit der schon existierenden Strahlstrecke für niedrige Energien verbunden. Nächste Schritte beinhalteten zu dem Zeitpunkt das Finetuning der RFQ, ein Upgrade des Ionenquellenverstärkers und die Entwicklung und der Bau eines RF Verstärkers für die RFQ.²⁰¹ Im Jahr 2022 wurde die erste supraleitende Superconducting Radio Frequency (SRF) Cavity geschweißt, mit weiteren 59 der Elemente zum Bau des Beschleunigers.²⁰² Im Dezember 2022 wurde für die zukünftige Beschleunigeranlage die Baugenehmigung erteilt.²⁰³

Fazit Projektverlauf

MYRRHA wäre der erste Prototyp eines ADS weltweit. Trotzdem der Reaktor für das belgische Nuklearforschungsprogramm und für die Versuchsreaktorforschung in Europa strategische Bedeutung hat, wird seit Jahrzehnten um eine Finanzierung des Projekts gerungen. Die Situation hat sich auch nicht wesentlich verbessert, nachdem Belgien einen Finanzierungsanteil von 40% der Gesamtprojektkosten zugesichert hat. Die Planungen zum Bau von MYRRHA wurden schließlich in drei Phasen aufgeteilt und nur die Finanzierung eines Vorbeschleunigers mit 100 MeV zu Forschungszwecken scheint umgesetzt zu werden. Mit einer Fertigstellung der ersten Prototypanlage eines ADS mit Beschleuniger, Spallationsneutronenquelle und Reaktor kann nicht vor 2036 gerechnet werden, mit entsprechenden Auswirkungen auf die Zeitschiene für die Technologielinie. Die Verzögerungen haben auch Auswirkung auf die weitere Entwicklung bleigekühlter kritischer Reaktoren in Europa (siehe Kapitel 4.2.3.2), für die MYRRHA ebenfalls als Versuchsreaktor dienen sollte.

5.10.6.3 Kosten

Im September 2015 hat die belgische Regierung entschieden, das MYRRHA Projekt in die Liste belgischer Projekte für das neue Investitionsprogramm der Europäischen Union mit einer Summe von 1,5 Milliarden EUR aufzunehmen (SCK CEN 2015). 2020 wurde in den Medien berichtet, dass Belgien anvisiert 40% des Gesamtbetrags von 1,6 Milliarden EUR zu tragen, die weiteren Beträge sollen aus einer Partnerschaft der Europäischen Union, der europäischen Investmentbank und andere Partner stammen, wobei 70% des Restbetrages durch EU-Länder getragen werden sollen. Die Beteiligungen weiterer Länder, auch Deutschlands, wurden seit längerem diskutiert. So gibt das belgische Forschungszentrum an, dass MYRRHA durch (Renn 2014) evaluiert worden sei und der Bericht an die deutsche Regierung gegangen sei. Die Diskussion über eine deutsche Beteiligung würden derzeit noch laufen (SCK CEN 2015). Auch Japan zeigte prinzipielles Interesse sich an 10% der Kosten zu beteiligen.

²⁰⁰ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Myrrha-project-developers-sign-first-contract> (Stand 15.1.2023)

²⁰¹ <https://myrrha.be/about-myrrha/myrrha-reactor> (Stand 15.1.2023)

²⁰² <https://myrrha.be/news/technological-milestone-myrrha-1st-superconducting-cavity-ready> (Stand 15.1.2023)

²⁰³ <https://myrrha.be/news/update-minervamyrrha-1st-license-fact> (Stand 15.1.2023)

Im Jahr 2018 wurden von der belgischen Regierung 558 Millionen EUR für die Baukosten der Beschleunigeranlage (Projekt Minerva) bis 2026 und den nachfolgenden Betrieb bis 2038 bewilligt.²⁰⁴ Die Kostenübernahmen für die nachfolgende Phasen zum Upgrade des Beschleunigers und zum Bau des Reaktors scheinen weiterhin unklar zu sein.

Seit das Projekt gestartet wurde, haben eine Reihe europäischer und nicht-europäischer Forschungsinstitute zusammengearbeitet und jährlich Forschungs- und Entwicklungsgelder in Höhe von etwa 3 Millionen erhalten. Wesentlicher Geldgeber war die Europäische Kommission. Im Horizon-2020 Programm werden etwa 11 Millionen EUR in MYRRHA investiert, von denen 9 Millionen aus Mitteln der Europäischen Kommission getragen werden (SCK CEN 2015).

Fazit Kosten

Da MYRRHA gleichzeitig ein Prototyp für ein ADS und ein Versuchs- und Forschungsreaktor sein soll, lassen sich keine Rückschlüsse auf die Technologielinie der ADS oder zum Vergleich mit dem LWR ziehen. Wie im zeitlichen Projektverlauf dargestellt, ist eine Finanzierung des Gesamtprojekts seit 10-20 Jahren nicht erfolgreich gewesen. Gründe für die fehlende Investitionsbereitschaft werden nicht angegeben. Bisher scheint es keine Konstellation aus staatlichen Geldgebern zu geben, die bereit wären, die Risiken einer Finanzierung eingehen zu wollen.

²⁰⁴ <https://world-nuclear-news.org/Articles/Belgian-government-approves-funding-for-Myrrha> (Stand 15.1.2023)

6 Vergleichende Zusammenfassung wesentlicher Vor- und Nachteile der Technologielinien und Reaktorkonzepte

Für alle betrachteten Technologielinien finden seit mehreren Jahrzehnten, zum Teil bereits seit der Mitte des letzten Jahrhunderts, umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten statt. Dabei wurden je nach Technologieline bereits technische Versuchsstände für Einzelphänomene, kleinere experimentelle Reaktoren (für SFR beispielsweise die US-amerikanischen Anlagen EBR-I und II oder die russischen BR-10 und Bor-60) sowie größere Demonstrationsreaktoren (für den SFR beispielsweise die französischen Anlagen Phénix und Super-Phénix oder die russischen Anlagen BN-350 oder BN-600) errichtet und betrieben. Dennoch existiert bis heute kein kommerziell konkurrenzfähiges Reaktorkonzept im Bereich der SNR.

Die umfangreichsten technischen Erfahrungen liegen für die Technologielinien der SFR und der VHTR vor. Ihre technische Machbarkeit im Sinne des Baus und Betriebs eines Demonstrationsreaktors zur Stromproduktion ist erfolgt. Um jedoch die mit diesen Technologielinien verbundenen Vorteile gegenüber heutigen LWR vollumfänglich zu realisieren bzw. mögliche Nachteile soweit möglich auszuschließen, sind auch für SFR und VHTR noch umfangreiche technologische Weiterentwicklungen und insbesondere der Nachweis eines zuverlässigen Betriebs unter wirtschaftlichen Randbedingungen erforderlich. Für die Technologielinien LFR und MSR liegen Erfahrungen mit Experimentalreaktoren (z. B. MSRE) oder aus Schiffsantrieben für Unterseeboote vor oder sind aktuell geplant, die technische Machbarkeit in Form eines Demonstrationsreaktors ist jedoch offen. Für die Technologielinien des GFR, SCWR und der ADS liegen demgegenüber auch keine Erkenntnisse aus kleineren Experimentalreaktoren vor.

Für Planung, Genehmigung, Bau und Betrieb solcher Experimental- und Demonstrationsreaktoren muss je Reaktorprojekt ein Zeitraum von mindestens ein bis zwei Jahrzehnten, aufgrund der historischen Erfahrungen wahrscheinlich erheblich mehr, angenommen werden. Die mit diesen Einrichtungen gewonnenen Erkenntnisse müssen ausgewertet werden und in die technische Auslegung eines letztendlichen Prototypreaktors einfließen.

Insbesondere für die Entwicklung beziehungsweise Weiterentwicklung von Brennstoffen und Strukturmaterialien sind umfangreiche Programme notwendig: grundlegende Labor- und Forschungsarbeiten, das Testen der Materialeigenschaften in geeigneten Versuchsständen und der Einsatz der Materialien in Forschungsreaktoren mit repräsentativen technischen Randbedingungen (Temperaturen, Drücke, Kühlmittel, Neutronenspektrum etc.) sowie anschließende Nachbestrahlungsuntersuchungen. Solche Entwicklungen erfordern selbst bei Einsatz umfangreicher Mittel typischerweise ebenfalls einen Zeitraum von vielen Jahren bis zu einigen Jahrzehnten. Da die Anforderungen an die Werkstoffe etwa durch Korrosion mit der Temperatur bei gleichzeitiger Bestrahlung steigen, sehen etliche Entwicklungsprogramme auch mehrere Stufen der Entwicklung vor, mit einer Phase, die weniger Anforderungen an heutige Werkstoffe stellt, und späteren Phasen unter höheren Temperaturen. Höhere Temperaturen sind für die Effizienz der Stromgewinnung und die Nutzung von Prozesswärme ein Kernpunkt von Wirtschaftlichkeitsüberlegungen.

Vereinzelt planen Entwickler von konkreten Reaktorkonzepten aus Zeitgründen auf den Zwischenschritt des Baus und Betriebs von Experimental- oder Demonstrationsreaktoren zu verzichten. Hiermit gehen allerdings hohe Risiken einher, sowohl bezüglich der Genehmigungsfähigkeit als auch der tatsächlichen späteren Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit solcher Reaktorkonzepte. Es zeigt sich, dass Zeitpläne von Entwicklern vielfach von zu

optimistischen Annahmen geprägt sind, sich Entwicklungen um Jahre oder auch Jahrzehnte verzögern und vielfach Entwicklungsansätze wieder vollständig eingestellt werden, weil die zugrundeliegenden technologischen Schwierigkeiten nicht überwunden werden konnten.

Der weitere Zeitbedarf für die Entwicklung von SNR liegt also auch heute wahrscheinlich im Bereich von mehreren Jahrzehnten. Vor diesem Hintergrund kann nicht davon ausgegangen werden, dass solche Reaktorkonzepte bis zur Mitte dieses Jahrhunderts in relevantem Umfang zum Einsatz kommen werden. Selbst das GIF geht davon aus, dass erst in der zweiten Hälfte dieses Jahrhunderts mit einer Einführung solcher Reaktorkonzepte in Ergänzung zu heutigen LWR-Konzepten zu rechnen ist.

Die Mehrheit der SNR-Technologielinien sieht Reaktorkonzepte mit schnellem Neutronenspektrum vor. Bei diesen Technologielinien bestehen im Bereich der Sicherheit grundsätzlich höhere Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle, da der Reaktorkern sich typischerweise nicht in seiner kritischsten Anordnung befindet. So sind – anders als bei LWR – auch Stör- bzw. Unfallabläufe denkbar, die zu einem prompt überkritischen Zustand führen, solche Unfallabläufe müssen jedoch praktisch ausgeschlossen werden können.

Für die Wärmeabfuhr bieten verschiedene, bei SNR diskutierte, alternative Kühlmittel eine Reihe von günstigen Eigenschaften. Heliumgas beispielsweise ist chemisch und neutronisch inert, Flüssigmetalle verfügen beispielsweise über eine gute Wärmeleitfähigkeit und eine hohe Wärmekapazität. Auch stehen die primären Kühlkreisläufe bei Systemen mit Flüssigmetallkühlung nicht unter einem hohen Systemdruck, was das Risiko großer Kühlmittelverluststörfälle verringert. Dem steht gegenüber, dass Wasser als Kühlmittel eine technisch breite Anwendung findet und seine Eigenschaften sowie die erforderlichen technischen Systeme wie Pumpen oder Armaturen daher auch extrem gut bekannt und entwickelt sind.

Die Konzepte für einen Einschluss der radioaktiven Stoffe weisen bei den meisten SNR hohe Ähnlichkeiten auf. Durch mehrere gestaffelte Barrieren soll eine Freisetzung von Radioaktivität nach außen verhindert werden. Im Wesentlichen unterscheiden sich die Systeme diesbezüglich aufgrund der in ihnen möglichen Störfallabläufe und den daraus resultierenden Gefahren für die Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe. Während bestimmte Ereignisabläufe wie Kühlmittelverluststörfälle bei SNR gegenüber LWR gegebenenfalls nur noch eine untergeordnete Rolle für die Sicherheit spielen, können dafür andere Ereignisabläufe bestimmend für das erreichbare Sicherheitsniveau werden. Dabei kann die chemische Reaktivität des Kühlmittels (wie das Natrium bei SFR) oder der Strukturmaterialien (wie dem Graphit bei VHTR) eine Rolle spielen, aber auch die veränderten Anforderungen an die Reaktivitätskontrolle insbesondere bei Schnellen Reaktoren.

Während für einzelne Technologielinien grundsätzliche sicherheitstechnische Vorteile gegenüber heutigen LWR denkbar sind, ist dies bei anderen Technologielinien nicht zu erwarten. Viele sicherheitstechnische Fragestellungen können aber letztlich nur vor dem Hintergrund eines konkreten Reaktorkonzepts analysiert werden, da das Sicherheitsniveau immer von der konkreten technischen Detailausgestaltung eines Reaktorkonzepts abhängig ist. Daher ist eine abschließende sicherheitstechnische Bewertung auch immer erst für ein vollständig definiertes Reaktorkonzept möglich.

Die Technologielinien können aufgrund höherer Arbeitstemperaturen eine gegenüber heutigen LWR höhere Effizienz bei der Stromerzeugung erreichen. Mit Blick auf Ver- und Entsorgungsaspekte könnte dadurch der zur Energieerzeugung erforderliche Uranbedarf und damit auch der Anfall von

hochradioaktiven Abfällen in der Größenordnung von vermutlich einigen zehn Prozent reduziert werden.

Eine höhere Ausnutzung der Ressource Uran ist durch die Erzeugung und weitere Nutzung von Plutonium denkbar, alternativ könnte bei einer Nutzung von Thorium Uran-233 als Spaltstoff gewonnen werden. Bei einer Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe und der Nutzung von Plutonium und ggf. Minoren Aktiniden könnte weiterhin das Gesamtinventar an Aktiniden, welches in ein geologisches Endlager verbracht werden muss, reduziert werden. Mit den hierfür erforderlichen Technologien der Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung gehen jedoch, je nach konkreter technischer Ausgestaltung, erhebliche eigene sicherheitstechnische Risiken und Proliferationsrisiken einher.

Erst bei einer sehr langfristigen Kernenergienutzung oder einem extremen Ausbau der Kernenergie wäre eine solche bessere Ausnutzung der bekannten Uranreserven theoretisch erforderlich. Unter heutigen und für die Zukunft zu erwartenden Randbedingungen führt eine solche Wiederaufarbeitung und Brennstoffherstellung zu höheren Kosten für die erforderlichen Brennstoffe. Eine wesentliche Reduzierung der Anforderungen an ein geologisches Endlager ist durch die Reduzierung des Aktinideninventars praktisch nicht zu erwarten. Demgegenüber werden zusätzliche schwach- und mittelradioaktive Abfallströme erzeugt. Bei einzelnen Technologielinien würden darüber hinaus auch neuartige Abfallstoffe (wie hochaktive Salze) anfallen, für die neuartige Entsorgungspfade entwickelt werden müssten.

In verschiedenen Technologielinien soll anstelle von angereichertem Uran Plutonium oder eine Mischung von Plutonium und Minoren Aktiniden aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstoffe als Spaltstoff verwendet werden. Damit verlagern sich die Proliferationsrisiken von den Anlagen zur Urananreicherung hin zu Anlagen zur Wiederaufarbeitung und Brennstofffertigung sowie zu Transporten frischer Brennstoffe. Solange auf die Nutzung von Anreicherungstechnologien nicht vollständig verzichtet werden kann, kommen damit zusätzliche Abzweigungspfade und somit neue Proliferationsrisiken hinzu.

Nur bei einzelnen Reaktorkonzepten wie beispielsweise dem TWR ist es erklärtes Ziel, durch in situ Erzeugung und Nutzung des Spaltstoffs sowohl auf die Anreicherung von Uran als auch auf die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff verzichten zu können. Dies könnte die Proliferationsrisiken gegenüber heutigen LWR deutlich reduzieren. Der TWR wird allerdings aufgrund der damit verbundenen besonders hohen technologischen Anforderungen, insbesondere an die Brennstoffe, auch von den Entwicklern selbst gegenwärtig nur als längerfristiges Entwicklungsziel angesehen.

Heutige LWR sind hinsichtlich ihrer Stromgestehungskosten nicht wettbewerbsfähig gegenüber heute verfügbaren erneuerbaren Stromerzeugungstechnologien. Die historische Kostenentwicklung weist darüber hinaus für LWR über die Zeit steigende Stromgestehungskosten aus, während im Bereich erneuerbarer Energien insbesondere in den letzten beiden Jahrzehnten massiv fallende Kosten zu verzeichnen waren. Für die Zukunft sind keine Gründe erkennbar, warum sich dieser Trend umkehren sollte.

Einzelne Technologielinien der SNR wie SCWR oder VHTR könnten bei industrieller Massenproduktion gewisse ökonomische Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen. Gründe dafür sind mögliche Einsparungen im Bereich der Investitionskosten, eine höhere Effizienz der Stromerzeugung durch höhere Arbeitstemperaturen sowie eine Nutzung der Prozesswärme. Inwieweit sich gegenüber heutigen LWR tatsächlich Kostenvorteile in konkreten Reaktorkonzepten

realisieren lassen, ist gegenwärtig noch offen. Insbesondere für Reaktorkonzepte mit hohen Arbeitstemperaturen müssen noch neue Materialien entwickelt und deren Einsetzbarkeit nachgewiesen werden. Auch sind Kostenschätzungen aufgrund des zumeist noch sehr frühen Entwicklungsstadiums von SNR mit hohen Unsicherheiten verbunden. Insgesamt ist jedoch nicht davon auszugehen, dass die mit SNR realisierbaren Kostenvorteile die bisherigen Kostennachteile heutiger LWR gegenüber anderen Stromerzeugungstechnologien ausgleichen oder gar in einen Kostenvorteil umkehren könnten.

Allgemeine Schlussfolgerungen

Aus der Diskussion wird deutlich, dass einzelne Technologielinien – bei konsequenter Auslegung – in einzelnen Bewertungskriterien (Sicherheit, Ver- und Entsorgung, Proliferation, Kosten) potenzielle Vorteile gegenüber heutigen LWR erzielen könnten. Gleichzeitig ist aber für keine der Technologielinien in allen Bereichen ein Vorteil gegenüber heutigen LWR zu erwarten, in einzelnen Bereichen sind auch Nachteile gegenüber heutigen LWR möglich.

Verschiedene Kriterien stehen zudem in Konkurrenz zueinander, Verbesserungen in einzelnen Bereichen können zu Nachteilen in anderen Bereichen führen. So geht eine Erhöhung der Sicherheit eines konkreten Reaktorkonzepts vielfach mit zusätzlichen Kosten oder der Notwendigkeit der Entwicklung neuer, verbesserter Materialien oder Technologien und damit einem erhöhten Entwicklungsaufwand und Zeitbedarf bis zur Realisierbarkeit einher. Fortschritte im Bereich der Ver- und Entsorgung können zu neuen Sicherheitsrisiken oder einer Erhöhung von Proliferationsrisiken führen.

Entwickler von SNR berufen sich immer wieder auf intrinsische Eigenschaften von Technologielinien bzw. ihrer Reaktorkonzepte, um damit eindeutige Vorteile in einzelnen Bereichen gegenüber heutigen LWR zu begründen, so beispielsweise durch einen Ausschluss von Ereignisabläufen, die für heutige LWR von besonderer Bedeutung für die Sicherheit sind; durch die Möglichkeit, während des Betriebs eines Reaktors neuen Spaltstoff zu erzeugen; oder aufgrund einer höheren Effizienz der Stromproduktion durch hohe Kühlmitteltemperaturen oder der Nutzung von Prozesswärme.

Zwar können solche intrinsischen Eigenschaften tatsächlich zu Vorteilen gegenüber heutigen LWR führen. Allerdings führen die für solche intrinsischen Eigenschaften ursächlichen Unterschiede der SNR zu heutigen LWR typischerweise an anderen Stellen zu neuen technologischen Herausforderungen oder auch Nachteilen. So können sich andere, für die Sicherheit aber gleichermaßen relevante Ereignisabläufe ergeben, wie beispielsweise die Gefahr von prompt überkritischen Anlagenzuständen bei Technologielinien mit schnellem Neutronenspektrum oder die Gefahr von Graphitbränden bei VHTR; der gewonnene Spaltstoff muss weiterverwendet werden können, was zu Proliferationsrisiken führen kann und höhere Kühlmitteltemperaturen setzen neue geeignete Materialien voraus, die den erhöhten Anforderungen während des Betriebs widerstehen können.

Letztlich kann erst bei einer detaillierten Analyse eines konkreten Reaktorkonzepts eine abschließende Bewertung erfolgen, inwieweit intrinsische Eigenschaften der Technologielinie im Zusammenspiel mit der konkreten Auslegung eines Reaktorkonzepts insgesamt zu Vor- oder Nachteilen in den einzelnen Bewertungskriterien führen werden.

Die vielfach in der öffentlichen Diskussion und von Entwicklern selbst formulierte Erwartung, dass SNR einen signifikanten Beitrag zur Lösung der heutigen Probleme der Kerntechnik in den Bereichen Sicherheit, Ver- und Entsorgung, nukleare Nichtverbreitung und Wirtschaftlichkeit

betragen können, kann angesichts des gegenwärtigen Entwicklungsstandes dieser Systeme und der tatsächlich nachgewiesenen und erwartbaren Vor- aber auch Nachteile der einzelnen Technologielinien damit insgesamt nicht als realistisch eingeschätzt werden.

Literaturverzeichnis

- 109th U.S. Congress (2005): Energy Policy Act of 2005. Fundstelle: PUBLIC LAW 109–58 (109–58). Online verfügbar unter <https://www.govinfo.gov/content/pkg/PLAW-109publ58/pdf/PLAW-109publ58.pdf>, zuletzt geprüft am 07.07.2022.
- 116th U.S. Congress (2019): Nuclear Energy Leadership Act. Fundstelle: S.903 - Nuclear Energy Leadership Act. Online verfügbar unter <https://www.congress.gov/bill/116th-congress/senate-bill/903/text>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- 117th U.S. Congress (2021): Infrastructure Investment and Jobs Act (IIJA) - "Bipartisan Infrastructure Law". Fundstelle: Public Law 117–58. Online verfügbar unter <https://www.congress.gov/117/plaws/publ58/PLAW-117publ58.pdf>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Aachener Nachrichten (2012): Jülich: Rückbau des Reaktors ist teurer und dauert länger, 15.12.2012. In: *Aachener Nachrichten*, 2012.
- Abderrahim, H. A.; Bruyn, D. de; van den Eynde, G.; Fernandez, R. (2021): Accelerator Driven Subcritical Systems. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 191–202.
- Abderrahim, H. A.; De Bruyn, D.; Dierckx, M.; Fernandez, R.; Popescu, L.; Schyns, M.; Stankovskiy, A.; Eynde, G. den; Vandeplassche, D. (2019): MYRRHA accelerator driven system programme: recent progress and perspectives. In: *YadEn* 2019 (2), S. 29–42. DOI: 10.26583/npe.2019.2.03.
- Abderrahim, H.; Baeten, P.; De Bruyn, D. (2011): The MYRRHA ADS programme in Belgium: A multi-national demonstration programme for incineration of spent nuclear fuel wastes. In: *Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings*. Karlsruhe, 15-17 March 2010. OECD Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6897).
- Abderrahim, H.; Galambos, J.; Gohar, Y.; Henderson, S.; Lawrence, G.; McManay, T.; Mueller, A.; Nagaitsev, S.; Nolen, J.; Pitcher, E.; Rimmer, R.; Sheffield, R.; Todosow, M. (2010): *Accelerator and Target Technology for Accelerator Driven Transmutation and Energy Production (White Paper)*.
- Abderrahim, H.; Van den Eynde, G.; Baeten, P.; Schyns, M.; Vandeplassche, D.; Kochetkov, A. (2015): Contribution of the European Commission to a European Strategy for HLW Management through Partitioning and Transmutation: Presentation of MYRRHA and its Role in the European P&T Strategy. In: *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting*. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. OECD Nuclear Energy Agency (NEA). Paris (NEA/NSC/R(2015)2).
- Adamov, E. O.; Kaplienko, A. V.; Orlov, V. V.; Smirnov, V. S.; Lopatkin, A. V.; Lemekhov, V. V.; Moiseev, A. V. (2021): Brest Lead-Cooled Fast Reactor: From Concept to Technological Implementation. In: *Atomic Energy* 129 (4), S. 179–187. DOI: 10.1007/s10512-021-00731-w.
- AEC - U.S. Atomic Energy Commission (1972). *An Evaluation of the Molten Salt Breeder Reactor*, Prepared for the Federal Council on Science and Technology (Wash-1222). U.S. Atomic Energy Commission. Washington, D.C.
- Alemberti, A. (2021): Lead Cooled Fast Reactors. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 523–544. Online verfügbar unter

<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780128197257000015>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.

- Alemberti, A.; Mansani, L.; Grasso, G.; Mattioli, D. (2015): The European Lead Fast Reactor Strategy and the Roadmap for the Demonstrator ALFRED. Conference Paper. In: Monti, S. (Hg.): Fast reactors and related fuel cycles. Safe technologies and sustainable scenarios : FR13 : proceedings of an International Conference held in Paris, France, 4-7 March 2013. 2 Bände. Vienna. Online verfügbar unter https://www.researchgate.net/publication/259946087_The_European_Lead_Fast_Reactor_Strategy_and_the_Roadmap_for_the_Demonstrator_ALFRED, zuletzt geprüft am 22.08.2022.
- Amy, J. (2022): Georgia nuclear plant's cost now forecast to top USD30 billion. Associated Press (Hg.). Online verfügbar unter <https://apnews.com/article/business-environment-united-states-georgia-atlanta-7555f8d73c46f0e5513c15d391409aa3>, zuletzt aktualisiert am 08.05.2022, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Anderson, J. L.; Lisowski, P. W.; Bishop, W. P.; McCormack, J. T.; Angelos, J. G. (1999): Status of the Accelerator Production of Tritium (APT) Project (Proceedings of the 3rd International Conference on accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications (ADTTA)). Prag.
- Andrews-Speed, P. (2020): South Korea's nuclear power industry: recovering from scandal. In: *Journal of World Energy Law and Business* 13 (1), S. 47–57. DOI: 10.1093/jwelb/jwaa010.
- ANL - Argonne National Laboratory (2018): Wright, R. N.; Sham, T.-L. Status of Metallic Structural Materials for Molten Salt Reactors (NL/EXT-18-45171). Argonne National Laboratory.
- ANS - American Nuclear Society (2001): Gudowski, W.; Broeders, C.; Chigrinov, S.; Kadi, Y.; Kievietskaya, A.; Klippel, H.; Slessarev, I.; Stanculescu, A. IAEA Benchmark on Accelerator-driven Systems. Accelerator Applications/ Accelerator-driven Transmutation Technology and Applications 01 (AccApp/ADTTA 01), American Nuclear Society (ANS) Winter Meeting Embedded Topical Meeting, Reno, Nevada, USA, 11.–15. November 2001. American Nuclear Society.
- AREVA (2017): AREVA's HTGR: Industrial Process Heat, Hydrogen, Electricity, AREVA. Online verfügbar unter <http://us.aveva.com/EN/home-3225/areva-inc-areva-htgr.html>, zuletzt geprüft am 08.04.2017.
- ARIS - Advanced Reactors Information System (2011a). A Passive Safty FBR Reactor – “KAMADO FBR” CRIEPI (ARIS-Datenbank). Advanced Reactors Information System. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/KAMADOFBR.pdf>, zuletzt geprüft am 18.11.2022.
- ARIS - Advanced Reactors Information System (2011b). Status report 71 - Japanese Supercritical Water-Cooled Reactor (JSCWR) (ARIS-Datenbank). Advanced Reactors Information System. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/JSCWR.pdf>, zuletzt geprüft am 29.08.2022.
- ARIS - Advanced Reactors Information System (2015). Status report - Chinese Supercritical Water Cooled Reactor (CSR1000) (ARIS-Datenbank). Advanced Reactors Information System. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/CSR1000.pdf>, zuletzt geprüft am 05.07.2022.
- ARIS - Advanced Reactors Information System (o.D.). TWR-P (TerraPower, U.S.A.) (ARIS-Datenbank). Advanced Reactors Information System. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/TWR-P.pdf>, zuletzt geprüft am 26.04.2022.
- Arthur, E.; Rodriguez, A.; Schriber, S. O. (1995): Proceedings of the first International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, AIP, 25-29. Juli 1994.

- Artioli, C.; Chen, X.; Gabrielli, F.; Glinatsis, G.; Liu, P.; Maschek, W.; Petrovich, C.; Rineiski, A.; Sarotto, M.; Schikorr, M. (2008): Minor Actinide Transmutation in ADS: The EFIT Core Design. Proceedings of PHYSOR'08, 14. - 18. September 2008 Interlaken, Schweiz.
- Assemblée Nationale (1997): Birraux, C. Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. Tome II: Annexes, compte rendu de l'audition publique. Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (No. 349). Assemblée Nationale.
- Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories (1981): Fraser, J. S. A Review of Prospects for Accelerator Breeder (AECL-7260). Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories.
- atw - atomwirtschaft atomtechnik (atw) (1969): HDR - Heißdampfreaktor Großwelzheim. In: *atw - atomwirtschaft atomtechnik (atw)* (XIV/11).
- atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie (2010): Einstellung der PBMR Entwicklung, Nachrichten - Südafrika. In: *atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie* 55 (10), S. 666.
- Baade, F. (1958): Welt-Energiewirtschaft, Atomenergie, Sofortprogramm oder Zukunftsplanung (Rowohlts deutsche Enzyklopädie, 75). Hamburg: Rowohlt.
- Bade, G. (2017): DOE guarantees USD3.7B in loans for Vogtle nuclear plant construction. Industry Dive, Inc. (Hg.). Online verfügbar unter <https://www.utilitydive.com/news/doe-guarantees-37b-in-loans-for-vogtle-nuclear-plant-construction/506143/>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Bai, Z.; Wang, L.; Wang, C.; Gao, W.; Zhang, L.; Liu, T. (2018): Corrosion behavior of ferritic ODS steel prepared by adding YH₂ nanoparticles in supercritical water at 600 °C. In: *Progress in Natural Science: Materials International* 28 (4), S. 505–509. DOI: 10.1016/j.pnsc.2018.07.008.
- Baqué, F. (2021): In Service Inspection and Repair Developments for SFRs and Extension to other Gen4 Systems. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 01.07.2021.
- Baron, P.; Cornet, S. M.; Collins, E. D.; DeAngelis, G.; Del Cul, G.; Fedorov, Y.; Glatz, J. P.; Ignatiev, V.; Inoue, T.; Khaperskaya, A.; Kim, I. T.; Kormilitsyn, M.; Koyama, T. et al. (2019): A review of separation processes proposed for advanced fuel cycles based on technology readiness level assessments. In: *0149-1970* 117, S. 103091. DOI: 10.1016/j.pnucene.2019.103091.
- Bathke, C. G.; Ebbinghaus, B. B.; Collins, B. A.; Sleaford, B. W.; Hase, K. R.; Robel, M.; Wallace, R. K.; Bradley, K. S.; Ireland, J. R.; Jarvinen, G. D.; Johnson, M. W.; Prichard, A. W.; Smith, B. W. (2012): The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios. In: *Nuclear Technology* 179 (1), S. 5–30. DOI: 10.13182/NT10-203.
- Bathke, C. G.; Wallace, R. K.; Ireland, J. R.; Johnson, M. W.; Bradley, K. S.; Ebbinghaus, B. B.; Manini, H. A.; Smith, B. W.; Prichard, A. W. (2008): An Assessment Of The Proliferation Resistance Of Materials In Advanced Nuclear Fuel Cycles, 8th International Conference on Facility Operations – Safeguards Interface, March 30 – April 4.
- BCSIA - Belfer Center for Science and International Affairs, Harvard Kennedy School (2003): Bunn, M.; Fetter, S.; Holdren, J. P.; van der Zwaan, B. The Economics of Reprocessing Versus Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel (DE-FG26-99FT4028). Belfer Center for Science and International Affairs, Harvard Kennedy School. Cambridge, Massachusetts. Online verfügbar unter <http://nrs.harvard.edu/urn-3:HUL.InstRepos:29914177>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- BCSIA - Belfer Center for Science and International Affairs, Harvard Kennedy School (2016): Bunn, M.; Zhang, H.; Kang, L. The Cost of Reprocessing in China. Belfer Center for Science

- and International Affairs, Harvard Kennedy School. Online verfügbar unter https://dash.harvard.edu/bitstream/handle/1/27029093/Bunn_The_Cost_of_Reprocessing_in_China.pdf?sequence=1&isAllowed=y, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Belgian Government (2019). Belgian Integrated National Energy and Climate Plan 2021-2030, Section A - National Plan. Context, objectives, policies and measures. Belgian Government. Brüssel. Online verfügbar unter https://energy.ec.europa.eu/system/files/2020-09/be_final_necp_parta_en_0.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Betzler, B. R.; Powers, J. J.; Worrall, A. (2017): Molten salt reactor neutronics and fuel cycle modeling and simulation with SCALE. In: *Annals of Nuclear Energy* 101, S. 489–503. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.11.040.
- BGR - Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (2016). Energiestudie 2016. Reserven, Ressourcen und Verfügbarkeit von Energierohstoffen. Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe. Hannover. Online verfügbar unter http://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Energie/Downloads/Energiestudie_2016.pdf;jsessionid=AF52851F62EF8CE5D322D86CBD859128.1_cid331?__blob=publicationFile&v=2, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Biarrotte, J. L.; Müller, A. C. (2011): Accelerator reference design for the European ADS demonstrator. In: *Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings*. Karlsruhe, 15-17 March 2010. OECD Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6897), S. 197–207.
- Biarrotte, J.-L.; Uriot, D.; Medeiros Romao, L.; Vandeplassche, D. (2015): Beam operation aspects for the MYRRHA linear accelerator. In: *Technology and Components of Accelerator-driven Systems. Second International Workshop Proceedings*. Nantes, 21-23 May 2013. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA/NSC/DOC(2015)7).
- Biss, K. H.; Thomauske, B. (2015): Shortening transmutation time by using the molten salt reactor. In: *Annals of Nuclear Energy* 83, S. 25–33. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.03.042.
- BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (2019). Bericht der Bundesregierung für die Achte Überprüfungstagung zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit im März/April 2020. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit.
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015). Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (BANz, AT 30.03.2015 B2). Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_0_1.html, zuletzt geprüft am 01.12.2020.
- Boarin, S.; Mancini, M.; Ricotti, M.; Locatelli, G. (2021): Economics and financing of small modular reactors (SMRs). In: Ingersoll, D. T. (Hg.): *Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition*. Unter Mitarbeit von Mario D. Carelli. 2nd ed. San Diego: Elsevier Science & Technology (Woodhead Publishing Series in Energy Ser), S. 241–278.
- Bogdanov, D.; Farfan, J.; Sadovskaia, K.; Aghahosseini, A.; Child, M.; Gulagi, A.; Oyewo, A. S.; Souza Noel Simas Barbosa, L. de; Breyer, C. (2019): Radical transformation pathway towards sustainable electricity via evolutionary steps. In: *Nature* 10 (1), S. 1077. DOI: 10.1038/s41467-019-08855-1.

- Bollesteros, M.-J.; Calor, J.-N.; Costenoble, S.; Montuir, M.; Pacary, V.; Sorel, C.; Burdet, F.; Espinoux, D.; Hérès, X.; Eysseric, C. (2012): Implementation of Americium Separation from a PUREX Raffinate. In: *Procedia Chemistry*, S. 178–183. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.030.
- Bongartz, R.; Breitbach, G.; Wolters, J. (1988): Frequency and distribution of leakages in steam generators of gas-cooled reactors (International Atomic Energy Agency, International Working Group on Gas-Cooled Reactors). Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/etdeweb/biblio/20113042>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Bowman, C. (1998): Accelerator-Driven Systems for Nuclear Waste Transmutation. In: *Annu. Rev. Nucl. Part. Sci.* 48 (505).
- BP (2022). Statistical Review of World Energy (Statistical Review of World Energy, 71st Edition). BP. Online verfügbar unter <https://www.bp.com/content/dam/bp/business-sites/en/global/corporate/xlsx/energy-economics/statistical-review/bp-stats-review-2022-consolidated-dataset-panel-format.xlsx>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Bracken, P. J. (2012): *The second nuclear age, Strategy, danger, and the new power politics* 1. ed. New York: Henry Holt and Co.
- Brookhaven National Laboratory (Hg.) (1976): Steinberg, M.; Sheehan, T. V.; Powell, J. R.; Ludewig, H. *Linear Accelerator Breeder (LAB) (BNL 50592)*.
- Burandt, T.; Xiong, B.; Löffler, K.; Oei, P.-Y. (2019): Decarbonizing China's energy system – Modeling the transformation of the electricity, transportation, heat, and industrial sectors. In: *Applied Energy* 255, S. 113820. DOI: 10.1016/j.apenergy.2019.113820.
- Cacuci, D. G. (Hg.) (2010): *Handbook of Nuclear Engineering*. Boston, MA: Springer US.
- Calderoni, P.; Cabet, C. (2012): Corrosion issues in molten salt reactor (MSR) systems. In: Féron, D. (Hg.): *Nuclear corrosion science and engineering*. Cambridge: Woodhead Pub (Woodhead Publishing series in energy, no. 22), S. 842–865.
- Carlson, K.; Gardner, L.; Moon, J.; Riley, B.; Amoroso, J.; Chidambaram, D. (2021): Molten salt reactors and electrochemical reprocessing: synthesis and chemical durability of potential waste forms for metal and salt waste streams. In: *International Materials Reviews* 66 (5), S. 339–363. DOI: 10.1080/09506608.2020.1801229.
- Carmack, W. J.; Braase, L. A.; Wigeland, R. A.; Todosow, M. (2017): Technology readiness levels for advanced nuclear fuels and materials development. In: *Nuclear Engineering and Design* 313, S. 177–184. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2016.11.024.
- CEIP - Carnegie Endowment for International Peace (2018): Hibbs, M. *The Future of Nuclear Power in China*. Carnegie Endowment for International Peace. Washington, D.C. USA. Online verfügbar unter <https://carnegieendowment.org/2018/05/14/future-of-nuclear-power-in-china-pub-76311>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Center for Arms Control, Energy and Environmental Studies (2013): Diakov, A. S. *On conversion of research reactors in russia*. Center for Arms Control, Energy and Environmental Studies. Online verfügbar unter <https://www.armscontrol.ru/pubs/en/on-conversion-of-research-reactors-in-russia-en-corr.pdf>, zuletzt geprüft am 22.09.2022.
- CERN (1995): Rubbia, C.; Rubio, J. A.; Buono, S.; Carminati, F.; Fiétier, N.; Galvez, J.; Gelès, C.; Kadi, Y.; Klapisch, R.; Mandrillon, P.; Revol, J. P.; Roche, C. *Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier (CERN/AT/95-44 (ET))*. CERN.
- CERN (1997): Rubbia, C., et al. *Fast Neutron Incineration in the Energy Amplifier as Alternative to Geologic Storage: the Case of Spain (CERN/LHC/97-01)*. CERN.

- Chalk River Nuclear Laboratories, Atomic Energy of Canada (1978): Bartholomew, G. A.; Fraser, J. S.; Garvey, P. M. Accelerator Breeder Concept (AECL-6363). Chalk River Nuclear Laboratories, Atomic Energy of Canada.
- Chang, J.-H.; Kim, Y.-W.; Lee, K.-Y.; Lee, Y.-W.; Lee, W.-J.; Noh, J.-M.; Kim, M.-H.; Lim, H.-S.; Shin, Y.-J.; Bae, K.-K.; Jung, K.-D. (2007): A Study of a Nuclear Hydrogen Production Plant. In: *Nuclear Engineering and Technology* 39 (2), S. 111–122. DOI: 10.5516/NET.2007.39.2.111.
- Chen, Y.; Martin, G.; Chabert, C.; Eschbach, R.; He, H.; Ye, G. (2018): Prospects in China for nuclear development up to 2050. In: *Progress in Nuclear Energy* 103, S. 81–90. DOI: 10.1016/j.pnucene.2017.11.011.
- Child, M.; Kemfert, C.; Bogdanov, D.; Breyer, C. (2019): Flexible electricity generation, grid exchange and storage for the transition to a 100% renewable energy system in Europe. In: *Renewable Energy* 139, S. 80–101. DOI: 10.1016/j.renene.2019.02.077.
- Chisholm, B. M. (2021): Development of TerraPower’s Molten Chloride Fast Reactor (MCFR) to enable low-cost, economy-wide decarbonization. Southern Company Services. Veranstalter: American Nuclear Society (ANS), 21.05.2021.
- Chisholm, B. M.; Krahn, S. L.; Sowder, A. G. (2020): A unique molten salt reactor feature – The freeze valve system: Design, operating experience, and reliability. In: *Nuclear Engineering and Design* 368, S. 110803. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.110803.
- Chu, S. (2010): America’s New Nuclear Option: Small modular reactors will expand the ways we use atomic power. In: *Wallstreet Journal*. Online verfügbar unter https://www.wsj.com/articles/SB10001424052748704231304575092130239999278?reflink=desktopwebshare_permalink, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Clapison, G.; Mysen, A. (2002): The First Stage of Licensing of PBMR in South Africa and Safety Issues. In: *Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs*. Paris, France, 18-20 February 2002. International Atomic Energy Agency (IAEA); OECD Nuclear Energy Agency (NEA).
- Cowan, R. (1990): Nuclear Power Reactors: A Study in Technological Lock-in. In: *The Journal of Economic History* 50 (3), S. 541–567.
- CRS - Congressional Research Service (2011): Kerr, P.; Nikitin, M. B. D. Nuclear Cooperation with Other countries: A Primer. CRS Report for Congress (RS22937). Congressional Research Service. Online verfügbar unter <https://apps.dtic.mil/sti/pdfs/ADA543509.pdf>, zuletzt geprüft am 16.11.2022.
- CRS - Congressional Research Service (2013): Holt, M. U.S. and South Korean Cooperation in the World Nuclear Energy Market: Major Policy Considerations (R41032 · Version 7 · Updated). Congressional Research Service. Online verfügbar unter <https://crsreports.congress.gov/product/pdf/R/R41032>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- CRS - Congressional Research Service (2014): Holt, M.; Nikitin, M. Mixed-Oxide Fuel Fabrication Plant and Plutonium Disposition: Management and Policy Issues (CRS Report, 7-5700). Congressional Research Service.
- CRS - Congressional Research Service (2015): Nikitin, M. B. D.; Holt, M. U.S.-Republic of Korea Nuclear Cooperation Agreement (CRS Insight, IN10304). Congressional Research Service. Online verfügbar unter <https://sgp.fas.org/crs/nuke/IN10304.pdf>, zuletzt geprüft am 18.08.2022.
- CRS - Congressional Research Service (2022): Manyin, M. E.; Nikitin, M. B. D.; Campbell, C.; Williams, B. R.; Chanlett-Avery, E. U.S.-South Korea Relations (R41481). Congressional

- Research Service. Online verfügbar unter <https://crsreports.congress.gov/product/pdf/R/R41481>, zuletzt geprüft am 19.10.2022.
- Dąbrowski, M. (2022): Conceptual Design of EUHTER (Polish Experimental HTGR). Presentation at SNETP Forum. Online verfügbar unter <https://snetp.eu/wp-content/uploads/2022/06/SNETP-TS1-P13-Conceptual-design-of-EUHTER.pdf>, zuletzt geprüft am 21.10.2022.
- Dai, Z. (2017): Thorium molten salt reactor nuclear energy system (TMSR). In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 531–540.
- Davis, L. W. (2012): Prospects for Nuclear Power. In: *Journal of Economic Perspectives* 26 (1), S. 49–66. DOI: 10.1257/jep.26.1.49.
- De Bruyn, D.; Ait Abderrahim, H.; Baeten, P.; Leysen, P. (2015): The MYRRHA ADS Project in Belgium Enters the Front End Engineering Phase. In: *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting*. Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014. OECD Nuclear Energy Agency (NEA). Paris (NEA/NSC/R(2015)2).
- Delage, F.; Belin, R.; Chen, X.-N.; D'Agata, E.; Klaassen, F.; Maschek, W.; Ottaviani, J.; Pillon, S.; Rineiski, A.; Sobolev, V.; Somers, J.; Staicu, D.; Thetford, R. et al. (2011): Minor actinide transmutation in the accelerator-driven system EFIT: Results from fuel developments in Domain AFTRA. In: *Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings*. Karlsruhe, 15-17 March 2010. OECD Nuclear Energy Agency (NEA) (NEA No. 6897), S. 69–79.
- Deutscher Bundestag (2017). Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Kai Gehring, Özcan Mutlu, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN, Thorium-Forschung am Karlsruher Institut für Technologie (Drucksache, 18/11327). Deutscher Bundestag. Online verfügbar unter http://kai-gehring.de/wp-content/uploads/2017/03/Antwort_KA_Thorium_1811327.pdf, zuletzt geprüft am 09.03.2017.
- DFR - Dual Fluid Reaktor (2020). Dual Fluid Reaktor - Variante mit Flüssigmetallspaltstoff (DFR/m), WO2020088707 (PCT/DE2019/000288). Dual Fluid Reaktor.
- Di Nucci, M. R. (2019): From Military to Early Civilian Applications. In: Haas, R.; Mez, L. und Ajanovic, A. (Hg.): *The Technological and Economic Future of Nuclear Power*. 1st ed. 2019. Wiesbaden: Springer VS, S. 7–34. Online verfügbar unter http://link.springer.com/10.1007/978-3-658-25987-7_2, zuletzt geprüft am 07.06.2022.
- Diakov, A. (2011): The History of Plutonium Production in Russia. In: *The Technical Basis for Arms Control, Disarmament, and Nonproliferation Initiatives* 19 (1), S. 28–45. DOI: 10.1080/08929882.2011.566459.
- DIW - Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung (2017): Hirschhausen, C. R. von. Nuclear Power in the Twenty-first Century – An Assessment (Part I) (DIW Discussion Papers, 1700). Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Berlin. Online verfügbar unter https://www.diw.de/documents/publikationen/73/diw_01.c.575798.de/dp1700.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- DIW - Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung (2018): Wealer, B.; Bauer, S.; Landry, N.; Sei, H.; Hirschhausen, C. R. von. Nuclear power reactors worldwide: Technology developments, diffusion patterns, and country-by-country analysis of implementation (1951-2017) (DIW Data Documentation, 93). Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Berlin. Online verfügbar unter <http://hdl.handle.net/10419/179000>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.

- DIW - Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung (2020a): Hainsch, K.; Brauers, H.; Burandt, T.; Goeke, L.; Hirschhausen, C. v.; Kemfert, C.; Kendzioriski, M.; Loeffler, K.; Oei, P.-Y.; Praeger, F.; Wealer, B. Make the European Green Deal Real – Combining Climate Neutrality and Economic Recovery (DIW Politikberatung kompakt, 153). Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Berlin. Online verfügbar unter https://www.diw.de/documents/publikationen/73/diw_01.c.791736.de/diwkompakt_2020-153.pdf, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- DIW - Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung (2020b): Wealer, B.; Hirschhausen, C. R. von. Nuclear power as a system good: Organizational models for production along the value-added chain (DIW Discussion Papers, 1883). Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Berlin. Online verfügbar unter <http://hdl.handle.net/10419/222865>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- DIW - Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung (2022): Hirschhausen, C. R. von. Nuclear power in the twenty-first century (Part II) - The economic value of plutonium (DIW Discussion Papers, 2011). Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Online verfügbar unter <http://hdl.handle.net/10419/263155>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Dixon, B.; Todosow, M.; Matthern, G.; Wigeland, R. (2018): Technology and System Readiness Assessment for a Nuclear Energy R&D Program. In: Kocaoglu, D. F. und Anderson, T. R. (Hg.): Managing technological entrepreneurship: the engine for economic growth. PICMET'18 : Portland International Conference on Management of Engineering and Technology. Portland State University; IEEE Technology and Engineering Management Society. Piscataway, NJ: IEEE, S. 1–7. Online verfügbar unter <https://ieeexplore.ieee.org/document/8481917/>, zuletzt geprüft am 13.03.2022.
- DOE - Idaho Field Office, U.S. Department of Energy (2020a). Full Announcement - Advanced Reactor Demonstration. Grant Opportunity (DE-FOA-0002271). Idaho Field Office, U.S. Department of Energy. Washington, D.C. USA.
- DOE - U.S. Department of Energy (1986). Analysis of nuclear power plant construction costs (DOE/EIA-0485). U.S. Department of Energy. Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/servlets/purl/6071600>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- DOE - U.S. Department of Energy (1999a). A Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste (ATW) Technology, A Report to Congress. U.S. Department of Energy.
- DOE - U.S. Department of Energy (1999b): Riendeau, C.; Moses, D.; Olson, A. Proliferation Potential of Accelerator-Driven Systems: Feasibility Calculations. (K/NSP-778). U.S. Department of Energy.
- DOE - U.S. Department of Energy (2011). Technology Readiness Assessment Guide. U.S. Department of Energy, zuletzt geprüft am 20.01.2022.
- DOE - U.S. Department of Energy (2017a). Annual report on the state of the DOE national laboratories. U.S. Department of Energy. Washington, D.C. USA. Online verfügbar unter <https://www.energy.gov/downloads/annual-report-state-doe-national-laboratories>, zuletzt geprüft am 14.06.2022.
- DOE - U.S. Department of Energy (2017b). Vision and Strategy for the Development and Deployment of Advanced Reactors (DOE/NE-0147). U.S. Department of Energy. Washington, D.C.
- DOE - U.S. Department of Energy, Office of Nuclear Energy (2020b): U.S. Department of Energy Announces USD160 Million in First Awards under Advanced Reactor Demonstration Program, U.S. Department of Energy, Office of Nuclear Energy. Online verfügbar unter

- <https://www.energy.gov/ne/articles/us-department-energy-announces-160-million-first-awards-under-advanced-reactor>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Dolan, T. J. (Hg.) (2017): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy* (Woodhead Publishing series in energy). Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier. Online verfügbar unter <http://www.sciencedirect.com/science/book/9780081011263>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- DOS - U.S. Department of State (1946). *A Report on the International Control of Atomic Energy, The Acheson-Lilienthal Report on the International Control of Atomic Energy*. Prepared for the Secretary of State's Committee on Atomic Energy. Unter Mitarbeit von Barnard, C. I.; Oppenheimer, J. R.; Thomas, C. A.; Winne, H. A. und Lilienthal, D. E. U.S. Department of State. Washington D.C. Online verfügbar unter <http://fissilematerials.org/library/ach46.pdf>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- DSF - Deutsche Stiftung Friedensforschung (2009): Liebert, W.; Englert, M.; Pistner, C. *Kernwaffenrelevante Materialien und Präventive Rüstungskontrolle: Uranfreie Brennstoffe zur Plutoniumbeseitigung und Spallationsneutronenquellen*, Forschungsbericht zur Projektförderung durch die Deutsche Stiftung Friedensforschung (Forschung DSF, No. 20). Deutsche Stiftung Friedensforschung.
- Du, W.; You, W.; Xu, Z. (2022): Review and Prospect of Legal Development in Commercial Nuclear Energy. In: *Energies* 15 (12), S. 4310. DOI: 10.3390/en15124310.
- Dual Fluid (2021): *Canada!*, Dual Fluid. Online verfügbar unter <https://dual-fluid.com/canada/>, zuletzt aktualisiert am 26.10.2021.
- Dwaraknath, S. S.; Was, G. S. (2016): Radiation enhanced diffusion of cesium, strontium, and europium in silicon carbide. In: *Journal of Nuclear Materials* 474, S. 76–87. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2016.02.034.
- EARTO - European Association for Research and Technology (2014). *The TRL Scale as a Research & Innovation Policy Tool*, EARTO Recommendations. European Association for Research and Technology. Brüssel. Online verfügbar unter https://www.earto.eu/wp-content/uploads/The_TRL_Scale_as_a_R_I_Policy_Tool_-_EARTO_Recommendations_-_Final.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Eash-Gates, P.; Klemun, M. M.; Kavlak, G.; McNerney, J.; Buongiorno, J.; Trancik, J. E. (2020): Sources of Cost Overrun in Nuclear Power Plant Construction Call for a New Approach to Engineering Design. In: *Joule* 4 (11), S. 2348–2373. DOI: 10.1016/j.joule.2020.10.001.
- Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung (1980): Taube, M.; Heer, W. *Reactor with very low fission product inventory* (EIR-Bericht, 411). Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung. Würenlingen, Schweiz. Online verfügbar unter <http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/EIR-411.pdf>, zuletzt geprüft am 13.03.2017.
- ElBaradei, M. (2004): *Nuclear Non-Proliferation: Global Security In A Rapidly Changing World*, International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://www.iaea.org/newscenter/statements/nuclear-non-proliferation-global-security-rapidly-changing-world>, zuletzt aktualisiert am 26.11.2019, zuletzt geprüft am 21.01.2023.
- Elhegazy, H.; Kamal, M. (2022): Implementing nuclear power plants (NPPs): state of the art, challenges, and opportunities. In: *Innovative Infrastructure Solutions* 7 (1). DOI: 10.1007/s41062-021-00611-z.

- Englert, M. (2010): Neutronenphysikalische Simulationsrechnungen zur Proliferationsresistenz nuklearer Technologien, Technische Universität Darmstadt. Darmstadt, 2010.
- Englert, M.; Frieß, F.; Ramana, M. V. (2017): Accident Scenarios Involving Pebble Bed High Temperature Reactors. In: *Science & Global Security* 25 (1), S. 42–55. DOI: 10.1080/08929882.2017.1275320.
- Englert, M.; Pistner, C.; Liebert, W. (2006): Neutronics calculations for the assessment of proliferation risks associated with spallation neutron sources. In: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 562 (2), S. 557–560. DOI: 10.1016/j.nima.2006.02.008.
- EPD - Energy Process Developments Ltd (2015). MSR Review, Feasibility of Developing a Pilot Scale Molten Salt Reactor in the UK. Energy Process Developments Ltd. Online verfügbar unter <http://www.energyprocessdevelopments.com/uploads/EPD%20MSR%20Review%20Feasibility%20Study%20July%202015%201.02.pdf>, zuletzt geprüft am 16.03.2017.
- EPFL - École Polytechnique Fédérale De Lausanne (2018): Hombourger, B. A. Conceptual Design of a Sustainable Waste Burning Molten Salt Reactor (EPFL-THESIS-8570). École Polytechnique Fédérale De Lausanne.
- EPRI - Electric Power Research Institute (2005). Containment Versus Confinement for High-Temperature Gas Reactors Regulatory, Design Basis, Siting, and Cost/Economic Considerations (1011948). Electric Power Research Institute.
- EPRI - Electric Power Research Institute (2015): Sowder, A. Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design, The Liquid-Fluoride Thorium Reactor (LFTR) (Technical Report). Electric Power Research Institute.
- EPRI - Electric Power Research Institute (2017): EPRI. Program on Technology Innovation: Expanding the Concept of Flexibility for Advanced Reactors: Refined Criteria, a Proposed Technology Readiness Scale, and Time-Dependent Technical Information Availability (Technical Report, 3002010479). Electric Power Research Institute. Palo Alto. Online verfügbar unter <https://www.epri.com/research/products/3002010479>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- EPRI - Electric Power Research Institute (2019). Uranium Oxycarbide (UCO) Tristructural Isotropic (TRISO) Coated Particle Fuel Performance Topical Report EPRI-AR-1(NP). Electric Power Research Institute. Online verfügbar unter <blob:https://www.epri.com/3440f8f6-db48-4f0c-b628-7e431603bba4>, zuletzt geprüft am 20.10.2022.
- EPRS - European Parliament Research Service (2022): Jochheim, U. The political system of the Republic of Korea (Briefing Continental democracies, PE 733.582). European Parliament Research Service. Brüssel. Online verfügbar unter [https://www.europarl.europa.eu/RegData/etudes/BRIE/2022/733582/EPRS_BRI\(2022\)733582_EN.pdf](https://www.europarl.europa.eu/RegData/etudes/BRIE/2022/733582/EPRS_BRI(2022)733582_EN.pdf), zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Escobar Rangel, L.; Leveque, F. (2015): Revisiting the Cost Escalation Curse of Nuclear Power: New Lessons from the French Experience. In: *EEEP* 4 (2). DOI: 10.5547/2160-5890.4.2.Iran.
- ESFRI - European Strategy Forum on Research Infrastructures (2016): Roadmap 2016: Strategy report on research infrastructures. Roadmap. Online verfügbar unter https://www.esfri.eu/sites/default/files/20160308_ROADMAP_single_page_LIGHT.pdf, zuletzt geprüft am 11.08.2022.
- EU - Europäische Kommission (2015): ESNII: European Industrial Initiative on sustainable nuclear energy., Europäische Kommission.

- European Commission, Office for Official Publications of the European Communities (1997). Opinion of the Scientific and Technical Committee (STC) on a nuclear energy amplifier. STC Chairman: D. Pooley. (EUR 17616 EN). European Commission, Office for Official Publications of the European Communities. Luxembourg.
- Fajfer, L. (1993): The Polish Military and the Crisis of 1970. In: *Communist and Post-Communist Studies* 26 (2), S. 205–225. Online verfügbar unter <http://www.jstor.org/stable/45302009>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Feiveson, H. A.; Glaser, A.; Mian, Z.; Hippel, F. v. (2014): *Unmaking the bomb, A fissile material approach to nuclear disarmament and nonproliferation*. Cambridge, Mass., London: The MIT Press.
- Filin, A. I.; Orlov, V. V.; Leonov, V. N.; Sila-Novitski, A. G.; Smirnov, V. S.; Tsikunov, V. S. (2003): Design features of BREST reactors and experimental work to advance the concept of BREST reactors. Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/etdeweb/biblio/20413712>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Filin, A. I.; Orlov, V. V.; Leonov, V. N.; Sila-Novitskij, A. G.; Smirnov, V. S.; Tsikunov, V. S. (2001): Design features of BREST reactors. Experimental work to advance the concept of BREST reactors. Results and plans. Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/etdeweb/biblio/20161947>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Flanagan, G. F. (2015): Safety, Safeguards, and Security Context for MSRs. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Oak Ridge National Laboratory. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 15.10.2015. Online verfügbar unter https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/13Safety%20Safeguards%20and%20Security%20Context_George%20Flanagan.pdf, zuletzt geprüft am 17.03.2015.
- Forsberg, C. (2021): Chlorine-37 Fuel Cycles for Molten-Chloride Fast Reactors (MCFRs). American Nuclear Society Summer Meeting. American Nuclear Society, 14.06.2021. Online verfügbar unter <http://www.xylenepower.com/ANS%20Summer%202021%20Chloride-37%20FC%20Viewgraphs%20Final.pdf>, zuletzt geprüft am 20.10.2022.
- Forsberg, C. W. (2006): Molten-Salt-Reactor Technology Gaps. In: International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. ICAPP 2006. Reno, Nevada, USA, June 4-8. American Nuclear Society (ANS). 4 Bände. Red Hook, NY: Curran Associates Inc. Online verfügbar unter <http://www.skyscrubber.com/Molten-Salt-Reactor%20Technology%20Gaps.pdf>, zuletzt geprüft am 09.03.2017.
- Forsberg, C. W.; Lam, S.; Carpenter, D. M.; Whyte, D. G.; Scarlat, R.; Contescu, C.; Wei, L.; Stempien, J.; Blandford, E. (2017): Tritium Control and Capture in Salt-Cooled Fission and Fusion Reactors: Status, Challenges, and Path Forward. In: *Nuclear Technology* 197 (2), S. 119–139. DOI: 10.13182/NT16-101.
- Forschungszentrum Jülich (2008): Moormann, R. Safety Re-Evaluation of the AVR Pebble Bed Reactor Operation and Its Consequences for Future HTR Concepts. Forschungszentrum Jülich.
- Frieß, F. (2017): Neutron-Physical Simulation of Fast Nuclear Reactor Cores, Investigation of New and Emerging Nuclear Reactor Systems, Fachbereich Physik, TU Darmstadt. Darmstadt, 2017. Online verfügbar unter https://tuprints.ulb-tu-darmstadt.de/6599/1/dissertation_friess_ver%C3%B6ffentlicht.pdf, zuletzt geprüft am 15.12.2022.

- Furukawa, K.; Kinoshita, M.; Degtyarev, A. M.; Myasnikov, A. A.; Sajo-Bohus, L.; Greaves, E. D. (2017): Accelerator-driven systems. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 495–521.
- Fütterer, M. A.; Strydom, G.; Sato, H.; Li, F.; Abonneau, E.; Abram, T.; Davies, M. W.; Kim, M.; Edwards, L.; Muransky, O.; Pouchon, M. A.; Yetisir, M. (2021): The High Temperature Gas-Cooled Reactor. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 512–522. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780124095489122055>.
- Gagarinskiy, A. Y.; Semchenkov, Y. M.; Sidorenko, V. A.; Fomichenko, P. A. (2022): New Stage in Russia's Nuclear Energy Strategy. In: *Atomic Energy* 131, S. 307–311. DOI: 10.1007/s10512-022-00884-2.
- Gattie, D. K. (2018): A strategic policy framework for advancing U.S. civilian nuclear power as a national security imperative. In: *The Electricity Journal* 31 (1), S. 23–32. DOI: 10.1016/j.tej.2017.12.002.
- Gattie, D. K.; Massey, J. N. K. (2020): Twenty-First-Century US Nuclear Power, A National Security Imperative. In: *Strategic Studies Quarterly* 14 (3), S. 121–142. DOI: 10.2307/26937414.
- Gawlikowska-Fyk, A.; Nowak, Z.; Ćwiek-Karpowicz, J.; Wiatrowski, M.; Szymański, Z. (2014): Nuclear energy in Poland, Polski Instytut Spraw Międzynarodowych. Warszawa. Online verfügbar unter <https://pism.pl/upload/images/artykuly/legacy/files/18208.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- General Atomics (2012): Richards, M.; Baxter, A.; Ellis, C.; Gutierrez, O.; Crozier, J. Conceptual Design of the NGNP Reactor System. General Atomics.
- Gerczak, T. J. (2021): Irradiation Performance: High-Temperature Gas Reactor Fuels. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 407–419. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780128197257000957>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Gerschenfeld, A. (2020): Thermal-Hydraulics In Liquid Metal Fast Reactors. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 29.01.2020.
- GIF - Generation IV International Forum (2002). A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (GIF-002-00). Generation IV International Forum. Online verfügbar unter <https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/genivroadmap2002.pdf>, zuletzt geprüft am 09.03.2017.
- GIF - Generation IV International Forum (2006). Charter of the Generation IV International Forum. Generation IV International Forum. Paris, France. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2016-07/charter_nov2006.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2009). GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2011). Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation IV Nuclear Energy Systems, Prepared Jointly by The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Working Group and the System

- Steering Committees of the Generation IV International Forum (GIF/PRPPWG/2011/002). Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2014). Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-2013, zuletzt geprüft am 09.03.2017.
- GIF - Generation IV International Forum (2015). Generation IV International Forum, System Arrangements and Memoranda of Understanding. Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9343/system-arrangements-mou, zuletzt geprüft am 22.10.2015.
- GIF - Generation IV International Forum (2016a). Annual Report 2015. Generation IV International Forum. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Hg.).
- GIF - Generation IV International Forum (2016b). Safety Design Guidelines on Safety Approach and Design Conditions for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems, Prepared by: The Safety Design Criteria Task Force (SDC-TF) (SDC-TF/2016/01). Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2017a). Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems (Rev. 1), Prepared by: The Safety Design Criteria Task Force (SDC-TF) (SDC-TF/2017/02). Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2017b): Ruggieri, J. M.; Ren, L.; Glatz, J. P.; Ashurko, I.; Hayafune, H.; Kim, Y.; Hill, R. Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) System Safety Assessment. Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-11/gif-sfr-safetyassessment-20170427_final.pdf, zuletzt geprüft am 01.12.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2018). 2018 GIF Symposium Proceedings. Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2018a). Annual Report 2017. Generation IV International Forum. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Hg.).
- GIF - Generation IV International Forum (2018b). GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems: 2018 Update. Generation IV International Forum.
- GIF - Generation IV International Forum (2020a). Annual Report 2019. Generation IV International Forum. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Hg.). Online verfügbar unter <https://www.gen-4.org/gif/>, zuletzt geprüft am 21.01.2021.
- GIF - Generation IV International Forum (2020b): Alemberti, A.; Tuček, K.; Takahashi, M.; Obara, T.; Kondo, M.; Moiseev, A.; Tocheny, L.; Smith, C.; Hwang, I. S.; Wu, Y.; Jin, M. Lead-cooled Fast Reactor (LFR) System Safety Assessment. Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2020-06/gif_lfr_ssa_june_2020_2020-06-09_17-26-41_202.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2023.
- GIF - Generation IV International Forum (2021a). Annual Report 2020. Generation IV International Forum. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Hg.). Online verfügbar unter <https://www.gen-4.org/gif/>, zuletzt geprüft am 21.01.2021.
- GIF - Generation IV International Forum (2021b). GIF Lead-cooled Fast Reactor, Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (GIF/PRPPWG/2021/002). Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_196726/lfr-prpp-white-paper-2021-final-22102021-clean2, zuletzt geprüft am 27.01.2022.

- GIF - Generation IV International Forum (2021c). GIF Sodium-cooled Fast Reactor, Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (GIF/PRPPWG/2022/003). Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_196728/sfr-prpp-white-paper-2021-final-18102021v8, zuletzt geprüft am 27.01.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2021d). R&D Infrastructure Task Force Final Report, Key recommendations to support essential R&D infrastructures for Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_173654/gif-rdtf-final-report-jan2021, zuletzt geprüft am 27.01.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2022a). Annual Report 2021. Generation IV International Forum. OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Hg.). Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/front/publicLink.jsp?docId=c_203440, zuletzt geprüft am 17.01.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2022b). GIF Gas Cooled Fast Reactor, Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (GIF/PRPPWG/2022/003). Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_200152/gfr-prpp-white-paper-2022-final-full-cover-page, zuletzt geprüft am 05.07.2022.
- GIF - Generation IV International Forum (2022c). GIF Supercritical Water Cooled Reactor, Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (GIF/PRPPWG/2022/002). Generation IV International Forum. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_200153/scwr-prpp-white-paper-2022-final-full-cover-page, zuletzt geprüft am 05.07.2022.
- Gilleland, J.; Petroski, R.; Weaver, K. (2016): The Traveling Wave Reactor: Design and Development. In: *Engineering* (2), S. 88–96.
- Gilmore, J. S.; Russell, G. J.; Robinson, H.; Prael, R. E. (1988): Fertile-to-Fissile and Fission Measurements for Depleted Uranium and Thorium Bombarded by 800-MeV Protons. In: *Nuclear Science and Engineering* 99 (1), S. 41–52. DOI: 10.13182/NSE88-A23544.
- Gong, B.; Liu, J.-H.; Cong, S.-X. (2018): Corrosion Behavior Of 310S In Supercritical Water. In: 2018 GIF Symposium Proceedings. Generation IV International Forum (GIF), S. 467–476.
- Gougar, H. D. (2015): Assessment of the Technical Maturity of Generation IV Concepts for Test or Demonstration Reactor Applications, Revision 2 (INL/EXT-15-36427, Rev.2). Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/servlets/purl/1236803>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Graham, L. W. (1990): Corrosion of metallic materials in HTR-helium environments. In: *Journal of Nuclear Materials* 171 (1), S. 76–83. DOI: 10.1016/0022-3115(90)90350-V.
- Greenspan, E. (Hg.) (2021): Encyclopedia of nuclear energy. Amsterdam: Elsevier.
- Groves, L. R. (1983): Now it can be told: the story of the Manhattan Project: Da Capo Press.
- GRS - Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH (2015): Buchholz, S.; Krüssenberg, A.; Schaffrath, A.; Zipper, R. Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR), Abschlussbericht (GRS-376). Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH. Köln.
- GRS - Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH (2018): Behler, M.; Bostelmann, F.; Hannstein, V. M.; Küntzel, M.; Sommer, F.; Zwermann, W. Weiterentwicklung moderner Verfahren im Bereich Abbrandberechnung (GRS, 528). Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH. Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig.
- GRS - Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH (2020): Kilger, R.; Hannstein, V.; Küntzel, M.; Wielenberg, A.; Behler, M.; Sommer, F.; Zwermann, W. THYR, Studie zur

- Sicherheit von internationalen Entwicklungen zu Thorium- und Hybrid-Reaktoren. Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit gGmbH.
- Grubb, M. (2004): Technology Innovation and Climate Change Policy: an overview of issues and options. In: *Keio Economic Studies* 41 (2), S. 103–132. Online verfügbar unter <https://discovery.ucl.ac.uk/id/eprint/1471206/>, zuletzt geprüft am 29.03.2022.
- Grubb, M.; Hourcade, J.-C.; Neuhoff, K.; Barquin (2014): *Planetary Economics*: Routledge - Taylor & Francis Group.
- Grubler, A. (2010): The costs of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing. In: *Energy Policy* 38 (9), S. 5174–5188. DOI: 10.1016/j.enpol.2010.05.003.
- Guidez, J. (2017): Feedback Phenix and Superphenix. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 29.11.2017.
- Guidez, J. (2022): ESFR SMART a European Sodium Fast Reactor Concept including the European Feedback Experience and the new Safety Commitments following Fukushima Accident. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 27.01.2022.
- Hatala, B. (2021): Gas Cooled Fast Reactor System (GFR). In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 545–553.
- Hayes, S. L. (2017): Metallic Fuels for Fast Reactors. GIF Webinar. Idaho National Laboratory. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 22.08.2017.
- He, X. (2016): Validation of the TRACE Code for the System Dynamic Simulations of the Molten Salt Reactor Experiment and the Preliminary Study on the Dual Fluid Molten Salt Reactor, Fakultät für Maschinenwesen, Technischen Universität München, 2016. Online verfügbar unter <https://mediatum.ub.tum.de/doc/1290346/1290346.pdf>, zuletzt geprüft am 26.10.2021.
- HEDL - Hanford Engineering Development Lab. (1980): Cabell, C. P. Summary description of the Fast Flux Test Facility (HEDL-400, 6032523). Hanford Engineering Development Lab. Richland, WA (United States). Online verfügbar unter <http://www.osti.gov/servlets/purl/6032523/>, zuletzt geprüft am 04.11.2022.
- Heidet, F. (2021): Sodium-Cooled Fast Reactors. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*, Bd. 1. Amsterdam: Elsevier, S. 490–511.
- Heinzel, A.; Kondo, M.; Takahashi, M. (2006): Corrosion of steels with surface treatment and Al-alloying by GESA exposed in lead–bismuth. In: *Journal of Nuclear Materials* 350 (3), S. 264–270. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2006.01.014.
- Hejzlar, P. (2021): Traveling Wave Reactor (TWR®). In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 643–656. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780124095489122134>.
- Hejzlar, P.; Petroski, R.; Cheatham, J.; Touran, N.; Cohen, M.; Truong, B. A.; Latta, R.; Werner, M.; Burke, T. O.; Tandy, J. A.; Garrett, M.; Johnson, B.; Ellis, T. et al. (2013): Terrapower, LLC Traveling Wave Reactor Development Program Overview. In: *Nuclear Engineering and Technology* 45 (6), S. 731–744. DOI: 10.5516/NET.02.2013.520.
- Helmreich, G. W.; Hunn, J. D. (2021): Fuel Design and Fabrication: TRISO Particle Fuel. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 318–325.
- Hill, R. (2016): Sodium Cooled Fast Reactors (SFR). GIF Webinar. Argonne National Laboratory. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 15.12.2016.

- Hippel, F. v.; Takubo, M.; Kang, J. (2019): Plutonium, How Nuclear Power's Dream Fuel Became a Nightmare. Singapore: Springer Singapore Pte. Limited. Online verfügbar unter <http://ezproxy.st-andrews.ac.uk/login?url=http://link.springer.com/10.1007/978-981-13-9901-5>, zuletzt geprüft am 12.09.2020.
- Hirschhausen, C. R. von; Grebaulet, C.; Kemfert, C.; Lorenz, C.; Oei, Pao-Yu, P.-Y. (Hg.) (2018): Energiewende Made in Germany, Low Carbon Electricity Sector Reform in the European Context. Unter Mitarbeit von Gerbaulet, C.; Kemfert, C.; Lorenz, C. und Oei, P.-Y. Cham: Springer. Online verfügbar unter <https://link.springer.com/book/10.1007/978-3-319-95126-3>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Hirschhausen, C. v. (2023): Atomenergie, Geschichte und Zukunft einer riskanten Technologie 1. Auflage (Beck'sche Reihe, 2944). München: C.H.Beck.
- Holcomb, D. (2015): Molten Salt Reactors Today, Status & Challenges. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. U.S. Department of Energy. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 15.10.2015. Online verfügbar unter https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/05-Current%20MSR%20Status%20and%20Challenges_David%20Holcomb.pdf, zuletzt geprüft am 17.03.2017.
- Holcomb, D. (2017a): Module 2: Overview of MSR Technology and Concepts. US Nuclear Regulatory Commission Staff. Washington, DC, 07.11.2017. Online verfügbar unter <https://www.nrc.gov/docs/ML1733/ML17331B114.pdf>, zuletzt geprüft am 23.12.2021.
- Holcomb, D. (2017b): U.S. MSR Development Programs & Supportive Efforts, GIF Molten Salt Reactor pSSC. U.S. Department of Energy. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF). Schweiz, 24.01.2017. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/04_david_holcomb_usa_2017-03-09_11-36-11_401.pdf, zuletzt geprüft am 13.03.2017.
- Holdren, J. P. (1974): Uranium availability and the breeder decision. DOI: 10.7907/Z9FF3Q9K.
- Holdren, J. P.; Bunn, M.; Fetter, S.; Zwaan, B. v. d. (2003): The Economics Of Reprocessing Vs. Direct Disposal Of Spent Nuclear Fuel, Distributed by the Office of Scientific and Technical Information, U.S. Dept. of Energy. Pittsburgh, Pa., Morgantown, W. Va., Oak Ridge, Tenn.: National Energy Technology Laboratory (U.S.).
- Hombourger, B.; Křepel, J.; Pautz, A. (2019): Breed-and-burn fuel cycle in molten salt reactors. In: *EPJ Nuclear Sci. Technol.* 5, S. 15. DOI: 10.1051/epjn/2019026.
- Huang, Y. P.; Leung, L.; Starflinger, J.; Sedov, A. (2015): SuperCritical Water-cooled Reactor. GIF Symposium 2015. SCWR System Steering Committee. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 19.05.2015.
- Huang, Y. P.; Walters, L.; Krykova, M.; Sedov, A.; Yamaji, A. (2020): SuperCritical Water-cooled Reactors. 49th GIF PG. SCWR System Steering Committee. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF); International Atomic Energy Agency (IAEA), 26.05.2020.
- Huang, Y.; Zang, J.; Leung, L. K. (2021): Super-Critical Water-Cooled Reactor (SCWR). In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*, I. Amsterdam: Elsevier, S. 569–581.
- Huke, A.; Ruprecht, G.; Weißbach, D.; Czerski, K.; Gottlieb, S.; Hussein, A.; Herrmann, F. (2017): Dual-fluid reactor. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 619–633.

- Huke, A.; Ruprecht, G.; Weißbach, D.; Gottlieb, S.; Hussein, A.; Czerski, K. (2015): The Dual Fluid Reactor – A novel concept for a fast nuclear reactor of high efficiency 80, S. 225–235. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.02.016.
- Hummel, D. W.; Novog, D. R. (2016): Coupled 3D neutron kinetics and thermalhydraulic characteristics of the Canadian supercritical water reactor. In: *Nuclear Engineering and Design* 298, S. 78–89. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2015.12.008.
- Hunn, J. D.; Baldwin, C. A.; Gerczak, T. J.; Montgomery, F. C.; Morris, R. N.; Silva, C. M.; Demkowicz, P. A.; Harp, J. M.; Ploger, S. A. (2016): Detection and analysis of particles with failed SiC in AGR-1 fuel compacts. In: *Nuclear Engineering and Design* 306, S. 36–46. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2015.12.011.
- Hwang, I. S.; Jeong, S. H.; Park, B. G.; Yang, W. S.; Suh, K. Y.; Kim, C. H. (2000): The concept of proliferation-resistant, environment-friendly, accident-tolerant, continual and economical reactor (PEACER). In: *Progress in Nuclear Energy* 37 (1-4), S. 217–222. DOI: 10.1016/S0149-1970(00)00049-4.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (1972). The Structure and Content of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (IAEA-INFCIRC, 153). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/1972/infcirc153.pdf>, zuletzt geprüft am 31.03.2017.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (1980): Specialists Meeting on Gas-cooled Reactor Safety and Licensing Aspects, Summary Report, Lausanne, Switzerland, 1-3 September 1980.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (1991). Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants (IAEA-TECDOC, 626). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2000): Zrodnikov, A. V.; Chitaykin, V. I.; Gromov, B. F.; Grigoryv, O. G.; Dedoul, A. V.; Toshinsky, G. I.; Dragunov, Y.; Stepanov, V. S. Use of Russian technology of ship reactors with lead-bismuth coolant in nuclear power (IAEA TECDOC Series, 1172). International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:31058476, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2005). Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges (IAEA-TECDOC, 1450). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2006a). Fast Reactor Database 2006 Update (IAEA-TECDOC-1531). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2006b). Fundamental safety principles (Safety Standards Series, SF-1). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273_web.pdf, zuletzt geprüft am 15.01.2021.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2007). Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation (IAEA-TECDOC-1569). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2008): Financing of new nuclear plants (IAEA Nuclear Energy Series, NP-T-4.2). Vienna: International Atomic Energy Agency.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2010a). General Atomics' Prismatic Modular High Temperature Gas Cooled Reactor. International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/PrismaticHTR.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.

- IAEA - International Atomic Energy Agency (2010b). Progress in Radioactive Graphite Waste Management (IAEA-TECDOC, 1647). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1647_web.pdf, zuletzt geprüft am 23.03.2017.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2010c). Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide, SSG-9). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2011a). Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (IAEA Safety Standards Series - Specific Safety Guide, SSG-18). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2011b). Status report 101 - Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTTR300C). International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/GTHTTR300C.pdf>, zuletzt geprüft am 20.10.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2012a). INPRO Collaborative Project: Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA) (IAEA-TECDOC, 1684). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2012b). Status of Fast Reactor Research and Technology Development (IAEA-TECDOC-1691). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2014): Heat transfer behaviour and thermohydraulics code testing for supercritical water cooled reactors (SCWRs) (IAEA TECDOC Series, 1746). Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA). Online verfügbar unter <https://www.iaea.org/publications/10731/heat-transfer-behaviour-and-thermohydraulics-code-testing-for-supercritical-water-cooled-reactors-scwrs>, zuletzt geprüft am 11.08.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2015): IAEA. Status of accelerator driven systems research and technology development (IAEA-TECDOC series, TE-1766). International Atomic Energy Agency. Vienna.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2016a). Molten Salt Fast Reactors (MSFR). International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/MSFR.pdf>, zuletzt geprüft am 26.10.2021.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2016b). Safety of Nuclear Power Plants: Design (Specific Safety Requirements, SSR-2/1 (Rev. 1)). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2016c). Status report - LFTR. International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/LFTR.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2016d). Status Report—IMSR-400. International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/IMSR400.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2016e): Nuclear power and sustainable development. Vienna, Austria: IAEA.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2017). Safety Aspects of Nuclear Power Plants in Human Induced External Events: General Considerations (Safety Report Series, 86). International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria.

- IAEA - International Atomic Energy Agency (2019). Status Report – Steam Cycle High Temperature Gas-Cooled Reactor (SC- HTGR) (Framatome Inc.). International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter [https://aris.iaea.org/PDF/SC-HTGR\(Framatome\)_2020.pdf](https://aris.iaea.org/PDF/SC-HTGR(Framatome)_2020.pdf), zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2020a). Advanced Large Water Cooled Reactors, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf, zuletzt geprüft am 31.10.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2020b). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf, zuletzt geprüft am 14.11.2020.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2020c). StatusReport–ThorCon (ThorconUS,Inc.) USA/Indonesia. International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/PDF/ThorCon_2020.pdf, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2021a). Structural materials for heavy liquid metal cooled fast reactors, Proceedings of a technical meeting (IAEA-TECDOC, 1978). International Atomic Energy Agency. Vienna.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2021b): Limited Scope Sustainability Assessment of Planned Nuclear Energy Systems Based on BN-1200 Fast Reactors (IAEA-TECDOC, 1959). Vienna.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2021c): Nuclear Power Reactors in the World, 2021 Edition (Reference Data Series, No. 2). Vienna: IAEA.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2022a). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2022 Edition. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter https://aris.iaea.org/Publications/SMR_booklet_2022.pdf, zuletzt geprüft am 31.01.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2022b): Age Distribution, Power Reactor Information System (PRIS), International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalByAge.aspx>, zuletzt aktualisiert am 10.09.2022, zuletzt geprüft am 10.09.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2022c): Load Factor Trend, Power Reactor Information System (PRIS), International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/WorldTrendinAverageLoadFactor.aspx>, zuletzt aktualisiert am 10.09.2022, zuletzt geprüft am 10.09.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2022d): Nuclear Law. The Hague: T.M.C. Asser Press. Online verfügbar unter <https://link.springer.com/10.1007/978-94-6265-495-2>, zuletzt geprüft am 04.03.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2022e): Nuclear Power Reactors in the World 2022 Edition (Reference Data Series, No. 2). Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-2-42_web.pdf, zuletzt geprüft am 22.09.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2023a). Nuclear Fuel Cycle Information System. International Atomic Energy Agency. Vienna, Austria. Online verfügbar unter <https://incis.iaea.org/NFCIS/About.cshtml>, zuletzt geprüft am 23.01.2023.

- IAEA - International Atomic Energy Agency (2023b): Advanced Reactors Information System (ARIS) Databank, International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/sites/overview.html>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (2023c): Power Reactor Information System (PRIS), International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>, zuletzt geprüft am 10.03.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (o.D.a). ALLEGRO (European Atomic Energy Community, Europe). International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/ALLEGRO.pdf>, zuletzt geprüft am 12.11.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency (o.D.b). FBR-1 & 2. International Atomic Energy Agency. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/FBR-1&2.pdf>, zuletzt geprüft am 23.01.2023.
- IAEA - International Atomic Energy Agency; NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2016). Uranium 2016: Resources, Production and Demand. International Atomic Energy Agency; OECD Nuclear Energy Agency. Paris, Vienna.
- IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit (1989): Kankeleit, E.; Küppers, C.; Imkeller, U. Bericht zur Waffentauglichkeit von Reaktorplutonium (IANUS Arbeitsbericht, 1/1989). Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit. Darmstadt.
- IANUS - Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit; Öko-Institut e.V. (1999): Liebert, W.; Bähr, R.; Glaser, A.; Hahn, L.; Pistner, C. Review-Studie Fortgeschrittene Nuklearsysteme, Für das TA-Programm des Schweizerischen Wissenschaftsrates. Interdisziplinäre Arbeitsgruppe Naturwissenschaft, Technik und Sicherheit; Öko-Institut e.V.
- IBJ - Institute Badan Jadrowych (1971). REAKTOR EWA-10 Informator (NR.-1303/XI/R). Institute Badan Jadrowych. Warschau, Poland. Online verfügbar unter https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/03/015/3015957.pdf, zuletzt geprüft am 21.11.2022.
- Ibrahim, R.; Buijs, A.; Luxat, J. (2022): Assessment of the material attractiveness and reactivity feedback coefficients of various fuel cycles for the Canadian concept of Super-Critical Water Reactors. In: *Nuclear Engineering and Technology*. DOI: 10.1016/j.net.2022.01.036.
- IEA - International Energy Agency (2019). Nuclear Power in a Clean Energy System. International Energy Agency. France. Online verfügbar unter <https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- IEA - International Energy Agency (2022). Belgium 2022- Energy Policy Review. International Energy Agency. Online verfügbar unter <https://www.iea.org/reports/belgium-2022>, zuletzt geprüft am 20.11.2022.
- IEER - Institute for Energy and Environmental Research (2013): Makhijani, A. Traveling Wave Reactors: Sodium-cooled Gold at the End of a Nuclear Rainbow?. Institute for Energy and Environmental Research.
- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2006): Waata, C. L. Coupled neutronics/thermal-hydraulics analysis of a high-performance light-water reactor fuel assembly (FZKA-7233). Institut für Kern- und Energietechnik.

- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2008a): Fischer, K. Design of a supercritical water-cooled reactor - pressure vessel and internals (FZKA-7429). Institut für Kern- und Energietechnik.
- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2008b): Vogt, B. Analyse eines Druckwasserreaktors mit überkritischem Wasser als Kühlmittel (FZKA-7428). Institut für Kern- und Energietechnik.
- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2009a): Monti, L. Multi-scale, coupled reactor physics / thermal-hydraulics system and applications to the HPLWR 3 pass core (FZKA-7521). Institut für Kern- und Energietechnik.
- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2009b): Ortega Gómez, T. A. Stability Analysis of the High Performance Light Water Reactor (FZKA-7432). Institut für Kern- und Energietechnik.
- IKET - Institut für Kern- und Energietechnik (2011): Schlagenhauer, M. M. Simulation des Dampf-Wasserkreislaufs und der Sicherheitssysteme eines High Performance Light Water Reactors (KIT Scientific Reports, 7582). Institut für Kern- und Energietechnik.
- Imel, G. (2021): Historical Survey of Fast Test Reactors. In: Greenspan, E. (Hg.): Encyclopedia of nuclear energy, Bd. 4. Amsterdam: Elsevier, S. 39–46.
- Infrastructure Investment and Jobs Act (IIJA) (2021): U.S. Congress. Infrastructure Investment and Jobs Act (IIJA) - "Bipartisan Infrastructure Law", Infrastructure Investment and Jobs Act (IIJA). Fundstelle: Subtitle C—Nuclear Energy Infrastructure (117-58), Sec. 40321 - Sec. 40323. Online verfügbar unter <https://www.congress.gov/117/bills/hr3684/BILLS-117hr3684enr.pdf>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- INL - Idaho National Laboratory (2010). Summary for the Next Generation Nuclear Plant Project In Review (INL/EXT-10-19142). Idaho National Laboratory.
- INL - Idaho National Laboratory (2011). NGNP Project - 2011 Status and Path Forward. Idaho National Laboratory. Online verfügbar unter <https://inldigitalibrary.inl.gov/sites/sti/sti/5250275.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- INL - Idaho National Laboratory (2020): Stempton, J. D. AGR-5/6/7 Post-Irradiation Examination Plan, Project No. 29412, 23841 (INL/EXT-20-59111). Idaho National Laboratory.
- Institut für Festkörper-Kernphysik (2019): Böhm, D.; Huke, A.; Ruprecht, G.; Weißbach, D.; Gottlieb, S.; Czerski, K.; Macian-Juan, R. Partitionierung radioaktiver Abfallstoffe durch Rektifikation. Institut für Festkörper-Kernphysik.
- Institute for Security Studies (2010): Figg, D. Nuclear Energy Rethink?, The rise and demise of South Africa's Pebble Bed Modular Reactor (ISS Paper, 210). Institute for Security Studies.
- IPCC - Intergovernmental Panel on Climate Change (2022). Climate Change 2022: Mitigation of Climate Change. Contribution of Working Group III to the Sixth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change. Intergovernmental Panel on Climate Change. Shukla, P. R.; Skea, J.; Slade, R.; Al Khourdajie, A.; van Diemen, R.; McCollum, D. et al. (Hg.). Cambridge University Press, Cambridge, UK and New York, NY, USA. Online verfügbar unter doi: 10.1017/9781009157926, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- IPFM - International Panel on Fissile Materials (2010): Cochran, T. B.; Feiveson, H. A.; Patterson, W.; Pshakin, G.; Ramana, M.; Schneider, M.; Suzuki, T.; Hippel, F. v. Fast Breeder Reactor Programs: History and Status (Research Report, 8). International Panel on Fissile Materials.
- IPFM - International Panel on Fissile Materials (2017): Zhang, H. China's Fissile Material Production and Stockpile (Research Report, 17). International Panel on Fissile Materials. Online verfügbar unter <https://fissilematerials.org/library/rr17.pdf>, zuletzt geprüft am 16.11.2022.

- IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2015). Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire. Online verfügbar unter http://www.irsn.fr/EN/newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf, zuletzt geprüft am 09.03.2023.
- IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2019). International panorama of research on alternatives to geological disposal of high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Report/2019-00318). Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.
- ISE - Fraunhofer-Institut für solare Energiesysteme (2018). Stromentstehungskosten erneuerbarer Energien. Fraunhofer-Institut für solare Energiesysteme. Freiburg.
- ISE - Fraunhofer-Institut für solare Energiesysteme (2021). Stromentstehungskosten erneuerbarer Energien. Fraunhofer-Institut für solare Energiesysteme. Freiburg. Online verfügbar unter <https://www.ise.fraunhofer.de/de/veroeffentlichungen/studien/studie-stromgestehungskosten-erneuerbare-energien.html>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- ISR - Universität für Bodenkultur Wien, Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften (2021): Frieß, F.; Arnold, N.; Liebert, W.; Müllner, N. Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung von Konzepten zu Partitionierungs- und Transmutationsanlagen für hochradioaktive Abfälle. Wissenschaftliches Gutachten im Auftrag des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) (BASE-Forschungsberichte zur Sicherheit der nuklearen Entsorgung, BASE-002/21). Universität für Bodenkultur Wien, Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften. Online verfügbar unter <http://nbn-resolving.de/urn:nbn:de:0221-2021030826033>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- ISS - Institute for Security Studies (2010): Fig, D. Nuclear energy rethink? The rise and demise of South Africa's Pebble Bed Modular Reactor. Institute for Security Studies. South Africa. Online verfügbar unter <https://journals.co.za/doi/10.10520/EJC48877>, zuletzt geprüft am 07.06.2022.
- Jin, Y.; Andersson, H.; Zhang, S. (2016): Air Pollution Control Policies in China: A Retrospective and Prospects. In: *International Journal of Environmental Research and Public Health* 13 (12), S. 1219. DOI: 10.3390/ijerph13121219.
- Jorgensen, L. (2017): ThorCon reactor. In: Dolan, T. J. (Hg.): Molten Salt Reactors and Thorium Energy. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 557–564.
- Joskow, P. L. (1982): Problems and prospects for nuclear energy in the United States. In P.L. Daneke, G.A. (Ed.). In: P.L. Daneke, G. A. und Daneke, G. A. (Hg.): Energy, economics, and the environment. Toward a comprehensive perspective. Lexington, Mass.: Lexington Books D.C. Heath, S. 231–245.
- Kadak, A. C. (2016): The Status of the US High-Temperature Gas Reactors. In: *Engineering* 2 (1), S. 119–123. DOI: 10.1016/J.ENG.2016.01.026.
- Kadi, Y. (2016): 2016 Application of Accelerators to Nuclear Energy, ASP16 – 4th African School of Fundamental Physics and Applications. CERN. Veranstalter: University of Rwanda. Kigali, Rwanda, 17.08.2016.
- Kang, J.; Hippel, F. v. (2017): Reprocessing policy and South Korea's new government. Taylor and Francis for Bulletin of the Atomic Scientists (Hg.). Online verfügbar unter <https://thebulletin.org/2017/05/reprocessing-policy-and-south-koreas-new-government/>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.

- Kauric, G. (2019): Interactions between Sodium and Fission Products in Case of a Severe Accident in a Sodium-cooled Fast Reactor. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 19.06.2019.
- KfK - Kernforschungszentrum Karlsruhe (1966): Müller, A.; Benndorf, K.; Böhm, H.; Bönisch, G.; Eggers, B.; Fischer, M.; Frisch, W.; Gupta, D.; Häfele, W.; Hofmann, F.; Keiper, P.; Kiefhaber, E.; Lang, W. et al. Referenzstudie für den 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D1) (KfK, 392). Kernforschungszentrum Karlsruhe. Karlsruhe.
- KfK - Kernforschungszentrum Karlsruhe (1967): Kiefhaber, E. Reactivity Coefficients of Steam-Cooled Fast Breeders (KfK, 629). Kernforschungszentrum Karlsruhe. Karlsruhe.
- KfK - Kernforschungszentrum Karlsruhe (1971). Gasbrüter-Memorandum, Ergebnisse einer Untersuchung über die Realisierbarkeit und Wirtschaftlichkeit eines gasgekühlten Schnellen Brütters (KfK, 1375). Kernforschungszentrum Karlsruhe. Karlsruhe.
- Khalil, H.; Lineberry, J. E.; Cahalan, J. E.; Willit, J. L.; Spencer, B. W.; Hayes, S. L.; Crawford, D. C.; Wade, D. C.; Hill, D. J.: Preliminary assessment of the BREST reactor design and fuel cycle concept (Argonne National Lab., IL (US), ANL-00/22). Online verfügbar unter <https://www.osti.gov/biblio/768560>.
- Kim, B. G.; Yeo, S.; Lee, Y. W.; Cho, M. S. (2015): Comparison of diffusion coefficients and activation energies for Ag diffusion in silicon carbide. In: *Nuclear Engineering and Technology* 47 (5), S. 608–616. DOI: 10.1016/j.net.2015.05.004.
- Kim, J.; Byrne, J. (1996): The Asian Atom: Hard-Path Nuclearization in East Asia. In: Byrne, J. (Hg.): *Governing the Atom*. 1. Aufl. United Kingdom: Routledge (Taylor and Francis Group), S. 271–297. Online verfügbar unter <https://www.taylorfrancis.com/books/9781000661378/chapters/10.4324/9780429334016-13>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Kim, S. K.; Ko, W. I.; Lee, Y. H. (2013): Economic Viability of Metallic Sodium-Cooled Fast Reactor Fuel in Korea. In: *Science and Technology of Nuclear Installations 2013*, S. 1–10. DOI: 10.1155/2013/412349.
- Kindt, T.; Haque, H. (1992): Recriticality of the HTR-Module Power Reactor after Hypothetical Accidents. In: *Nuclear Engineering and Design* 137 (1), S. 107.
- KIT - Karlsruhe Institut für Technologie (2011). Status report 109 - High Performance Light Water Reactor (HP-LWR) (IAEA ARIS). Karlsruhe Institut für Technologie. Online verfügbar unter <https://aris.iaea.org/PDF/HP-LWR.pdf>, zuletzt geprüft am 29.08.2022.
- KIT - Karlsruhe Institut für Technologie (2012): Schulenberg, T.; Starflinger, J. High Performance Light Water Reactor : Design and Analyses. Karlsruhe Institut für Technologie. Karlsruhe. Online verfügbar unter <http://digbib.ubka.uni-karlsruhe.de/volltexte/1000025989>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Kloosterman, J. L. (2017): Safety assessment of the molten salt fast reactor (SAMOFAR). In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 565–570.
- KNS - Korean Nuclear Society (2009): Oh, S. K.; Lee, Y. J.; Ham, T. K.; Seo, M. H.; Hong, S. T.; Kwon, T. an. Sustainomics of the AMBIDEXTER-NEC Fuel Cycle and Management. Korean Nuclear Society. Online verfügbar unter https://www.kns.org/files/pre_paper/10/85%EC%98%A4%EC%84%B8%EA%B8%B0.pdf, zuletzt geprüft am 21.11.2022.

- Ko, H.; Deng, J.; Szlufarska, I.; Morgan, D. (2016): Ag diffusion in SiC high-energy grain boundaries: Kinetic Monte Carlo study with first-principle calculations. In: *Computational Materials Science* 121, S. 248–257. DOI: 10.1016/j.commatsci.2016.04.027.
- Ko, H.; Szlufarska, I.; Morgan, D. (2017): Cs diffusion in SiC high-energy grain boundaries. In: *Journal of Applied Physics* 122 (10), S. 105901. DOI: 10.1063/1.4989389.
- Kostin, V. I.; Vasil'ev, B. A. (2007): Problems of BN-800 construction and the possibilities of developing advanced fast reactors. In: *Atomic Energy* 102 (1), S. 19–24. DOI: 10.1007/s10512-007-0002-6.
- Krall, L.; Macfarlane, A. (2018): Burning waste or playing with fire? Waste management considerations for non-traditional reactors. In: *Bulletin of the Atomic Scientists* 74 (5), S. 326–334. DOI: 10.1080/00963402.2018.1507791.
- Kramer, K.; Latkowski, J.; el-dasher, b.; vandevanter, M.; Xu, C.; Araiza, A.; Lockwood, T.; Kelleher, B.; Wardle, K.; Cisneros, T.; Walter, D.; Mottsegood, P.; Gagnon, S. et al. (2019): TerraPower's Molten Chloride Fast Reactor Technology. Molten Salt Workshop, 2019. Online verfügbar unter https://www.researchgate.net/publication/337402797_TerraPower%27s_Molten_Chloride_Fast_Reactor_Technology.
- Křepel, J. (2017): Molten Salt Reactor Research in Switzerland. Paul Scherrer Institut. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF). Schweiz, 24.01.2017. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/09_jiri_krepel_switzerland_2017-03-09_11-36-14_770.pdf, zuletzt geprüft am 13.03.2017.
- Krepel, J.; Kramer, K. J. (2021): Molten Chloride Fast Reactors (MCFRs). In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 625–642.
- Krivitski, I. Y. (2001): BN-800 – HISTORY AND PERSPECTIVE (Proceedings International Youth Nuclear Congress 2000: Youth, Future, Nuclear, INIS-SK--2002-01). Online verfügbar unter https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/011/33011199.pdf?r=1, zuletzt geprüft am 31.01.2023.
- Krzysztozek, G. (2015): The Characteristics and Irradiation Capabilities of MARIA Research Reactor in NCBJ Świerk. 2nd Int. Workshop Irradiation for Nuclear Materials: Flux and Dose Effect. NCBJ, Department of Nuclear Energy. Veranstalter: CEA. INSTN Cadarache, France, 2015. Online verfügbar unter https://www.ncbj.gov.pl/sites/default/files/epjconf_minos2015_01004.pdf, zuletzt geprüft am 21.10.2022.
- Kugeler, K.; Schulten, R. (1989): Überblick über HTR-Anlagen. In: Kugeler, K. und Schulten, R. (Hg.): *Hochtemperaturreakorteknik*. Berlin: Springer, S. 15–43.
- Kugeler, K.; Zhang, Z. (2019): *Modular High-temperature Gas-cooled Reactor Power Plant* (Springer eBook Collection). Berlin, Heidelberg: Springer Berlin Heidelberg.
- Küppers, C.; Hahn, L.; Heinzl, V.; Weil, L. (2014): *Der Versuchsreaktor AVR - Entstehung, Betrieb und Störfälle, Abschlussbericht der AVR-Expertengruppe*.
- Küppers, C.; Pistner, C. (2012): Funktionsweise – Von Kernreaktoren und Reaktorkonzepten. In: Neles, J. M. und Pistner, C. (Hg.): *Kerntechnik. Eine Technik für die Zukunft?* Berlin, Heidelberg: Springer Vieweg (Technik im Fokus).
- Kütt, M.; Frieß, F.; Englert, M. (2014): Plutonium Disposition in the BN-800 Fast Reactor, An Assessment of Plutonium Isotopics and Breeding. In: *Science & Global Security* 22 (3), S. 188–208. DOI: 10.1080/08929882.2014.952578.

- Kuzina, I. (2021): Experimental R&D in Russia to justify Sodium Fast Reactors. GIF Webinar. Institute for Physics and Power Engineering, Joint-Stock Company. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 23.09.2021.
- Kuznetsov, A. E.; Vasilev, B. A.; Farakshin, M. R.; Belov, S. B.; Sheryakov, V. S. (2018): The BN-800 Core with MOX Fuel. In: *Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Proceedings of an International Conference Held in Yekaterinburg, Russian Federation, 26-29 June 2017.* Yekaterinburg, Russian Federation. International Atomic Energy Agency (IAEA). Vienna (Proceedings Series).
- Lagniel, J.-M. (1998): High-Intensity LINAC Studies in France. In: *Proceedings of the XIX international LINAC Conference.* Chicago, 22.–28. August 1998.
- Latkowski, J. (2021): TerraPower's Molten Chloride Fast Reactor (MCFR), Merits and Viability of Different Nuclear Fuel Cycles and Technology Options and the Waste Aspects of Advanced Nuclear Reactors: February 22 and 23, 2021, Meeting. TerraPower, LLC. Veranstalter: National Academies, 22.02.2021. Online verfügbar unter <https://www.nationalacademies.org/event/02-22-2021/merits-and-viability-of-different-nuclear-fuel-cycles-and-technology-options-and-the-waste-aspects-of-advanced-nuclear-reactors-february-22-and-23-2021-meeting>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Lazard (2022). Lazard's Levelized Cost of Energy Analysis. Analysis (Levelized costs of Energy, 15.0). Lazard. Online verfügbar unter <https://www.lazard.com/media/451881/lazards-levelized-cost-of-energy-version-150-vf.pdf>, zuletzt geprüft am 08.03.2022.
- LeBlanc, D. (2010): Molten salt reactors: A new beginning for an old idea. In: *Nuclear Engineering and Design* 240 (6), S. 1644–1656. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2009.12.033.
- LeBlanc, D.; Rodenburg, C. (2017): Integral molten salt reactor. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy.* Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 541–556.
- Lee, C. B. (2021): Metal Fuel for Prototype Generation-IV SFR: Design, Fabrication and Qualification. GIF Webinar. Korea Atomic Energy Research Institute. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 28.10.2021.
- Lee, D. H.; Sooeun, K.; Joo, J.; Lee, M.-K.; Kim, S.-S.; Yang, M.-H.; Lim, C. Y. (2018): A Study on prospect of Nuclear R&D Fund under the new Energy Roadmap in Korea and Policy Recommendations. *Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting.* Korea Atomic Energy Research Institute. Jeju, Korea, 2018. Online verfügbar unter https://www.kns.org/files/pre_paper/39/18S-441%EC%9D%B4%EB%8F%99%ED%9B%88.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Lee, J.; Eoh, J.; Yoon, J.; Son, S.-K.; Kim, H. (2022): Design of large-scale sodium thermal-hydraulic integral effect test facility, STELLA-2. In: *Nuclear Engineering and Technology* 54 (9), S. 3551–3566. DOI: 10.1016/j.net.2022.04.016.
- Lee, Y.; Son, S.; Park, H. (2020): Analysis of Korea's nuclear R&D priorities based on private Sector's domestic demand using AHP. In: *Nuclear Engineering and Technology* 52 (11), S. 2660–2666. DOI: 10.1016/j.net.2020.04.029.
- Lemaire, M.; Lee, H.; Tak, N.; Lee, H. C.; Lee, D. (2017): Multi-physics steady-state analysis of OECD/NEA modular high temperature gas-cooled reactor MHTGR-350. In: *Journal of Nuclear Science and Technology* 54 (6), S. 668–680. DOI: 10.1080/00223131.2017.1299649.
- Leung, L. (2017): Super-Critical Water-Cooled Reactors. GIF Webinar. SCWR System Steering Committee. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 28.03.2017.

- Leung, L. K.; Huang, Y. P.; Dostal, V.; Yamaji, A.; Sedov, A. (2018): An Update On The Development Status Of The Super-Critical Watercooled Reactors. In: 2018 GIF Symposium Proceedings. Generation IV International Forum (GIF), S. 43–50.
- Lévêque, F. (2014): The economics and uncertainties of nuclear power. Cambridge: Cambridge University Press.
- Lewis, J. W.; Xue, L. (1988): China builds the bomb (ISIS studies in international policy): Stanford University Press.
- Li, F.; Chen, F.; Wang, H.; Dong, Y.; Zhang, Z. (2020): One implementation of vented low pressure containment for HTR. In: *Nuclear Engineering and Design* 356, S. 110412. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.110412.
- Li, X.; Li, X.; Shi, L.; Zhang, Z.; He, S. (2011): Safety Analysis for Hot Gas Duct Vessel in HTR-PM. In: *Nuclear Technology* 174 (1), S. 29–40. DOI: 10.13182/NT11-A11677.
- Lianjie, W.; Di, L.; Wenbo, Z.; Bangyang, X.; Xiang, L.; Qing, L. (2018): Three Dimensional Transient Analysis For Control Rods Drop Into CSR1000 Core. In: 2018 GIF Symposium Proceedings. Generation IV International Forum (GIF), S. 131–136.
- Lin, B.; Bae, N.; Bega, F. (2020): China's Belt & Road Initiative nuclear export: Implications for energy cooperation. In: *Energy Policy* 142, S. 111519. DOI: 10.1016/j.enpol.2020.111519.
- LLNL - Lawrence Livermore National Laboratory (2017): Robel, M.; Reed, L.; Ebbinghaus, B. Proliferation and Security Risks Associated with TerraPower's Molten Salte Reactor Preconceptual Design. Lawrence Livermore National Laboratory.
- Löffler, K.; Hainsch, K.; Burandt, T.; Oei, P.-Y.; Kemfert, C.; Hirschhausen, C. v. (2017): Designing a Model for the Global Energy System—GENeSYS-MOD: An Application of the Open-Source Energy Modeling System (OSeMOSYS). In: *Energies* 10 (10), S. 1468. DOI: 10.3390/en10101468.
- Lohnert, G. H. (1992): The consequences of water ingress into the primary circuit of an HTR-Module - From design basis accident to hypothetical postulates. In: *Nuclear Engineering and Design* 134 (2-3), S. 159–176. DOI: 10.1016/0029-5493(92)90137-K.
- Lovins, A. B. (2022): US nuclear power: Status, prospects, and climate implications. In: *The Electricity Journal* 35 (4), S. 107122. DOI: 10.1016/j.tej.2022.107122.
- Magill, J.; Peerani, P. (1999): (Non-) Proliferation Aspects of Accelerator Driven Systems, Proceedings of the Workshop Innovative Options in the Field of Nuclear Fission Energy. In: *J. Phys. IV France* 9 (9), S. 167–181.
- Maloy, S. A. (2018): Materials Challenges For Generation IV Reactors. GIF Webinar. Los Alamos National Laboratory. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 21.02.2018.
- Mankins, J. C. (2009): Technology readiness assessments: A retrospective. In: *Acta Astronautica* 65 (9-10), S. 1216–1223. DOI: 10.1016/j.actaastro.2009.03.058.
- Mark, J. C. (1993): Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. In: *Science & Global Security* 4, S. 111–128.
- Martensson, A. (1992): Inherently Safe Reactors. In: *Energy Policy* 20, S. 660–671.
- Mausolf, Z.; DeHart, M.; Goluoglu, S. (2021): Design and assessment of a molten chloride fast reactor. In: *Nuclear Engineering and Design* 379, S. 111181. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2021.111181.
- Mayorshin, A.; Bychkov, A.; Kormilitsyn, M.; Kisly, V.; Shishalov, O.; Yefimov, V.; Zhemkov, I.; Teykovtsev, A.; Dvoretzky, V.; Novoselov, A. (2002): Experimental Transmutation of Neptunium

- in the BOR-60 Reactor in the Form of Vibropac UNpO₂ Fuel. In: Proceedings 7th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Jeju, Republik Korea, 14.-16.10.2002. OECD Nuclear Energy Agency (NEA), S. 571–580.
- Mikityuk, K. (2019): European Sodium Fast Reactor: An Introduction. GIF Webinar. Paul Scherrer Institut. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 15.04.2019.
- Minato, K.; Sawa, K.; Koya, T.; Tomita, T.; Ishikawa, A.; Baldwin, C. A.; Gabbard, W. A.; Malone, C. M. (2000): Fission Product Release Behavior of Individual Coated Fuel Particles for High-Temperature Gas-Cooled Reactors. In: *Nuclear Technology* 131, S. 36–47.
- Ming, Z.; Yingxin, L.; Shaojie, O.; Hui, S.; Chunxue, L. (2016): Nuclear energy in the Post-Fukushima Era: Research on the developments of the Chinese and worldwide nuclear power industries. In: *Renewable and Sustainable Energy Reviews* 58, S. 147–156. DOI: 10.1016/j.rser.2015.12.165.
- Minin, N.; Vlček, T. (2018): Post-Fukushima performance of the major global nuclear technology providers. In: *Energy Strategy Reviews* 21, S. 98–110. DOI: 10.1016/j.esr.2018.05.006.
- Ministerstwa Klimatu i Środowiska (2021). Energy Policy of Poland until 2040. Ministerstwa Klimatu i Środowiska. Warschau. Online verfügbar unter <https://www.gov.pl/web/klimat/polityka-energetyczna-polski>, zuletzt geprüft am 21.10.2022.
- Ministry of Climate (2020): Państwowa Agencja Atomistyki. Polish Nuclear Programme. Strategic Report. Ministry of Climate. Online verfügbar unter <https://www.gov.pl/attachment/4cddd10a-5e8b-414d-bb95-670f6507d73e>, zuletzt geprüft am 02.08.2022.
- Ministry of Trade, Industry and Energy (2017). The 8th Basic Plan for Long-term Electricity Supply and Demand (2017-2031) (2017-611). Ministry of Trade, Industry and Energy. Seoul. Online verfügbar unter <https://policy.asiapacificenergy.org/sites/default/files/8th%20Basic%20Plan%20for%20Long-term%20Electricity%20Supply%20and%20Demand%20%282017%20-%202031%29.pdf>, zuletzt geprüft am 14.10.2022.
- MIT - Massachusetts Institute of Technology (2003): Deutch, J.; Moniz, E. J.; Ansolabehere, S.; Driscoll, M.; Gray, P. E.; Holdren, J. P.; Joskow, P. L.; Lester, R. K.; Todreas, N. E. The Future of Nuclear Power, An Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology.
- MIT - Massachusetts Institute of Technology (2018). The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World. Massachusetts Institute of Technology. Online verfügbar unter <http://energy.mit.edu/wp-content/uploads/2018/09/The-Future-of-Nuclear-Energy-in-a-Carbon-Constrained-World.pdf>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Mitev, L. (2014): Experimenting with Lead-Bismuth Technology in Belgium. In: *ATW - International Journal for Nuclear Power* 59 (3), S. 150–152.
- Modolo, G.; Wilden, A.; Geist, A.; Magnusson, D.; Malmbeck, R. (2012): A review of the demonstration of innovative solvent extraction processes for the recovery of trivalent minor actinides from PUREX raffinate. In: *Radiochimica Acta* (100), S. 715–725.
- Moniz, E. (2011): Why We Still Need Nuclear Power. In: *Foreign Affairs* 90 (6), S. 83–94. Online verfügbar unter <http://search.ebscohost.com/login.aspx?direct=true&db=bth&AN=66803982&site=ehost-live>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Moormann, R. (2008): Fission Product Transport and Source Terms in HTRs: Experience from AVR Pebble Bed Reactor. In: *Science and Technology of Nuclear Installations*, S. 12.

- Moormann, R. (2011): Phenomenology of Graphite Burning in Air Ingress Accidents of HTRs. In: *Science and Technology of Nuclear Installations 2011* (1-2), S. 1–13. DOI: 10.1155/2011/589747.
- Moormann, R.; Kemp, R. S.; Li, J. (2018): Caution Is Needed in Operating and Managing the Waste of New Pebble-Bed Nuclear Reactors. In: *Joule* 2 (10), S. 1911–1914. DOI: 10.1016/j.joule.2018.07.024.
- Mooz, W. E. (1980): A second cost analysis of light water reactor power plants (R, 2504-RC). Santa Monica, CA: Rand Corp. Online verfügbar unter <https://www.rand.org/pubs/reports/R2504.html>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Mycle Schneider Consulting (2019): Schneider, M.; Froggatt, A. The World Nuclear Industry Status Report 2019. Mycle Schneider Consulting. Paris, Budapest.
- Mycle Schneider Consulting (2021): Schneider, M.; Froggatt, A.; Hazemann, J.; Ahmad, A.; Budjeryn, M.; Kaido, Y.; Kan, N.; Katsuta, T.; Laconde, T.; Le Moal, M.; Sakiyama, H.; Tatsujiro, S.; Ramana, M. V. et al. World Nuclear Industry Status Report 2021. Mycle Schneider Consulting. Online verfügbar unter <https://www.worldnuclearreport.org/IMG/pdf/wnisr2021-hr.pdf>, zuletzt geprüft am 01.10.2021.
- Mycle Schneider Consulting (2022): Schneider, M.; Froggatt, A.; Hazemann, J.; Hirschhausen, C. v.; Ramana, M. V.; Wimmers, A. J.; Sailer, M.; Schneider, N.; Suzuki, T.; Stienne, A.; Meinass, F.; Verbruggen, A. World Nuclear Industry Status Report 2022. Mycle Schneider Consulting. Paris. Online verfügbar unter <https://www.worldnuclearreport.org/IMG/pdf/wnisr2022-hr.pdf>, zuletzt geprüft am 06.10.2022.
- NASA - National Aeronautics and Space Administration, Advanced Concepts Office Office of Space Access and Technology (1995 (Edited 2004)): Mankins, J. Technology Readiness Level – A White Paper. National Aeronautics and Space Administration, Advanced Concepts Office Office of Space Access and Technology. Online verfügbar unter http://www.artemisinnovation.com/images/TRL_White_Paper_2004-Edited.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- NDRC - National Development and Reform Commission, Peoples Republic of China (2016). The 13th five-year plan for economic and social development of the people’s republic of China (2016–2020), Central Committee of the Communist Party of China. National Development and Reform Commission, Peoples Republic of China. China. Online verfügbar unter <https://en.ndrc.gov.cn/policies/202105/P020210527785800103339.pdf>, zuletzt geprüft am 13.10.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2000a): Reduction of capital costs of nuclear power plants (Nuclear development). Paris: Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2002). Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, A Comparative Study. OECD Nuclear Energy Agency.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2005). Accelerator and Spallation Target Technologies for ADS Applications, A Status Report (NEA No. 5421). OECD Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_13948/accelerator-and-spallation-target-technologies-for-ads-applications?details=true, zuletzt geprüft am 15.01.2021.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2006). Physics and Safety of Transmutation Systems, A Status Report (NEA No. 6090). OECD Nuclear Energy Agency. Paris.

- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2007): Innovation in Nuclear Energy Technology (Nuclear development): Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development. Online verfügbar unter <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/6103-innovation-technology.pdf>, zuletzt geprüft am 18.08.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2009): Independent evaluation of the MYRRHA Project, Report by an international team of experts (Nuclear science (OECD Nuclear Energy Agency)). Paris: Nuclear Energy Agency/Organisation for Economic Co-operation and Development. Online verfügbar unter <http://libweb.iaea.org/library/eBooks/nea6881-MYRRHA.pdf>, zuletzt geprüft am 02.08.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2011). Experimental Facilities for Sodium Fast Reactor Safety Studies (NEA/CSNI/R(2010)12). OECD Nuclear Energy Agency.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2011): Technology and Components of Accelerator-driven Systems. First International Workshop Proceedings, Karlsruhe, 15-17 March 2010 (NEA No. 6897).
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2015a). Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Short- to long-term considerations (7224). OECD Nuclear Energy Agency.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2015b): Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. Thirteenth Information Exchange Meeting, Seoul, Republic of Korea, 23-26 September 2014 (NEA/NSC/R(2015)2). Paris.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2017). NEA Benchmark of the Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor 350 MW Core Design Volumes I and II. OECD Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_19834/nea-benchmark-of-the-modular-high-temperature-gas-cooled-reactor-350-mw-core-design-volumes-i-and-ii?details=true, zuletzt geprüft am 20.10.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2018). Uranium 2018: Resources, Production and Demand. OECD Nuclear Energy Agency. Paris, France.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2020a). Unlocking Reductions in the Construction Costs of Nuclear: A Practical Guide for Stakeholders (7430). OECD Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_30653/unlocking-reductions-in-the-construction-costs-of-nuclear, zuletzt geprüft am 12.11.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2020b). Uranium 2020: Resources, Production and Demand. OECD Nuclear Energy Agency. Paris. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_52718/uranium-2020-resources-production-and-demand?details=true, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2021a). Regulatory Perspectives on Safety Aspects Related to Advanced Sodium Fast Reactors, Part 2. Neutronics and Criticality Safety of Sodium Fast Reactors (NEA/CNRA/R(2019)1). OECD Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_60806/regulatory-perspectives-on-safety-aspects-related-to-advanced-sodium-fast-reactors-part-2-neutronics-and-criticality-safety-of-sodium-fast-reactors, zuletzt geprüft am 05.07.2022.
- NEA - OECD Nuclear Energy Agency (2021b). Regulatory Perspectives on Safety Aspects Related to Advanced Sodium Fast Reactors, Part 4. Fuel Qualification for Sodium Fast Reactors (NEA/CNRA/R(2019)2). OECD Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_60526/regulatory-perspectives-on-safety-aspects-related-to

advanced-sodium-fast-reactors-part-4-fuel-qualification-for-sodium-fast-reactors, zuletzt geprüft am 15.01.2022.

- NEA (2000b): Utilisation and Reliability of High Power Proton Accelerators, Workshop Proceedings, Mito, Japan, 13-15 October 1998, Nuclear Energy Agency (Nuclear Science). Paris: OECD Publishing.
- Neles, J. M.; Pistner, C. (Hg.) (2012): Kerntechnik, Eine Technik für die Zukunft? (Technik im Fokus). Berlin, Heidelberg: Springer Vieweg.
- Nian, V. (2017): Global developments in advanced reactor technologies and international cooperation. In: *Energy Procedia* 143, S. 605–610. DOI: 10.1016/j.egypro.2017.12.734.
- Nishihara, T.; Tochio, D.; Shinohara, M.; Shimazaki, Y.; Nojiri, N.; Iyoku, T. (2011): Experience and Future Plan of Test Operation Using HTTR. In: Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering - 2010. 18th International Conference on Nuclear Engineering. Xi'an, China, May 17–21, 2010. American Society of Mechanical Engineers (ASME). Fairfield, S. 79–84.
- NNL - UK National Nuclear Laboratory (2010). The Thorium Fuel Cycle, The Thorium Fuel Cycle An independent assessment by the UK National Nuclear Laboratory (Position Paper). UK National Nuclear Laboratory. Warrington, U.K.
- Noori-kalkhoran, O.; Litskevich, D.; Detkina, A.; Jain, L.; Cartland-Glover, G.; Merk, B. (2022): On the Employment of a Chloride or Fluoride Salt Fuel System in Advanced Molten Salt Reactors, Part 1: Thermophysical Properties and Core Criticality. In: *Energies* 15 (23), S. 8865. DOI: 10.3390/en15238865.
- NPEC - Nonproliferation Policy Education Center (2018): Jones, G. S. Reactor-Grade Plutonium and Nuclear Weapons: Exploding the Myths. Nonproliferation Policy Education Center. Arlington, VA.
- NPEC - The Nonproliferation Policy Education Center (2004): Gilinsky, V.; Miller, M.; Hubbard, H. A Fresh Examination of the Proliferation Dangers of Light Water Reactors. The Nonproliferation Policy Education Center. Washington, D. C.
- NRC - National Research Council (1999): Evaluation of the U. S. Department of Energy's Alternatives for the Removal and Disposition of Molten Salt Reactor Experiment Fluoride Salts. Washington: National Academies Press.
- NRC - Nuclear Regulatory Commission (2004): Morris, R.; Petti, D.; Powers, D.; Boyack, B.; Rubin, M. TRISO-Coated Particle Fuel Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Fission Product Transport Due to Manufacturing, Operations, and Accidents. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D. C.
- NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2014): Flanagan, G. F.; Mays, G. T.; Madni, I. K. NRC Program on Knowledge Management for Liquid-Metal-Cooled Reactors (NUREG, KM-0007). U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D. C. Online verfügbar unter <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/knowledge/km0007/index.html>, zuletzt geprüft am 25.01.2022.
- NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2016). NRC Vision and Strategy: Safely Achieving Effective and Efficient Non-Light Water Reactor Mission Readiness. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Online verfügbar unter <https://www.nrc.gov/docs/ML1635/ML16356A670.pdf>, zuletzt geprüft am 13.03.2017.
- NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2019). Guidance for a Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-Based Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of

- Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-Light-Water Reactors (Draft Regulatory Guide, DG-1353). U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- NRC - U.S. Nuclear Regulatory Commission (2021): Drzewiecki, T.; Schmidt, J.; Wert, C. Van; Clifford, P. Fuel Qualification for Advanced Reactors: Draft Report for Comment (NUREG, 2246). U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, D. C. Online verfügbar unter <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2246/index.html>, zuletzt geprüft am 26.01.2022.
- NRDC - Natural Resources Defense Council (1995): Cochran, T. B.; Paine, C. E. Nuclear Weapons Databook, The Amount of Plutonium and Highly-Enriched Uranium Needed for Pure Fission Nuclear Weapons. Natural Resources Defense Council. Washington, D. C.
- Nuclear Engineering and Technology (2011): UK MOX Plant to close. In: *Nuclear Engineering and Technology* (September), 2011, S. 9.
- Nuclear Engineering International (NEI) (2009): Official Figures Show Scale of Sellafield MOX Plant losses. In: *Nuclear Engineering International (NEI)* (Mai), 2009, S. 5.
- Nuclear Engineering International (NEI) (2016): Russian reactions, Focus on Russia - Fast reactors. In: *Nuclear Engineering International (NEI)* (June), S. 22–24.
- Nupecc - Nuclear Physics European Collaboration Committee (2001): Napolitano, M. Accelerators for ADS, The Impact of Nuclear Science on Life Science. Nuclear Physics European Collaboration Committee. Online verfügbar unter <http://www.nupecc.org/iai2001/report/A4.pdf>.
- Nygaard, E. (2021): BWXT's Advanced Nuclear Reactor (BANR). Merits and Viability of Different Nuclear Fuel Cycles and Technology. Veranstalter: Natina Academies. USA (Online), 2021. Online verfügbar unter <https://www.nationalacademies.org/event/01-11-2021/docs/DD7F72C500641846CD3FC86C8D19F97B8889C926B7DE>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Oak Ridge National Laboratory (1982): Gilai, D.; Williams, M. L.; Cooper, J. H.; Laing, W. R.; Walker, R. L.; Raman, S.; Stelson, P. H. Experimental and Calculational Analyses of Actinide Samples Irradiated in EBR-II (ORNL-5791). Oak Ridge National Laboratory.
- Oak Ridge National Laboratory (1983): Walker, R. L.; Botts, J. L.; Cooper, J. H.; Adair, H. L.; Bigelow, J. E.; Raman, S. Characterisation of Actinide Physics Specimen for the US/UK Joint Experiment in the Dounreay Prototype Fast Reactor (ORNL-5986). Oak Ridge National Laboratory.
- OECD-NEA - Nuclear Energy Agency (2018). State-of-the-Art Report on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry (NEA No. 7267). Nuclear Energy Agency. Online verfügbar unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14970/state-of-the-art-report-on-the-progress-of-nuclear-fuel-cycle-chemistry?details=true, zuletzt geprüft am 15.01.2021.
- Ohshima, H.; Kubo, S. (2016): Sodium-cooled fast reactor. In: Pioro, I. L. (Hg.): Handbook of generation IV nuclear reactors. Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy, 103), S. 97–118.
- Oka, Y. (2010): Super light water reactors and super fast reactors, Supercritical-pressure light water cooled reactors. New York: Springer.
- Öko-Institut e.V. (1986): Frey, G.; Fritsche, U.; Herbert, A.; Kohler, S. Der Thorium-Hochtemperaturreaktor in Hamm und die geplanten Hochtemperaturreaktor-Varianten. Öko-Institut e.V. Freiburg.
- Öko-Institut e.V. (1989a): Hahn, L. Der kleine Hochtemperaturreaktor - letzter Strohalm der Atomindustrie?. Öko-Institut e.V.

- Öko-Institut e.V. (1989b): Hahn, L.; Nockenber, B. Beurteilung der in- und ausländischen Konzepte für kleine Hochtemperaturreaktoren. Öko-Institut e.V. Darmstadt.
- Öko-Institut e.V. (2017): Pistner, C.; Englert, M. Neue Reaktorkonzepte, Eine Analyse des aktuellen Forschungsstands. Im Auftrag der Schweizerischen Energie-Stiftung. Öko-Institut e.V. Darmstadt. Online verfügbar unter <https://www.oeko.de/fileadmin/oekodoc/Neue-Reaktorkonzepte.pdf>, zuletzt geprüft am 16.01.2020.
- Öko-Institut e.V. (2021a): Englert, M.; Mohr, S.; Kurth, S.; Chaudry, S. Verfolgung und Aufbereitung des Standes von Wissenschaft und Technik bei alternativen Entsorgungsoptionen für hoch radioaktive Abfälle (altEr). Öko-Institut e.V. Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (Hg.).
- Öko-Institut e.V. (2021b): Pistner, C.; Englert, M.; von Hirschhausen, C.; Steigerwald, B.; Donderer, R. Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von Small Modular Reactors (SMR). Öko-Institut e.V. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/berichte/kt/gutachten-small-modular-reactors.pdf?__blob=publicationFile&v=2, zuletzt geprüft am 15.01.2021.
- Öko-Institut e.V. (2022): Englert, M.; Chaudry, S.; Mohr, S.; Kurth, S.; Krob, F. Verfolgung und Aufbereitung des Standes von Wissenschaft und Technik bei alternativen Entsorgungsoptionen für hoch radioaktive Abfälle (altEr), Arbeitspaket 2. Öko-Institut e.V.
- Öko-Institut e.V.; ZNF - Universität Hamburg, Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung (2015): Kirchner, G.; Englert, M.; Pistner, C.; Kallenbach-Herbert, B.; Neles, J. M. Gutachten "Transmutation" (K-MAT 48). Öko-Institut e.V.; Universität Hamburg, Zentrum für Naturwissenschaft und Friedensforschung. Hamburg/Darmstadt. Online verfügbar unter https://www.bundestag.de/blob/400438/f54e3da4bbe76395bce2e40721212379/kmat_48-data.pdf, zuletzt geprüft am 24.03.2017.
- Olechowski, A.; Eppinger, S. D.; Joglekar, N. (2015): Technology readiness levels at 40: A study of state-of-the-art use, challenges, and opportunities. In: 2015 Portland International Conference on Management of Engineering and Technology (PICMET): IEEE / Institute of Electrical and Electronics Engineers Incorporated, S. 2084–2094. Online verfügbar unter <http://ieeexplore.ieee.org/document/7273196/>, zuletzt geprüft am 14.02.2022.
- Olivier, E. J.; Neethling, J. H. (2013): The role of Pd in the transport of Ag in SiC. In: *Journal of Nuclear Materials* 432 (1-3), S. 252–260. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2012.07.033.
- ORNL - Oak Ridge National Laboratory - Managed by UT- Battelle for the DOE (2010): Rosenthal, M. W. An Account of Oak Ridge National Laboratory's Thirteen Nuclear Reactors (ORNL/TM-2009/181). Oak Ridge National Laboratory - Managed by UT- Battelle for the DOE. Online verfügbar unter <https://citeseerx.ist.psu.edu/document?repid=rep1&type=pdf&doi=b6e5436fc57a3e6ab7c469344150812c0f8063e2>, zuletzt geprüft am 20.11.2022.
- ORNL - Oak Ridge National Laboratory (1947): McCullough, C. R. Summary Report On Design And Development Of High Temperature Gas-Cooled Power Pile (MonN-383). Oak Ridge National Laboratory.
- ORNL - Oak Ridge National Laboratory (2018): Busby, J.; Garrison, L.; Lin, L.; Raiman, S.; Sham, S.; Silva, C.; Wang, H. Technical Gap Assessment for Materials and Component Integrity Issues for Molten Salt Reactors (ORNL/SPR-2019/1089). Oak Ridge National Laboratory.

- ORNL - Oak Ridge National Laboratory (2020): Kovacic, D.; Logan, S. Final Report for CRADA/NFE-18-07194 with TerraPower LLC (ORNL/SPR-2020/1564). Oak Ridge National Laboratory.
- ORNL - Oak Ridge National Laboratory (2021): Holcomb, D. E.; Huning, A. J.; Muhlheim, M. D.; Denning, R. S.; Flanagan, G. F. Molten Salt Reactor Fundamental Safety Function PIRT (ORNL/TM-2021/2176). Oak Ridge National Laboratory. Online verfügbar unter <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub165504.pdf>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Ougouag, A.; Gougar, H.; Terry, W.; Mphahlele, R.; Ivanov, K. (2004): Optimal moderation in the pebble-bed reactor for enhanced passive safety and improved fuel utilization., PHYSOR 2004 The Physics of Fuel Cycle and Advanced Nuclear Systems: Global Developments. Online verfügbar unter <https://www.ipen.br/biblioteca/cd/physor/2004/PHYSOR04/papers/97658.pdf>, zuletzt geprüft am 26.11.2022.
- Pacific Northwest Laboratory (2018): Riley, B.; McFarlane, J.; DeCul, G.; Vienna, J.; Contescu, C.; Hay, L.; Savino, A.; Adkins, H. Identification of Potential Waste Processing and Waste Form Options for Molten Salt Reactors (PNNL-27723). Pacific Northwest Laboratory.
- Pacific Northwest Laboratory (2020): Arm, S. T.; Holcomb, D. E.; Howard, R. L.; Riley, B. Status of Fast Spectrum Molten Salt Reactor Waste Management Practice. Pacific Northwest Laboratory.
- Pakhomov, I. (2018): BN-600 And BN-800 Operating Experience. GIF Webinar. Institute for Physics and Power Engineering. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 19.12.2018. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2019-01/gifiv_webinar_pakhomov_19_dec_2018_final.pdf, zuletzt geprüft am 19.11.2022.
- Pautz, A. (2017): Welcome to the Molten Salt Reactor Workshop at PSI. Paul Scherrer Institut. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF). Schweiz, 24.01.2017. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-03/01_andreas_pautz_switzerland_2017-03-09_11-36-12_454.pdf, zuletzt geprüft am 13.03.2017.
- Pedersen, T. J. (2017): Copenhagen Atomics waste burner. In: Dolan, T. J. (Hg.): Molten Salt Reactors and Thorium Energy. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 599–607.
- Pirola, I. L. (Hg.) (2016): Handbook of generation IV nuclear reactors (Woodhead Publishing series in energy, 103). Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier.
- Pistner, C. (1999): Emerging Nuclear Technologies, The Example of Carlo Rubbia's Energy Amplifier. In: *Inesap Information Bulletin* (17), S. 61–64.
- Plum, M. (2013): Challenges Facing High Power Proton Accelerators, Proceedings of IPAC2013. Shanghai, China.
- Poette, C.; Guedeney, P.; Stainsby, R.; Mikityuk, K.; Knol, S. (2013): Gas Cooled Fast Reactors: Recent advances and prospects. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13). Veranstalter: International Atomic Energy Agency (IAEA). Paris, March 2013. Online verfügbar unter https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:45089491, zuletzt geprüft am 09.11.2022.
- Poinssot, C.; Rostaing, C.; Grandjean, S.; Boullis, B. (2012): Recycling the actinides, the cornerstone of any sustainable nuclear fuel cycles. In: *Procedia Chemistry* (7), S. 349–357.
- PSI - Paul Scherrer Institut (1996): Brogli, R.; Foskolos, K.; Goetzmann, C.; Kröger, W.; Stanculescu, A.; Wydler, P. Fortgeschrittene nukleare Systeme im Vergleich (PSI-Bericht, 96-

- 17). Paul Scherrer Institut. Villigen, Schweiz. Online verfügbar unter http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/005/28005589.pdf, zuletzt geprüft am 30.03.2017.
- Qvist, S. (2021): Introduction to Breed and Burn Reactors. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 609–624. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780124095489122110>.
- Radkau, J. (1983): *Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945-1975, Verdrängte Alternativen in der Kerntechnik und der Ursprung der nuklearen Kontroverse*. Reinbek b. Hamburg: Rowohlt.
- Ramana, M. V. (2016): The Checkered Operational History of High Temperature Gas Cooled Reactors. In: *Bulletin of the Atomic Scientist* 72, S. 171–179.
- Ramana, M. V.; Saikawa, E. (2011): Choosing a standard reactor: International competition and domestic politics in Chinese nuclear policy. In: *Energy* 36 (12), S. 6779–6789. DOI: 10.1016/j.energy.2011.10.022.
- Raqué, M.; Schulenberg, T. (2011): Safety analyses for a SCWR in-pile fuel assembly. In: *atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie* (56), S. 492–494.
- Rat der Europäischen Union (2014). Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (Amtsblatt der Europäischen Union, L 219/42). Rat der Europäischen Union.
- Rawool-Sullivan, M.; Moskowicz, P. D.; Shelenkova, L. N. (2002): Technical and proliferation-related aspects of the dismantlement of Russian Alfa-Class nuclear submarines. In: *The Nonproliferation Review* 9 (1), S. 161–171. DOI: 10.1080/10736700208436881.
- Reed, B. C. (2021): Manhattan Project. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 78–91. Online verfügbar unter <https://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/B9780128197257000428>, zuletzt geprüft am 29.08.2022.
- Reitsma, F. (2021): Pebble Bed Gas Cooled Reactors. In: Greenspan, E. (Hg.): *Encyclopedia of nuclear energy*. Amsterdam: Elsevier, S. 721–731. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780128197257001884>.
- Renn, O. (Hg.) (2014): *Partitionierung und Transmutation, Forschung – Entwicklung – Gesellschaftliche Implikationen*, acatech STUDIE, Deutsche Akademie der Technikwissenschaften. München: Herbert Utz Verlag GmbH.
- Reutler, H.; Lohnert, G. H. (1984): Advantages of going modular in HTRs. In: *Nuclear Engineering and Design* 78 (2), S. 129–136. DOI: 10.1016/0029-5493(84)90298-X.
- Riley, B. J.; McFarlane, J.; DelCul, G. D.; Vienna, J. D.; Contescu, C. I.; Forsberg, C. W. (2019): Molten salt reactor waste and effluent management strategies: A review. In: *Nuclear Engineering and Design* 345, S. 94–109. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.02.002.
- Rimpault, G.; Darde, P.; Mellier, F.; Dagan, R.; Schikorr, M.; Weisenburger, A.; Maes, D.; Sobolev, V.; Arien, B.; Lamberts, D.; Bruyn, D. de; Mueller, A. C.; Biarrotte, J. L. (2013): The Issue of Accelerator Beam Trips for Efficient ADS Operation. In: *Nuclear Technology* 184 (2), S. 249–260. DOI: 10.13182/NT12-75.
- Robertson, S.; Smith, S.; Massie, M.; Dewan, L. (2017): Transatomic Power. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 581–598.

- Rodriguez, G. (2018): ASTRID - Lessons Learned. GIF Webinar. Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), 30.06.2018.
- Rohde, M.; Peeters, J. W. R.; Pucciarelli, A.; Kiss, A.; Rao, Y. F.; Onder, E. N.; Muehlbauer, P.; Batta, A.; Hartig, M.; Chatoorgoon, V.; Thiele, R.; Chang, D.; Tavoularis, S. et al. (2016): A Blind, Numerical Benchmark Study on Supercritical Water Heat Transfer Experiments in a 7-Rod Bundle. In: *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science* 2 (2). DOI: 10.1115/1.4031949.
- Rosatom (2015): SVBR-100, Rosatom. Online verfügbar unter <http://www.akmeengineering.com/svbr100.html>, zuletzt geprüft am 30.11.2015.
- Rosatom (2019). State Atomic Energy Corporation Rosatom, Performance in 2019 (Annual Report). Rosatom. Moskau. Online verfügbar unter <https://www.report.rosatom.ru/index.php?id=672&yr=708>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Rose, A. de; Olivieri, N.; Strazza, C.; Tawil-Jamault, D.; Buna, M.; Peeters, L.; Stevens, T. (2017): Technology readiness level: guidance principles for renewable energy technologies : annexes. Hg. v. Directorate-General for Research und European Commission (Innovation): Publications Office of the European Union. Online verfügbar unter <https://data.europa.eu/doi/10.2777/863818>, zuletzt geprüft am 11.02.2022.
- Rostaing, C.; Poinssot, C.; Warin, D.; Baron, P.; Lorraina, B. (2012): Development and Validation of the EXAm Separation Process for Single Am Recycling. In: *Procedia Chemistry*, S. 367–373. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.057.
- Rothwell, G. (2000): The Risk of Early Retirement of U.S. Nuclear Power Plants under Electricity Deregulation and CO2 Emission Reductions. In: *EJ* 21 (3), S. 61–87. DOI: 10.5547/ISSN0195-6574-EJ-Vol21-No3.
- Rothwell, G. (2016): *Economics of Nuclear Power*. Florence: Routledge.
- Rothwell, G. (2022): Projected electricity costs in international nuclear power markets. In: *Energy Policy* 164, S. 112905. DOI: 10.1016/j.enpol.2022.112905.
- Rubbia, C. (1995): A High Gain Energy Amplifier Operated with fast Neutrons. In: Proceedings of the first International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, AIP, 25-29. Juli 1994.
- Rubbia, C., et al (1997): Cern-Group Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier. In: Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste. IAEA (Status report, IAEA-TECDOC-985), S. 211.
- Sadin, S. R.; Povinelli, F. P.; Rosen, R. (1989): THE NASA TECHNOLOGY PUSH TOWARDS FUTURE SPACE MISSION SYSTEMS. In: Napolitano, L. G. (Hg.): Space and humanity. Selected proceedings of the 39th International Astronautical Federation Congress, Bangalore, India, 8-15 October 1988. Oxford: Pergamon Pr (Acta astronautica, 20), S. 73–77. Online verfügbar unter <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/B9780080378770500120>, zuletzt geprüft am 13.03.2022.
- Sarotto, M.; Castelliti, D.; Fernandez, R.; Lamberts, D.; Malambu, E.; Stankovskiy, A.; Jaeger, W.; Ottolini, M.; Martin-Fuertes, F.; Sabathé, L.; Mansani, L.; Baeten, P. (2013): The MYRRHA-FASTEF cores design for critical and sub-critical operational modes (EU FP7 Central Design Team project). In: *Nuclear Engineering and Design* 265, S. 184–200. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.08.055.

- Sato, H.; Yan, X. L.; Tachibana, Y.; Kunitomi, K. (2014): GTHTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency. In: *Nuclear Engineering and Design* 275, S. 190–196. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.05.004.
- Sausser, B. J.; Ramirez-Marquez, J. E.; Henry, D.; DiMarzio, D.: A system maturity index for the systems engineering life cycle. In: *International Journal of Industrial and Systems Engineering* 3 (6), S. 673–691. DOI: 10.1504/IJISE.2008.02068.
- Scheuermann, W.; Fütterer, M.; Haneklaus, N. (Hg.) (2017): The high temperature gas-cooled reactor :: safety considerations of the (V)HTR modul. Unter Mitarbeit von Kugeler, K.; Nabielek, H. und Buckthorpe, D., European Commission Joint Research Centre: Publications Office.
- Schmidt, G.; Kirchner, G.; Pistner, C. (2013): Endlagerproblematik – Können Partitionierung und Transmutation helfen? In: *Technikfolgenabschätzung – Theorie und Praxis* 22 (3), S. 52–58. Online verfügbar unter http://www.tatup-journal.de/tatup133_scua13a.php, zuletzt geprüft am 30.03.2017.
- Schönfeldt, T.; Klinkby, E. (2017): Molten salt thermal wasteburner. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 609–618.
- Schulenberg, T. (2020): Die vierte Generation der Kernreaktoren, Grundlagen, Typen und Nutzen verständlich erklärt. Berlin: Springer. Online verfügbar unter <https://ebookcentral.proquest.com/lib/kxp/detail.action?docID=6231458>.
- Schulenberg, T.; Leung, L. (2016): Super-critical water-cooled reactors. In: Piro, I. L. (Hg.): *Handbook of generation IV nuclear reactors*. Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy, 103), S. 189–220.
- Schulenberg, T.; Matsui, H.; Leung, L.; Sedov, A.; Koehly, C. (2012): Super-Critical Water-cooled Reactors (SCWRs). GIF Symposium 2012. SCWR System Steering Committee. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF), November 2012.
- Schumpeter, J. A. (1993): *Theorie der wirtschaftlichen Entwicklung, Eine Untersuchung über Unternehmervergewinn, Kapital, Kredit, Zins und den Konjunkturzyklus* 8. Aufl., unveränd. Nachdr. der 1934 erschienenen 4. Aufl. Berlin: Duncker und Humblot.
- SCK CEN - Studiocentrum voor Kernenergie - Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire (2015): MYRRHA included in European Commission investment plan for 1.5 billion euros, Studiocentrum voor Kernenergie - Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire. Online verfügbar unter http://myrrha.sckcen.be/en/News/20150109_myrrha_investment, zuletzt aktualisiert am 25.22.1015.
- SCK CEN (2002): Abderrahim, H. A.; Antoine, P.; Carchon, R.; Chaouadi, R.; Cornelissen, R.; Deboodt, P.; Dillen, A.; Engels, H.; Geerts, L.; Govaerts, P.; Gubel, P.; Hardeman, F.; Holmstock, L. et al. SCK-CEN, 1952-2002. SCK CEN. Paul Govaerts (Hg.). Mol. Online verfügbar unter <https://dokumen.tips/documents/the-belgian-nuclear-research-centre-sck-cen-welcome-to-the-history-of-the-belgian.html?page=1>, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- SCK CEN (2011). Highlights 2011. Annual Report. SCK CEN. Mol. Online verfügbar unter https://www.sckcen.be/sites/default/files/uploads/COM/Highlights/EN/SCK-CEN_highlights2011_ENG_web.pdf, zuletzt geprüft am 10.08.2022.
- SCK CEN (2013). Highlights 2013. Annual Report. SCK CEN. Mol. Online verfügbar unter https://www.sckcen.be/sites/default/files/uploads/COM/Highlights/EN/SCK-CEN_2013_Highlights_ENG_web_spread.pdf, zuletzt geprüft am 10.08.2022.

- SCK CEN (2021). Highlights 2021. Annual Report. SCK CEN. Mol. Online verfügbar unter <https://www.sckcen.be/en/highlights-2021/annual-reports-sck-cen>, zuletzt geprüft am 09.08.2022.
- Scott, I. (2017): Stable salt fast reactor. In: Dolan, T. J. (Hg.): Molten Salt Reactors and Thorium Energy. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 571–580.
- Shahzad, M. A.; Zhou, T.; Liu, L.; Qin, L. (2018): Parametric study of CSR1000 thermal hydraulic stability. In: *Progress in Nuclear Energy* 103, S. 106–113. DOI: 10.1016/j.pnucene.2017.11.017.
- Shams, A.; Roelofs, F.; Komen, E.; Baglietto, E.; Sgro, T. (2014): Researchers Solve Big Mysteries of Pebble Bed Reactor. In: *atw - Internationale Zeitschrift Für Kernenergie* 60 (161–163).
- Shepelev, S. F. (2013): BN-1200 Reactor Power Unit Design Development. FR13: International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios; OKBM Afrikantov. Veranstalter: International Atomic Energy Agency (IAEA). Paris, France, 2013. Online verfügbar unter https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/45/089/45089480.pdf?r=1, zuletzt geprüft am 20.11.2022.
- Shepherd, D.; Rossiter, G.; Palmer, I.; Marsh, G.; Fountain, M. (2015): Technology readiness level (TRL) assessment of advanced nuclear fuels, UK National Nuclear R&D Programme. TopFuel. Fuel & Radioisotope Technology, National Nuclear Laboratory. Zürich, Switzerland, 2015.
- Shin & Kim LLC (2021): Song, S. Y. The Korean Green Taxonomy (K-Taxonomy) Guideline and Its Implications. Special Report. Shin & Kim LLC. Online verfügbar unter https://www.investkorea.org/upload/kotraexpress/2022/03/images/Special_Report.pdf, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Shin, Y.-H.; Park, S.; Kim, B. S.; Choi, S.; Hwang, I. S. (2015): Small modular reactor (SMR) development plan in Korea. In: ADVANCING OF NUCLEAR SCIENCE AND ENERGY FOR NATIONAL DEVELOPMENT: Proceedings of the Nuclear Science, Technology, and Engineering Conference 2014 (NuSTEC2014). Skudai, Johor, Malaysia, 11–13 November 2014: AIP Publishing LLC (AIP Conference Proceedings), S. 20002.
- Skrzypek, E.; Muszyński, D.; Skrzypek, M.; Darnowski, P.; Malesa, J.; Boettcher, A.; Dąbrowski, M. P. (2022): Pre-Conceptual Design of the Research High-Temperature Gas-Cooled Reactor TeResa for Non-Electrical Applications. In: *Energies* 15 (6), S. 2084. DOI: 10.3390/en15062084.
- Smith, H.; Schneider, J. (2004): Status Report on the Low-Energy Demonstration Accelerator (LEDA), XX International Linac Conference, Monterey, August 21 - 25, 2000.
- Sorensen, K. (2016): Liquid-Fluoride Thorium Reactor Development Strategy. In: Revol, J.-P.; Bourquin, M.; Kadi, Y.; Lillestol, E.; Mestral, J.-C. de und Samec, K. (Hg.): Thorium Energy for the World. Proceedings of the ThEC13 Conference, CERN, Globe of Science and Innovation, Geneva, Switzerland, October 27-31, 2013. Cham: Springer International Publishing, S. 117–121.
- Stachowski, R. E. (2021): Commercial Nuclear Power Reactors and Their Design Introduction. In: Greenspan, E. (Hg.): Encyclopedia of nuclear energy. Amsterdam: Elsevier, S. 153–156.
- Stainsby, R. (2015): The Gas Cooled Fast Reactor (GFR), on behalf of the GFR SSC. GIF Symposium 2015. Veranstalter: Generation IV International Forum (GIF). Chiba, Japan, 19.03.2015.

- Stainsby, R.; Garnier, J. C.; Guedeney, P.; Mikityuk, K.; Mizuno, T.; Poette, C.; Pouchon, M.; Rini, M.; Somers, J.; Touron, E. (2011): The Generation IV Gas-cooled Fast Reactor. In: Proceedings of ICAPP 2011. ICAPP 2011 - Performance and Flexibility: The Power of Innovation. Nice (France), 2-5 Mai 2011, S. 238–244.
- Stempniewicz, M. M.; Zhipeng, C.; Yanhua, Z.; Komen, E. (2018): Resuspension models for monolayer and multilayer deposits of graphite dust. In: *Annals of Nuclear Energy* 120, S. 186–197. DOI: 10.1016/j.anucene.2018.05.042.
- Stern, N. H. (2007): The economics of climate change, The Stern review 1. publ. Cambridge: Cambridge Univ. Press. Online verfügbar unter <http://ebooks.cambridge.org/ref/id/CBO9780511817434>, zuletzt geprüft am 05.09.2019.
- Straub, J. (2015): In search of technology readiness level (TRL) 10. In: *Aerospace Science and Technology* 46, S. 312–320. DOI: 10.1016/j.ast.2015.07.007.
- Strazza, C.; Olivieri, N.; Rose, A. de; Stevens, T.; Peeters, L.; Tawil-Jamault, D.; Buna, M. (2017): Technology readiness level: guidance principles for renewable energy technologies : final report. Hg. v. Directorate-General for Research und European Commission (Innovation): Publications Office of the European Union. Online verfügbar unter <https://data.europa.eu/doi/10.2777/577767>, zuletzt geprüft am 11.02.2022.
- Sun, K.; Krepel, J.; Mikityuk, K.; Chawla, R. (2011): An Optimization Study for the Safety and Performance Parameters of a 3600 MWth Sodium-cooled Fast Reactor. In: International Congress on Advances in Nuclear Power Plants ICAPP. Nizza, 2.-5. 5. 2011. French Nuclear Energy Society (SFEN).
- Szilard, L. (1947): Atomic Energy, a Source of Power or a Source of Trouble (speech given April 23 in Spokane, WA). Leo Szilard Papers. MSS 32. Special Collections & Archives, UC San Diego Library. Online verfügbar unter <https://library.ucsd.edu/dc/object/bb43701801>.
- Taylor, B. C.; Freer, B. (2002): Containing the nuclear past: The politics of history and heritage at the Hanford Plutonium Works. In: *Journal of Organizational Change Management* 15 (6), S. 563–588. DOI: 10.1108/09534810210449523.
- TerraPower, LLC (2020). TERRAPOWERS TRAVELING WAVE TECHNOLOGY: BRINGING ADVANCED NUCLEAR TO MARKET (Fact Sheet). TerraPower, LLC.
- TerraPower, LLC (2022a). TERRAPOWERS TRAVELING WAVE TECHNOLOGY: SCALABLE CLEAN ENERGY (Fact Sheet). TerraPower, LLC. Online verfügbar unter <https://www.terrapower.com/wp-content/uploads/2022/03/TP-2022-TWR-Technology.pdf>, zuletzt geprüft am 26.04.2022.
- TerraPower, LLC (2022b). Terrapower's Molten Chloride Fast Reactor Technology: Nuclear for a Changing Energy Sector. TerraPower, LLC. Online verfügbar unter https://www.terrapower.com/wp-content/uploads/2022/06/TP_2022_MCFR_Technology.pdf.
- TerraPower, LLC (2022c): Traveling Wave Reactor Technology, TerraPower, LLC. Online verfügbar unter <https://www.terrapower.com/our-work/traveling-wave-reactor-technology/>, zuletzt geprüft am 26.04.2022.
- Teske, S. (2018): Achieving the Paris Climate Agreement Goals Global and Regional 100% Renewable Energy Scenarios with Non-energy GHG Pathways for +1.5°C and +2°C: Springer Berlin Heidelberg.
- Thomas, S. (2017): China's nuclear export drive: Trojan Horse or Marshall Plan? In: *Energy Policy* 101, S. 683–691. DOI: 10.1016/j.enpol.2016.09.038.

- Thomas, S. (2018): Russia's Nuclear Export Programme. In: *Energy Policy* 121, S. 236–247. DOI: 10.1016/j.enpol.2018.06.036.
- Thomas, S.; Ramana, M. V. (2022): A hopeless pursuit? National efforts to promote small modular nuclear reactors and revive nuclear power. In: *WIREs Energy & Environment* 11 (4). DOI: 10.1002/wene.429.
- Transatomic (2016). Technical White Paper, V 2.1. Transatomic. Online verfügbar unter <http://www.transatomicpower.com/wp-content/uploads/2015/04/TAP-White-Paper-v2.1.pdf>, zuletzt geprüft am 27.10.2021.
- Tsvetkov, P. (2016): Gas-cooled fast reactors. In: Piro, I. L. (Hg.): Handbook of generation IV nuclear reactors. Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy, 103), S. 91–96.
- U.S. Senate Committee on Energy and Natural Resources (2019): Murkowski, L. Hearing on U.S. Leadership in Nuclear Energy and S. 903, the Nuclear Energy Leadership Act. Opening Statement. U.S. Senate Committee on Energy and Natural Resources. Online verfügbar unter <https://www.energy.senate.gov/hearings/2019/4/full-committee-hearing-nuclear-leadership-and-nela>, zuletzt geprüft am 08.07.2022.
- UCS - Union of Concerned Scientists (2021): Lyman, E. “Advanced” Isn’t Always Better, Assessing the Safety, Security, and Environmental Impacts of Non-Light-Water Nuclear Reactors. Union of Concerned Scientists.
- UN - United Nations (2015). Adoption of the Paris Agreement, Proposal by the President. Draft decision -/CP.21. United Nations. Online verfügbar unter <https://unfccc.int/resource/docs/2015/cop21/eng/l09r01.pdf>, zuletzt geprüft am 29.01.2021.
- University of Chicago (2004). The Economic Future of Nuclear Power, A Study Conducted at The University of Chicago. University of Chicago.
- University of Copenhagen (2019): Meyer, J.-H. Denmark, Short Country Report. HoNEST Projekt: History of Nuclear Energy and Society, WP2 Report. University of Copenhagen. Online verfügbar unter http://www.honest2020.eu/sites/default/files/deliverables_24/DK.pdf, zuletzt geprüft am 01.08.2022.
- University of Sussex (2018): Stirling, A.; Johnstone, P. A Global Picture of Industrial Interdependencies Between Civil and Military Nuclear Infrastructures (SPRU Working Paper Series). University of Sussex. Online verfügbar unter <https://www.sussex.ac.uk/webteam/gateway/file.php?name=2018-13-swps-stirling-and-johnstone.pdf&site=25>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- USA - Government of the United States of America; Russia - Government of the Russian Federation (2010). U.S.-Russian Plutonium Management and Disposition Agreement. Government of the United States of America; Government of the Russian Federation. Online verfügbar unter <http://ipfmlibrary.org/PMDA2010.pdf>, zuletzt geprüft am aufgerufen 27.10.2015.
- USA - RAND Corp., Santa Monica, CA (1978): Mooz, W. E. Cost analysis of light water reactor power plants (R--2304-DOE). RAND Corp., Santa Monica, CA. United States. Online verfügbar unter http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:10446245, zuletzt geprüft am 25.11.2022.
- Valentine, S. V.; Sovacool, B. K. (2010): The socio-political economy of nuclear power development in Japan and South Korea. In: *Energy Policy* 38 (12), S. 7971–7979. DOI: 10.1016/j.enpol.2010.09.036.

- van den Eynde, G.; Abderrahim, H. A.; De Bruyn, D. (2013): Progress of the MYRRHA ADS Project in Belgium. In: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation. 12th Information Exchange Meeting. Prag, 24.-27. 9. 2012. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.). Paris: OECD (Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2013)3).
- van Rooijen, W. F. G. (2009): Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook. In: *Science and Technology of Nuclear Installations 2009*, S. 1–11. DOI: 10.1155/2009/965757.
- Vandeplassche, D.; Medeiros Romao, L. (2012): Accelerator Driven Systems, Proceedings of IPAC2012, New Orleans, Louisiana, USA.
- Vasile, A. (2017): Gas Cooled Fast Reactors. GIF Webinar. Generation IV International Forum, 22.02.2017. Online verfügbar unter https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_88108/alfredo-vasile-webinar-annoucement-final-beo1-30-17, zuletzt geprüft am 20.11.2022.
- Vassil'kov, R. G.; Yurevich, V. Y.; Khoplin, V. G. (1991): Neutron Emission from an Extended Lead Target Under the Action of Light Ions in the GeV Region. In: *Proceedings of ICANS-XI, Tsukuba, KEK-Report*, S. 340-353.
- Velikhov, E. P. (2017): Fusion–fission hybrids. In: Dolan, T. J. (Hg.): *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*. Duxford, United Kingdom: Woodhead Publishing is an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy), S. 523–529.
- Wang, X. (2017): Analysis and Evaluation of the Dual Fluid Reactor Concept, Fakultät für Maschinenwesen, Technische Universität München, 2017. Online verfügbar unter <https://mediatum.ub.tum.de/doc/1343008/1343008.pdf>, zuletzt geprüft am 26.10.2021.
- Ward, M. J.; Halliday, S. T.; Foden, J. (2012): A readiness level approach to manufacturing technology development in the aerospace sector: an industrial approach. In: *Proceedings of the Institution of Mechanical Engineers, Part B: Journal of Engineering Manufacture* 226 (3), S. 547–552. DOI: 10.1177/0954405411418753.
- Wealer, B.; Bauer, S.; Hirschhausen, C.; Kemfert, C.; Göke, L. (2021): Investing into third generation nuclear power plants - Review of recent trends and analysis of future investments using Monte Carlo Simulation. In: *Renewable and Sustainable Energy Reviews* 143, S. 110836. DOI: 10.1016/j.rser.2021.110836.
- WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association (2013). Safety of new NPP designs. Western European Nuclear Regulators' Association. Online verfügbar unter https://www.wenra.eu/sites/default/files/publications/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- WENRA - Western European Nuclear Regulators' Association (2021). WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Western European Nuclear Regulators' Association. Online verfügbar unter <https://www.wenra.eu/node/86>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- Wheeler, A. M.; Singh, V.; Miller, L. F.; Chvála, O. (2021): Initial calculations for source term of Molten Salt Reactors. In: *Progress in Nuclear Energy* 132, S. 103616. DOI: 10.1016/j.pnucene.2020.103616.
- WIP - Workgroup for Infrastructure Policy, Technische Universität Berlin (2012): Beckers, T.; Gizzi, F.; Jäkel, K. Ein Untersuchungsansatz für Systemgüter, Einordnung, Darstellung, Vorgehen bei der Anwendung. Workgroup for Infrastructure Policy, Technische Universität Berlin. Berlin.
- WNA - World Nuclear Association (2016a): Nuclear Process Heat for Industry, World Nuclear Association. Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>, zuletzt aktualisiert am November 2016, zuletzt geprüft am 23.03.2017.

- WNA - World Nuclear Association (2016b): World Nuclear Association Image Library, High Temperature Reactor, World Nuclear Association. Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>, zuletzt aktualisiert am 29.01.2016, zuletzt geprüft am 23.03.2017.
- WNA - World Nuclear Association (2021a): Fast Neutron Reactors, World Nuclear Association. Online verfügbar unter <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>, zuletzt aktualisiert am August 2021, zuletzt geprüft am 23.01.2023.
- WNA - World Nuclear Association (2021b): Molten Salt Reactors, Updated May 2021, World Nuclear Association. Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/molten-salt-reactors.aspx>, zuletzt aktualisiert am 2021, zuletzt geprüft am 10.01.2022.
- WNA - World Nuclear Association (2021c): Russia's Nuclear Fuel Cycle, (Updated December 2021), World Nuclear Association. Online verfügbar unter <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-fuel-cycle.aspx>, zuletzt aktualisiert am Dezember 2021, zuletzt geprüft am 31.01.2023.
- WNA - World Nuclear Association (2022). World Nuclear Performance Report 2022. World Nuclear Association. Online verfügbar unter <https://www.world-nuclear.org/world-nuclear-performance-report.aspx>, zuletzt geprüft am 20.10.2022.
- WNN - World Nuclear News (2016): China, Saudi Arabia agree to build HTR, 26.01.2016, World Nuclear News. Online verfügbar unter <http://www.world-nuclear-news.org/NN-China-Saudi-Arabia-agree-to-build-HTR-2001164.html>, zuletzt geprüft am 07.03.2023.
- WNN - World Nuclear News (2020): BN-600 licensed to operate until 2025, World Nuclear News. Online verfügbar unter <https://world-nuclear-news.org/Articles/BN-600-licensed-to-operate-until-2025>, zuletzt geprüft am 31.01.2023.
- WNN - World Nuclear News (2022): Beloyarsk BN-800 fast reactor running on MOX, World Nuclear News. Online verfügbar unter <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Beloyarsk-BN-800-fast-reactor-running-on-MOX>, zuletzt geprüft am 31.01.2023.
- Wohlmuther, M.; Boutellier, V.; Dai, Y.; Gavillet, D.; Geissmann, K.; Hahl, S.; Hammer, B.; Lagotzki, A.; Leu, H.; Linder, H.; Kalt, A.; Kuster, D.; Neuhausen, J. et al. (2015): The MEGAPIE PIE sample preparation. In: *Technology and Components of Accelerator-driven Systems. Second International Workshop Proceedings. Nantes, 21-23 May 2013. Nuclear Energy Agency (NEA Proc.) (NEA/NSC/DOC(2015)7)*.
- Wright, D.; Gronlund, L. (2003): Estimating China's Production of Plutonium for Weapons. In: *Science & Global Security* 11 (1), S. 61–80. DOI: 10.1080/08929880309007.
- Wright, E. R.; Cho, K.; Hastak, M. (2015): Assessment of the U.S. Nuclear Construction Industry in Terms of Human Capital and Construction Technologies. In: *Journal of Management in Engineering* 31 (4). DOI: 10.1061/(ASCE)ME.1943-5479.0000294.
- Wrochna, G.; Fütterer, M.; Hittner, D. (2020): Nuclear cogeneration with high temperature reactors. In: *EPJ Nuclear Sci. Technol.* 6, S. 31. DOI: 10.1051/epjn/2019023.
- Wu, X.; Arcilesi, D.; Zhang, S.; Christensen, R.; Sun, X. (2015): Tritium Management in FHRs. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. The Ohio State University. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 16.10.2015. Online verfügbar unter

- https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/7Tritium%20Management%20in%20FHRs%20Sun%20Final_XiaodongSun.pdf, zuletzt geprüft am 17.03.2017.
- Xie, F.; Cao, J.; Feng, X.; Liu, X.; Tong, J.; Wang, H.; Dong, Y.; Zhang, Z.; Loyalka, S. K. (2017): Experimental research on the radioactive dust in the primary loop of HTR-10. In: *Nuclear Engineering and Design* 324, S. 372–378. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2017.09.015.
- Xu, H. (2015): China's TMSR Programm. Workshop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. Shanghai Institute of Applied Physics. Veranstalter: Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Oak Ridge, 15.10.2015. Online verfügbar unter https://public.ornl.gov/conferences/MSR2015/pdf/10-China%27s%20TMSR%20programm_HongjieXu.%20pptx.pdf, zuletzt geprüft am 17.03.2017.
- Xu, Y.; Zuo, K. (2002): Overview of the 10 MW high temperature gas cooled reactor—test module project. In: *Nuclear Engineering and Design* 218 (1-3), S. 13–23. DOI: 10.1016/S0029-5493(02)00181-4.
- Yelland, C.; Potgieter, P. (2017): Interview: Eskoms's chief nuclear officer on renewed interest in the Pebble Bed Modular Reactor, 30.03.2017. In: *Daily Maverick*, 2017. Online verfügbar unter <https://www.dailymaverick.co.za/article/2017-03-30-interview-eskoms-chief-nuclear-officer-on-renewed-interest-in->, zuletzt geprüft am 30.03.2017.
- Yetisir, M.; Gaudet, M.; Pencer, J.; McDonald, M.; Rhodes, D.; Hamilton, H.; Leung, L. (2016): Canadian supercritical water-cooled reactor core concept and safety features. In: *CNL Nuclear Review* 5 (2), S. 189–202. Online verfügbar unter <https://pubs.cnl.ca/doi/pdf/10.12943/CNR.2016.00042>, zuletzt geprüft am 11.08.2022.
- Yoo, J.; Chang, J.; Lim, J.-Y.; Cheon, J.-S.; Lee, T.-H.; Kim, S. K.; Lee, K. L.; Joo, H.-K. (2016): Overall System Description and Safety Characteristics of Prototype Gen IV Sodium Cooled Fast Reactor in Korea. In: *Nuclear Engineering and Technology* 48 (5), S. 1059–1070. DOI: 10.1016/j.net.2016.08.004.
- Yoo, J.; Kim, J.-B.; Lee, C.-B.; Joo, H.-K. (2017): Status of Sodium Cooled Fast Reactor Development Program in Korea. Conference Paper. Korea Atomic Energy Research Institute. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, Yekaterinburg, 2017. Online verfügbar unter <https://media.superevent.com/documents/20170620/085ed2c9821b91298b17e08c909d9f50/fr17-460.pdf>, zuletzt geprüft am 30.08.2022.
- Yoon, J.; Lee, J.; Eoh, J.; Kim, H.; Kim, D. E. (2022): Similarity evaluation of the pump simulation loop in STELLA-2 for conservation of mechanical sodium pump characteristics. In: *Nuclear Engineering and Technology*, S1738573322004533. DOI: 10.1016/j.net.2022.09.021.
- Yuan, Y.; Shan, J.; Wang, L.; Wang, D.; Zhang, X. (2018): Startup Thermal Analysis of a Supercritical-Pressure Light Water-Cooled Reactor CSR1000. In: *Front. Energy Res.* 6. DOI: 10.3389/fenrg.2018.00127.
- Zenodo (2021): Wealer, B.; Breyer, C.; Henicke, P.; Hirsch, H.; Hirschhausen, C. v.; Klafka, P.; Kromp-Kolb, H.; Präger, F.; Steigerwald, B.; Traber, T.; Baumann, F.; Herold, A.; Kemfert, C. et al. Kernenergie und Klima (9). Zenodo. Online verfügbar unter <https://zenodo.org/record/5573718>, zuletzt geprüft am 27.10.2021.
- Zenodo (2022): Byers, E.; Krey, V.; Kriegler, E.; Riahi, K.; Schaeffer, R.; Kikstra, J.; Lamboll, R.; Nicholls, Z.; Sandstad, M.; Smith, C.; van der Wijst, K.; Lecocq, F.; Portugal-Pereira, J. et al. AR6 Scenarios Database (1.0), Sixth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change. Integrated Assessment Modeling Consortium (IAMC), IIASA - Energy, Climate,

- and Environment program (ECE), Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC). Zenodo. Online verfügbar unter <https://zenodo.org/record/5886912>, zuletzt geprüft am 19.06.2022.
- Zhan, L.; Bo, Y.; Lin, T.; Fan, Z. (2021): Development and outlook of advanced nuclear energy technology. In: *Energy Strategy Reviews* 34, S. 100630. DOI: 10.1016/j.esr.2021.100630.
- Zhang, D. (2016): Generation IV concepts: China. In: Piro, I. L. (Hg.): Handbook of generation IV nuclear reactors. Amsterdam, Boston, Cambridge: WP Woodhead Publishing an imprint of Elsevier (Woodhead Publishing series in energy, 103), S. 373–411.
- Zhang, Z.; Dong, Y.; Li, F.; Zhang, Z.; Wang, H.; Huang, X.; Li, H.; Liu, B.; Wu, X.; Wang, H.; Diao, X.; Zhang, H.; Wang, J. (2016): The Shandong Shidao Bay 200 MWe High-Temperature Gas-Cooled Reactor Pebble-Bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant, An Engineering and Technological Innovation. In: *Engineering* 2 (1), S. 112–118. DOI: 10.1016/J.ENG.2016.01.020.
- Zhang, Z.; Dong, Y.; Scherer, W. (2005): Assessments of Water Ingress in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor. In: *Nuclear Technology* 149, S. 253–264.
- Zhang, Z.; Sun, Y. (2007): Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project. In: *Nuclear Engineering and Design* 237, S. 2265–2274.
- Zhang, Z.; Wu, Z.; Wang, D.; Xu, Y.; Sun, Y.; Li, F.; Dong, Y. (2009): Current status and technical description of Chinese 2×250MWth HTR-PM demonstration plant. In: *Nuclear Engineering and Design* 239 (7), S. 1212–1219. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2009.02.023.
- Zhang, Z.-Y.; Dong, Y.-J.; Shi, Q.; Li, F.; Wang, H.-T. (2022): 600-MWe high-temperature gas-cooled reactor nuclear power plant HTR-PM600. In: *NUCL SCI TECH* 33 (8). DOI: 10.1007/s41365-022-01089-9.
- Zhou, Y. (2011): China's spent nuclear fuel management: Current practices and future strategies. In: *Energy Policy* 39 (7), S. 4360–4369. DOI: 10.1016/j.enpol.2011.04.055.
- Zhu, F.; Zheng, L.; Ren, Q.-Y.; Yue, T.; Pang, H.; Feng, L.; Li, X.; Ran, R.; Huang, S. (2021): Optimization of a Fuel Assembly for Supercritical Water-Cooled Reactor CSR1000. In: *Front. Energy Res.* 9. DOI: 10.3389/fenrg.2021.678741.

