



Bundesamt
für Strahlenschutz

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

Analyse radiologisch signifikanter
Gefährdungspotentiale und Ereignisabläufe zur
Konkretisierung von Schutzmaßnahmen im Rahmen der
Notfallpläne

Vorhaben 3620S62596

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
gGmbH

I. Petermann
M. Hage
M. Kowalik
J. Martens
H. Schmidt

Das Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz,
nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) und im Auftrag des Bundesamtes
für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt.

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für Strahlenschutz im Rahmen der Ressortforschung des BMUV (Ressortforschungsplan) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BfS 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 des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der des BfS übereinstimmen.

Impressum

Bundesamt für Strahlenschutz
Postfach 10 01 49
38201 Salzgitter

Tel.: +49 30 18333-0
Fax: +49 30 18333-1885
E-Mail: ePost@bfs.de
De-Mail: epost@bfs.de-mail.de

www.bfs.de

BfS-RESFOR-228/24

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
[urn:nbn:de:0221-2024091646267](https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:0221-2024091646267)

Salzgitter, August 2024

**Analyse radiologisch
signifikanter Gefähr-
dungspotentiale und
Ereignisabläufe zur
Konkretisierung von
Schutzmaßnahmen im
Rahmen der Notfallpläne**

Abschlussbericht zum Vorhaben
3620S62596

Analyse radiologisch signi- fikanter Gefährdungspoten- tiale und Ereignisabläufe zur Konkretisierung von Schutzmaßnahmen im Rahmen der Notfallpläne

Abschlussbericht zum Vorha-
ben 3620S62596

I. Petermann,
M. Hage,
M. Kowalik,
J. Martens,
H. Schmidt

April 2023
Auftrags-Nr.: 862596

Anmerkung:

Dieser Bericht wurde von der Gesell-
schaft für Anlagen- und Reaktorsi-
cherheit (GRS) gGmbH im Auftrag
des Bundesministeriums für Umwelt,
Naturschutz, nukleare Sicherheit
und Verbraucherschutz im Rahmen
des Vorhabens 3620S62596 erstellt.

Der Auftraggeber behält sich alle
Rechte vor. Insbesondere darf die-
ser Bericht nur mit seiner Zustim-
mung zitiert, ganz oder teilweise ver-
vielfältigt werden bzw. Dritten
zugänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und
Meinung des Auftragnehmers wie-
der und muss nicht mit der Meinung
des Auftraggebers übereinstimmen.

GRS-A-4098

Deskriptoren

Gefährdungspotentiale, Quellterme, Notfallschutz, ausländische Kernkraftwerke, Transportunfall, HRQ, Satellitenabsturz, Small Modular Reactors

Kurzfassung

Im Einklang mit der Richtlinie 2013/59/EURATOM sieht das Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) die Erstellung von aufeinander abgestimmten Notfallplänen des Bundes und der Länder für radiologische Notfälle vor. Die Notfallpläne sollen es den an Notfallreaktionen beteiligten Behörden und Organisationen ermöglichen, schnellstmöglich abgestimmte Entscheidungen zu treffen und notwendige Maßnahmen einzuleiten, umzusetzen und durchzuführen. Zur Erarbeitung von Notfallplänen im Hinblick auf klar definierte, repräsentative Notfallsituationen (Referenzszenarien) müssen mögliche radiologische Gefährdungspotentiale ausgearbeitet und analysiert werden. Grundlegend dafür ist die Erarbeitung von Quelltermen, welche die Zusammensetzung und die Menge der bei einem unfallbedingten Ereignis freigesetzten Radioaktivität angeben. Auch der zeitliche Verlauf der Freisetzung kann für manche Szenarien eine notfallschutzrelevante Angabe sein.

In diesem Vorhaben wurden für insgesamt vier verschiedene Referenzszenarien und einen von Referenzszenarien unabhängigen kerntechnischen Anlagentyp mögliche Quellterme erarbeitet und deren Bandbreiten analysiert. Die hier betrachteten Szenarien umfassen den Unfall in einem Kernkraftwerk im grenznahen Ausland, Transportunfälle, Unfälle beim Umgang mit hochradioaktiven Quellen und Szenarien bei Unfällen mit Satelliten oder Raumfahrzeugen mit Radionuklidinventar. Ebenfalls wurden Reaktorkonzepte, die unter dem Begriff 'Small Modular Reactors' (kleine modulare Reaktoren) zusammengefasst sind, untersucht und für eine ausgewählte Anlage Quellterme zusammengestellt.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
1	Einleitung	1
2	Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme	5
3	Unfall in einem KKW im grenznahen Ausland.....	7
3.1	Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme	7
3.2	Grenznahe Kernkraftwerke mit einem Abstand von < 100 km zur deutschen Staatsgrenze	9
3.2.1	Anlagenstandort Temelín.....	10
3.3	Wesentliche Kenngrößen des Unfalls im KKW Temelín.....	12
3.3.1	Nachzerfallsleistung.....	12
3.3.2	Prinzipielles Vorgehen für die Bestimmung der Zeitpunkte diverser Phänomene	14
3.3.3	Bestimmung des Quellterms.....	20
3.3.4	Ergebnisse für Sequenz V	21
3.3.5	Ergebnisse für Sequenz AB.....	22
3.4	Zusammenfassung und Ausblick: Ausgewählte Quellterme für einen Unfall in einem KKW im grenznahen Ausland.....	23
4	Transportunfälle mit Radionuklidinventar	25
4.1	Transportbehälter und Inventare.....	25
4.1.1	Allgemeines zu Transportbehältern und ihrer Auslegung.....	25
4.1.2	Freisetzungsanteile.....	27
4.1.3	Aktivitätsinventare.....	29
4.2	Verkehrsträger beim Transport radioaktiver Stoffe.....	32
4.2.1	Deutschland.....	32
4.2.2	Frankreich.....	38

4.3	Freisetzungsszenarien.....	39
4.3.1	Aufgetretene Ereignisse.....	39
4.3.2	Wahrscheinliche Ereignisse mit Freisetzungen.....	41
4.3.3	Hypothetische Ereignisse	43
4.4	Zusammenfassung: Ausgewählte Quellterme für Transportunfälle	50
5	Hochradioaktive Quellen.....	53
5.1	HRQ in Deutschland	53
5.1.1	Gesetzliche Vorgaben für den Umgang mit HRQ.....	53
5.1.2	Notfälle mit HRQ.....	56
5.1.3	IAEA-Kategorisierung von HRQ.....	59
5.1.4	Welche HRQ gibt es in Deutschland?.....	61
5.1.5	Aufbau und Verwendung von HRQ in Deutschland.....	61
5.1.6	Auslegung und Prüfungsanforderungen von HRQ	65
5.2	Unfallszenarien mit HRQ	69
5.2.1	Was sind mögliche Unfallszenarien in Deutschland?.....	69
5.2.2	Internationale schwerwiegende Vorfälle.....	71
5.3	Unfallszenarien-Katalog.....	74
5.3.1	Herrenlose Strahlenquelle	75
5.3.2	Illegal entsorgte radioaktive oder radioaktiv kontaminierte Abfälle	76
5.3.3	Brände/Explosionen in einem kontaminierten Gebiet.....	77
5.3.4	Notfälle in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen, die nicht unter das Referenzszenario S5 fallen	80
5.3.5	Notfälle im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen, die radioaktives Material transportieren oder enthalten	82
5.3.6	Quellterme zu den betrachteten Szenarien.....	82
5.3.7	Einordnung gemäß der Auswahlkriterien	84
5.4	Zusammenfassung: Ausgewählte Quellterme für HRQ	85
6	Satelliten und Raumfahrzeuge mit Radionuklidinventar	87
6.1	Radionuklidbatterien und -reaktoren in der Raumfahrt.....	87
6.1.1	Radionuklidbatterien	87

6.1.2	Kernreaktoren.....	94
6.2	Satelliten mit Radionuklidinventar im Erdorbit.....	97
6.2.1	Ausblick auf mögliche zukünftige Missionen	98
6.3	Ereignisabläufe	100
6.3.1	Unfälle mit radionuklidbetriebenen Satelliten 1964 bis heute	101
6.3.2	Umweltverträglichkeitserklärungen der NASA mit Quelltermen.....	108
7	Small Modular Reactors	121
7.1	Überblick über die verschiedenen SMR-Technologien und -Konzepte...	123
7.1.1	VOYGR™ (NuScale Power, DWR).....	129
7.1.2	BWRX-300 (SWR).....	131
7.1.3	Nicht-wassergekühlte SMR.....	134
7.2	Allgemeine Störfallanforderungen und Unterschiede zwischen verschiedenen Reaktortechnologien	139
7.2.1	Einwirkung von außen	141
7.2.2	Notfallplanungszonen	143
7.3	Spezifische Störfallanforderungen nach Reaktortechnologie	144
7.3.1	Wassergekühlte SMR	144
7.3.2	Nicht-wassergekühlte SMR.....	145
7.3.3	Gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren (HTR).....	145
7.3.4	Schnelle Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung (SFR, LFR).....	147
7.3.5	Schnelle Salzschnmelze-Reaktoren (MSRs, Molten Salt Reactors).....	148
7.4	Diskussion des Gefährdungspotential des VOYGR™ SMR (NuScale Power, DWR).....	150
7.4.1	Radioaktives Kerninventar	150
7.4.2	Auslegungsstörfälle	153
7.4.3	Unfälle mit Kernschaden.....	154
7.4.4	Notfallplanungszonen	161
7.5	Diskussion des Gefährdungspotentials des Siedewasserreaktors BWRX-300.....	164
7.5.1	Radioaktives Kerninventar	164
7.5.2	Auslegungsstörfälle	165

7.5.3	Unfälle mit Kernschaden.....	166
7.5.4	Notfallplanungszonen	167
8	Zusammenfassung	169
9	Literaturverzeichnis.....	171
	Abbildungsverzeichnis.....	189
	Tabellenverzeichnis.....	193

1 Einleitung

Gemäß den Anforderungen des Gesetzes zur Neuordnung des Rechts zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (StrlSchG) – s. § 97 – ist mit Bezug auf die geeigneten Notfallpläne des Bundes und der Länder u. a. gefordert, „[...] im Notfall unverzüglich abgestimmte Entscheidungen zu treffen und die angemessenen Maßnahmen rechtzeitig durchzuführen“. Weiterhin wird im § 98 StrlSchG gefordert, „Referenzszenarien festzulegen, die dem Bund und den Ländern als Grundlage ihrer Planungen für Notfallreaktionen dienen“ sowie „auf das jeweilige Referenzszenario optimal abgestimmte Strategien zum Schutz der Bevölkerung und der Einsatzkräfte, die auch besonders schutzbedürftige Personen berücksichtigen“ in den entsprechenden Notfallplänen festzulegen.

Zur Erfüllung gesetzlicher Vorgaben müssen die vorliegenden Referenzszenarien im Hinblick auf mögliche radiologische Gefährdungspotentiale analysiert und diese bezüglich der geeigneten Schutzmaßnahmen im Rahmen der Erarbeitung von Notfallplänen berücksichtigt werden.

Das Vorhaben hat zum Ziel, die Referenzszenarien bezüglich des Gefährdungspotentials zu analysieren und daraus potenzielle Quellterme abzuschätzen, um eine belastbare Basis für die entsprechenden Schutzmaßnahmen zu entwickeln.

In der Vergangenheit wurden insbesondere Gefährdungspotentiale für Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken vertieft untersucht. Für weitere Szenarien (ggf. auch mit regionalen oder lokalen Auswirkungen) liegen bislang keine systematischen Auswertungen vor.

Die GRS ist als ein Teil des Radiologischen Lagezentrum des Bundes (RLZ) u. a. für fachliche Bewertungen bzw. Abschätzungen möglicher Gefahrenpotentiale in einem radiologischen Notfall zuständig. In einer Reihe von Vorläufervorhaben im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) und des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) wurden von der GRS bereits umfangreiche Erfahrungen auf dem Gebiet der Analysen radiologisch signifikanter Ereignisse in kern-technischen Anlagen gesammelt. Diese Arbeiten wurden in dem vorliegenden Vorhaben bezüglich weiterer Referenzszenarien fortgesetzt. Dabei wurde das von der GRS bereits analysierte Ereignisspektrum durch weitere Gefährdungspotentiale, für die geeignete Schutzmaßnahmen in die Notfallpläne aufgenommen werden müssen, ergänzt werden.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden die folgenden Referenzszenarien bzw. Anlagen bezüglich des Gefährdungspotentials analysiert, um daraus potenzielle Quellterme abzuschätzen zu können, die als zuverlässige Ausgangspunkte für die Entwicklung entsprechender Schutzmaßnahmen genutzt werden können:

- Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze, insbesondere osteuropäische Anlagen (Referenzszenario S2);
- Unfall beim Transport von radioaktiven Stoffen im Inland und im grenznahen Ausland (Referenzszenario S7);
- Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen („Ein Notfall beim Umgang mit radioaktiven Stoffen wie hochradioaktiven Strahlungsquellen kann nicht ausgeschlossen werden oder ist eingetreten oder ein Ereignis im Zusammenhang mit vagabundierenden Strahlungsquellen ist eingetreten“ – Referenzszenario S8);
- Ein Absturz eines Satelliten mit radiologisch relevantem Material an Bord droht oder ist eingetreten, dessen radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland oder für deutsche Bürger im Ausland erfordern können (Referenzszenario S9).
- Weiterhin sollen Aussagen zu möglichen Gefährdungspotentialen von modularen Reaktoren mit geringerer Leistung, sogenannten Small Modular Reactors (SMR), im Hinblick auf den anlagenexternen Notfallschutz auf der Basis möglicher Freisetzungsszenarien mit entsprechenden Quellterm-Angaben getroffen werden.

Mit der Ausarbeitung generischer Kriterien zur Erstellung von repräsentativen Quelltermen wurde eine Auswahl- und Bewertungsbasis geschaffen werden, um mögliche Bandbreiten von Quelltermen aufstellen und im Hinblick auf verschiedene Unfallszenarien vergleichend beschreiben zu können. Die erarbeiteten Kriterien werden in Kapitel 2 beschrieben und bei der Aufstellung von Quelltermbandbreiten für die im folgenden betrachteten Szenarien bzw. Anlagen herangezogen und szenarienspezifisch beurteilt.

In Kapitel 3 werden Ereignisabläufe gemäß Referenzszenario S2 „Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze“ betrachtet. Für eine tiefergehende Analyse wird exemplarisch das tschechische Kernkraftwerk Temelín, 24 km nördlich von České Budějovice in der tschechischen Region Südböhmen und 60 km von der deutschen Grenze entfernt, im Hinblick auf Quelltermbandbreiten näher untersucht. Auf der Basis zweier veröffentlichter Quellterme werden Kenngrößen

eines ausgewählten Unfallablaufs spezifiziert und Abschätzungen auf Basis einer „best estimate“-MELCOR-Simulation zu Freisetzungen und zeitlichen Unfallablaufanalysen ermittelt.

Kapitel 4 befasst sich mit Abläufen, die sich auf Referenzszenario S7 „Notfälle im Zusammenhang mit der Beförderung von radioaktivem Material mit Straßen-, Schienen- oder Luftfahrzeugen, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können“. Um mögliche Unfallabläufe identifizieren zu können, werden in diesem Kapitel in Deutschland genutzte Transportbehältertypen anhand ihres Aufbaus und Inventars beschrieben. Weiterhin werden Transporthäufigkeiten im Hinblick auf die bewegten Stoffe als auch auf die unterschiedliche Nutzung der Transportwege analysiert. Auf Basis der recherchierten Erkenntnisse werden Quellterme aufgestellt und exemplarisch beschrieben.

In Kapitel 5 werden Abläufe betrachtet, die unter das Referenzszenario S8 „Sonstiger Notfall mit radioaktiven Stoffen oder mit radioaktiven Kontaminationen“ fallen. Darunter fallen insbesondere Notfälle im Zusammenhang mit dem Umgang mit hochradioaktiven Strahlenquellen, wobei neben bereits eingetretenen Unfällen mit Quellen in einem bekannten, reglementierten Rahmen auch solche Abläufe betrachtet werden, die im Zusammenhang mit herrenlosen hochradioaktiven Strahlenquellen entstehen können. Es wird ein Überblick über in Deutschland verwendete hochradioaktive Strahlenquellen gegeben und deren Spezifikationen detailliert beschrieben. Im Rahmen einer Analyse möglicher Unfallszenarien werden schwerwiegende Vorfälle weltweit zusammengetragen und ausgewertet. Aufbauend auf den erarbeiteten Erkenntnissen werden Quellterme aufgestellt und dokumentiert.

Kapitel 6 befasst sich mit Referenzszenario S9 „Satellitenabsturz“ mit der Erweiterung auf Unfallszenarien mit radionuklidbetriebenen Raumfahrzeugen. Es wird ein Überblick über die gängigsten Typen von Radionuklidbatterien und Kernreaktoren in der Raumfahrt und eine Aufstellung über derzeit im Erdorbit befindliche Satelliten mit Radionuklidinventar gegeben. Um Rückschlüsse auf für dieses Vorhaben relevante Unfallszenarien zu ziehen, werden bekannte Unfallszenarien mit radionuklidbetriebenen Satelliten ausgewertet und beschrieben. Des Weiteren werden sogenannte Umweltverträglichkeitserklärungen, die im Rahmen von Starts von Raumfahrzeugen mit Radionuklidinventar verpflichtend sind, zusammengestellt und die hierin ausgearbeiteten Quellterme mit dem Ziel einer Bandbreitenangabe zusammengefasst.

Das Kapitel 7 befasst sich mit "Small Modular Reactors" (SMR, deutsch "kleine modulare Reaktoren"), Kernreaktoren, die kleiner als herkömmliche Reaktoren sind und zu denen zahlreiche unterschiedliche Entwürfe, von verkleinerten Versionen bestehender Kernreaktortechniken bis hin zu gänzlich neuen Entwürfen, existieren. Im Rahmen des Vorhabens werden ausgewählte SMR-Konzepte detailliert beschrieben und allgemeine und spezifische Störfallanforderungen diskutiert. Ein Reaktortyp (NuScale) wird exemplarisch genauer betrachtet und auf Grundlage der recherchierten Informationen werden mögliche Quellterme beschrieben.

Der Bericht schließt mit einer Zusammenfassung der in den einzelnen Arbeitspaketen erarbeiteten Ergebnissen ab.

Die zusammengestellten Einzelergebnisse können als Basis für die Erfüllung gesetzlicher Vorgaben im Hinblick auf die Erarbeitung von Notfallplänen genutzt werden und es dem BfS als ein Teil des RLZ ermöglichen, entsprechende Ausbreitungsrechnungen mit den Systemen RODOS und LASAIR vorzunehmen, um die Schutzmaßnahmen in den Notfallplänen konkretisieren zu können.

2 Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme

Um in radiologischen oder nuklearen Ereignisfällen effiziente Maßnahmen zum Schutz von Bevölkerung und Umwelt durchführen zu können sind vorgeplante bzw. frühzeitig eingeleitete Vorgehensweisen in Rahmen einer Notfallschutzplanung unerlässlich.

Dazu gehört unter anderem auch die Erstellung von Quelltermen, welche die Zusammensetzung, Menge und Zeitdauer der bei einem Ereignisfall auslösenden Vorkommnis freigesetzten Radioaktivität beschreiben. Die Vielzahl der hierbei zu berücksichtigenden Parameter, das komplexe Wechselspiel einzelner Komponenten, zeitliche Verlaufsprozesse und der Einfluss von vorgeplanten oder mitigativen (Sicherheits-)Maßnahmen führt zu hohen Anforderungen und Herausforderungen bei der Erstellung belastbarer Quellterme.

Aufbauend auf ausführlichen Quelltermbestimmungen (z.B. für Kernkraftwerksunfälle) oder durch einen Abgleich von gemessenen bzw. Rückrechnungen von realen Ereignisfällen können mögliche Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme aufgestellt werden. Dazu wird in Tab. 2-1 eine Auflistung möglicher Kriterien, sowie die Art des Auswahlkriteriums (formeller Art oder relevant für die Repräsentativität) gegeben und ihre Anwendung kurz erläutert. Die Reihenfolge der Kriterien in der Tabelle erfolgt hierbei nicht nach Aspekten ihrer Relevanz, sondern stellt lediglich eine Auflistung dar.

Die Kriterien stellen einen generischen Überblick dar – nicht alle Kriterien lassen sich daher sinnvoll auf alle Ereignisfälle anwenden und sehr spezifische Ereignisabfolgen können womöglich nicht durch einen repräsentativen Quellterm mit ausreichender Genauigkeit beschrieben werden, sodass auch immer externe Gegebenheiten in eine Quelltermbestimmung mit einzubeziehen sind.

Tab. 2-1 Generische Kriterien zur Auswahl eines repräsentativen Quellterms

Kriterium	Kategorien und Unterpunkte
Nuklidauswahl des Quellterms	Vollständiger Nuklidvektor Auswahl von Leitnukliden Angabe von Isotopen oder Elementgruppen Angabe von Freisetzunganteilen (in Bezug auf das Inventar) oder in freigesetzter Aktivität
Randbedingungen des Quellterms	Freisetzungszeitpunkt(e) Freisetzungsort
Physikalisch-chemische Spezifikationen von Quelltermnukliden	Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls Relevante chemische Spezifikationen von Nukliden Prozesse, bauliche Eigenschaften, etc. welche den Quellterm modifizieren können
Dokumentation der zugrundeliegenden Simulationen/Abschätzungen	Publikationen (Veröffentlichung von offizieller Seite, von Interessengruppen, etc.) Software (Version, Parameter, etc.)
Referenzen des Quellterms	Herkunft der Angaben (offizielle Kanäle, inoffizielle Angaben, Informationsfluss durch Interessengruppen, etc.)
Aktualität des Quellterms	Entstehungszeit des Quellterms Aktualität von genutzten Modellierungs- oder Simulationscodes Aktualität von baulichen, strukturellen Angaben der betroffenen Anlage, des betroffenen Objekts, etc.
Dokumentation des Inventars	Faktoren, die die tatsächliche Zusammensetzung des Inventars beeinflussen können
Art des Quellterms	Generischer Quellterm Spezifischer Quellterm (Anlage, Transportcontainer, Modell,...)
Übertragbarkeit des Quellterms	Modelle, Baureihen, Länderspezifika, Aktualisierungen bestimmter Komponenten (z.B. nach Vorfällen)
Fragestellungsspezifische Angabe des Quellterms der Aufgabe	Abdeckender Quellterm Wahrscheinlichste Freisetzung Frühe, große Freisetzung

3 Unfall in einem KKW im grenznahen Ausland

Im folgenden Kapitel werden einzelne mögliche Ereignisabläufe gemäß Referenzszenario S2 „Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze“ zusammengestellt. Es werden Recherchen zu grenznahen KKW durchgeführt, um dort verwendete Ereignisabläufe und zugehörige Quellterme zu analysieren. Teil dieser Recherchen ist die Auswertung von Sicherheitsanalysen, Übungsberichten und weiterer Informationsquellen. Für die ausgewählten Abläufe wird auf Basis bestehender eigener Analysen und Erfahrungen des Auftragnehmers der Zeitverlauf von relevanten Anlagendaten hergeleitet. Zusätzlich wird auf vorhandene, öffentlich verfügbare Informationen, z. B. aus den EU-Stresstests zurückgegriffen. Ziel der Arbeiten ist es, mögliche schwere Unfallabläufe in ausländischen, grenznahen Anlagen sicherer analysieren zu können.

3.1 Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme

Die generischen Kriterien zur Auswahl repräsentativer Quellterme aus Kapitel 2 werden im Folgenden für Unfallszenarien für Kernkraftwerke in Tab. 3-1 genauer erläutert und spezifiziert. Neben dem Kriterium ist auch die Art des Auswahlkriteriums angegeben (formeller Art oder relevant für die Repräsentativität). Die Reihenfolge der Kriterien in der Tabelle erfolgt hierbei nicht nach Aspekten ihrer Relevanz, sondern stellt lediglich eine Auflistung dar. Die letztendliche Auswahl eines repräsentativen Quellterms ist immer fallspezifisch und kann nicht verallgemeinert werden.

Tab. 3-1 Mögliche Kriterien und Art des Kriteriums zur Auswahl eines repräsentativen Quellterms für Kernkraftwerksunfälle.

Kriterium und Art des Kriteriums	Anmerkungen
Darstellung des gegebenen Quellterms (formell)	Angabe in Freisetzungsanteilen (in Bezug auf das Inventar) oder in freigesetzter Aktivität Angabe von Isotopen (z. B. Xe-133, Kr-88) oder Elementgruppen (Edelgase) Angabe von Iod in elementarer -, in organischer oder in Aerosolform (oder im Gegensatz dazu als Angabe in einer Gesamtiodydfreisetzung ohne eine weitere Unterteilung)
Anzahl der betrachteten Nuklide im gegebenen Quellterm (formell)	Angabe eines umfassenden Nuklidvektors oder Beschränkung auf relevante Leitnuklide (z. B. Xe-133, Kr-88, Cs-137, Te-132, I-131) für die jeweilige Fragestellung

Kriterium und Art des Kriteriums	Anmerkungen
Umfang der Dokumentation des Quellterms (formell)	<p>Angabe der Freisetzungzeitpunkte, verschiedener -phasen und der -höhe (evtl. der thermischen Leistung)</p> <p>Angabe des Freisetzungsortes (z. B. aus BE in den Primärkreis, aus BE/Primärkreis ins Containment oder in die Umwelt)</p> <p>Angabe einer Berücksichtigung des natürlichen radioaktiven Zerfalls</p> <p>Berücksichtigung von technischen, aber auch physikalischen oder chemischen Prozessen, die den Quellterm ändern (z.B. Ablagerungen, Filterungen)</p>
Dokumentation der zugrundeliegenden Simulationen/Abschätzungen (formell)	<p>Verfügbarkeit einer Dokumentation der zugrundeliegenden Simulationen/Abschätzung</p> <p>Angabe Softwareversion (z. B. MELCOR 1.8.6, MAAP5), der verwendeten Module und zugehörige wichtiger Ereignisablaufparameter (z. B. Druckverlauf im Sicherheitsbehälter, Zeitpunkt des Versagens des RDB etc.)</p>
Ursprung des Quellterms (formell)	Angabe der Herkunft des Quellterms
Aktualität des Quellterms (repräsentativ)	<p>Angabe der Entstehungszeit des Quellterms</p> <p>Genutzter Stand von W&T bei der zugrundeliegenden Simulation (Code, Anlagenmodell)/Abschätzung</p> <p>Berücksichtigung von baulichen Veränderungen an der Anlage (z.B. Nachrüstung eines Ventingsystems)</p>
Dokumentation des Inventars (formell)	<p>Faktoren, die die tatsächliche Zusammensetzung des Inventars beeinflussen:</p> <p>Betriebstage der betrachteten Anlage (und des Inventars), vorherige Abschaltdauer der Anlage, Abbrand des Brennstoffes</p> <p>Anzahl MOX-Brennelemente, Anreicherungsgrad</p>
Art des Quellterms (repräsentativ)	<p>Grundsätzliche Art des Quellterms:</p> <p>Generischer Quellterm oder anlagenspezifischer Quellterm</p>
Übertragbarkeit des Quellterms auf andere Anlagen (repräsentativ)	<p>Angabe von Möglichkeiten, die Quellterme auf andere Anlagen zu übertragen (z.B. über Skalierung nach Anlagenleistung, Rückhaltegrad über Verhältnis der Flächen im SHB etc.)</p>

Kriterium und Art des Kriteriums	Anmerkungen
Fragestellung der Aufgabe (repräsentativ)	Möglichkeiten einen repräsentativen Quellterm zu wählen stets in Abhängigkeit der jeweiligen Fragestellung: Maximal denkbare Freisetzung („abdeckender Quellterm“) Wahrscheinlichste Freisetzung Frühe, große Freisetzung
Übertragbarkeit des Quellterms auf ein spezifisches Szenario (repräsentativ)	Auswahl und Begründung eines repräsentativen Szenarios mit zugehörigen repräsentativen Parametern

3.2 Grenznahe Kernkraftwerke mit einem Abstand von < 100 km zur deutschen Staatsgrenze

Schwere Unfälle in kerntechnischen Anlagen, bei denen große Mengen von Radionukliden in die Umwelt freigesetzt werden können, haben das Potential, zu radiologisch relevanten Auswirkungen in der näheren und weiteren Umgebung einer solchen Anlage zu führen. Kerntechnische Anlagen, bei denen signifikante Kontaminationen auf dem Gebiet der BRD möglich sind, sind neben den drei im befristeten Streckbetrieb befindlichen Kernkraftwerken (KKW) Deutschlands (Stand Februar 2023) vor allem die grenznahen KKW Frankreichs (Cattenom, Chooz), der Tschechischen Republik (Temelín), Belgiens (Tihange) und der Schweiz (Gösgen, Beznau, Leibstadt), die weniger als einhundert Kilometer von der Grenze entfernt liegen (siehe Tab. 3-2). In einer Entfernung von mehr als 100 km zur deutschen Staatsgrenze entfernt (aber dennoch in einer gewissen Nähe) liegen die Kernkraftwerke:

- Borssele (DWR, KWU (1366 MW_{th}), Entfernung Luftlinie 155 km), Niederlande
- Doel (DWR, WH 2 Loop bzw. 3 Loop (2 x 1311 MW_{th} (2L), 1 x 2988 MW_{th} (3L)), Entfernung Luftlinie 116 km), Belgien
- Gravelines (DWR, CP1, 6 x 2785 MW_{th}, Entfernung Luftlinie 260 km), Frankreich
- Dukovany (DWR, VVER V 213, 4 x 1444 MW_{th}, Entfernung Luftlinie 175 km), Tschechien

Tab. 3-2 Liste grenznaher KKW mit einer Entfernung von <100 km zur deutschen Staatsgrenze (Angabe der thermischen Leistung, Modell und Typ von PRIS, IAEA /IAE 22/)

Anlage	Land	Typ	Modell	Gesamt-MW _{th}	Entfernung (km) [Luftlinie]
Leibstadt	Schweiz	SWR	GE BWR-6	1 x 3600	<1
Beznau	Schweiz	DWR	WH 2LP (2-Loop)	2 x 1130	6
Gösgen	Schweiz	DWR	KWU (3-Loop)	1 x 3002	20
Temelín	Tschechien	DWR	VVER V-320	2 x 3120	60
Cattenom	Frankreich	DWR	P4 REP 1300	4 x 3817	12
Chooz	Frankreich	DWR	N4 REP 1450	2 x 4270	95
Tihange	Belgien	DWR	Framatome (3-Loop) WH 3LP (3-Loop)	1 x 2873 1 x 3064 2 x 3000	58

Exemplarische Unfallabläufe sowohl für die DWR in Cattenom, Frankreich, als auch für den SWR in Leibstadt, Schweiz, bzw. dem DWR in Gösgen, Schweiz, wurden im Rahmen des Vorhabens 3615S62506 /RIH 19/ beschrieben. Die Anlage in Beznau, Schweiz, wurde im Jahr 2019 im Rahmen der Gesamtnotfallübung GNU19 beübt. Für den französischen Standort Chooz (N4 REP 1450, jeweils 4270 MW_{th} bzw. 1560 MW_{el}) sind generische Quellterme grundsätzlich aus 900 MW_{el}-Anlagen (CP0) skalierbar /RIC 19/.

3.2.1 Anlagenstandort Temelín

Im Folgenden wird der Anlagenstandort Temelín, Tschechien, mit zwei Blöcken und Reaktoren der Bauart WWER-1000 V-320 exemplarisch für eine nähere Analyse ausgesucht. Im Vergleich zum WWER-440 wurden mit den WWER-1000/320 Reaktoren Anlagen mit höherer Einheitsleistung entwickelt. Diese 4-Loop Anlagen gehören zur zweiten Generation russischer Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren. Die Anlagen verfügen über ein einschaliges Containment aus vorgespanntem Stahlbeton.

3.2.1.1 Veröffentlichte Quellterme

In der Veröffentlichung „Assessment of Beyond Design and Severe Accidents Consequences, Principles and Methods of Emergency Planning and Response at NPP Temelín“ der SÚJB aus dem Jahr 2001 /STA 01/ wird das tschechische Vorgehen in der Notfallplanung (engl. ‚emergency planning and response‘) beschrieben. Dieses beruht unter anderem auf Ergebnissen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Level 1 und Level 2 für Block 1 in Temelín und den zur PSA L2 zugehörigen integralen Unfallanalysen. Die Ergebnisse dieser Sicher-

heitsanalysen sind unter anderem die Quantifizierung der Radionuklidfreisetzungsmengen in die Umwelt (Quellterme).

Vorgestellt werden zwei Quellterme für jeweils zwei unterschiedliche Unfallabläufe in der Anlage /STA 01/. In beiden Szenarien wird ein kompletter Stromausfall unterstellt (Station Black Out, SBO, d. h. auch keine Notstromdiesel verfügbar). Die Freisetzungszeitpunkte, -dauern, und -höhe werden nicht spezifiziert.

3.2.1.1.1 Quellterm AB Sequenz AB01

Der erste Unfallablauf („AB sequence“ (AB01“)) beschreibt ein großes Leck am Primärkreislauf (2F-Bruch) verbunden mit einem 48 h langen SBO (keine externe Netzanbindung, Unverfügbarkeit von Notstromdieseln) /STA 01/. Die ungefilterte Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt geschieht hauptsächlich über Containment-Leckage. Für diese Sequenz ergibt sich der Quellterm:

Totale kumulative Leckage (als Anteil am Kerninventar) /STA 01/:

- Edelgase: $< 4,0 \cdot 10^{-3}$
- Aerosole – volatile Spaltprodukte (z. B. Iod, Caesium): $< 8,0 \cdot 10^{-5}$ (vernachlässigbar bei MCCI, außer Te)
- Aerosole – nicht volatile Spaltprodukte: von $2,0 \cdot 10^{-6}$ bis zu $6,0 \cdot 10^{-5}$ (Leckage auch während der Anfangsphase des MCCI nicht vernachlässigbar)

3.2.1.1.2 Quellterm V Sequenz

Der zweite Unfallablauf („V sequence“) beschreibt einen Containment-Bypass vom Primär- ins Sekundärsystem im Dampferzeuger (Bruch des Deckels am heißen DEHEIRO-Sammler) verbunden mit einem 24 h langen SBO (keine externe Netzanbindung, Unverfügbarkeit von Notstromdieseln) /STA 01/. Für diese Sequenz ergibt sich der Quellterm:

Kumulative Freisetzungsanteile über Leckage (als Anteil am Kerninventar) /STA 01/:

- Edelgase: ca. 0,78
- Aerosole – volatile Spaltprodukte (z. B. Iod, Caesium): $< 0,19$
- Aerosole – nicht volatile Spaltprodukte: $< 0,01$

3.3 Wesentliche Kenngrößen des Unfalls im KKW Temelín

Als ein für die Betrachtung relevanter Ereignisablauf wurde der in /STA 01/ genannte Fall „V“ identifiziert. Diese Wahl gründet im Wesentlichen darauf, dass dieser Fall die größten Konsequenzen erwarten lässt. Dies wiederum ist das Resultat aus den Randbedingungen des Falles, welche darin bestehen, dass der Deckel des heißen Sammlers in einem Dampferzeuger versagt. Ferner wird für einen Zeitraum von 24 h ein vollständiger Ausfall der elektrischen Versorgung angenommen. Der erste Umstand führt zu einem Bypass des Sicherheitsbehälters, der zweite im Wesentlichen zu einem Ausbleiben von präventiven Maßnahmen. Weitere, mitigative Maßnahmen, werden nicht angenommen.

Für die Ermittlung spezifischer Kennwerte wie die Zeitpunkte des Kernschadens, dfU (druckführende Umschließung)- bzw. RDB (Reaktordruckbehälter)-Versagen oder des Versagens der SHB-Bodenplatte sind einige Prozeduren durchzuführen.

Es ist es möglich, Abschätzungen der genannten Kenngrößen nach Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) auf Grundlage von Simulationen ähnlicher Anlagen zum WWER-1000 V 320 durchzuführen. Hierbei bietet sich das weitentwickelte MELCOR-Modell eines KONVOIs an, welches z. B. in /KOW 20/ beschrieben ist. Da ein DEHEIRO-Leck nicht als Simulation vorlag, ist ein solcher Fall mit dem in /STA 01/ genannten Äquivalentdurchmesser von $d = 107$ mm durchgeführt worden. Die sonstigen Randbedingungen werden durch den SBO bestimmt.

Ein KONVOI weist zwar eine gewisse Ähnlichkeit mit dem WWER auf (Druckwasserreaktor, niedrig angereicherter Brennstoff etc.), jedoch weicht die Auslegung (Volumen des SHB, Strukturoberflächen thermische Leistung etc.) deutlich von einem WWER-1000 ab. Aus diesem Grunde wurden die Werte aus der Simulation an die WWER-1000-Anlage angepasst, wie im Folgenden näher erläutert wird.

3.3.1 Nachzerfallsleistung

Die treibende Kraft für die Vorgänge während der Kernzerstörung ist, neben der latenten Wärme im Falle chemischer Reaktionen, die Nachzerfallsleistung. Als Grundlage für die Berechnung diente zunächst die Berechnung nach DIN 25 463 (siehe /DIN 90/), welche in einem bereits vorhandenem C++-Programm umgesetzt war. Die entsprechenden Eingabegrößen wie thermische Vollastleistung, Anreicherung etc. wurden für das KKW Temelín aus diversen Quellen wie /CEZ 12/ oder aus der GRS-internen Datenbank WINO entnommen. Die Berechnung unter gewissen Annahmen wie Anteil der Brennelemente, die pro Revision gewechselt

werden oder die Revisionszeiten, ist sowohl für den KONVOI als auch für den WWER-1000 durchgeführt worden. Die resultierenden Nachzerfallsleistungen betragen im Vollastbetrieb $P_{\text{NZ, Temelín, DIN}} = 202,2 \text{ MW}$ und $P_{\text{NZ, KONVOI, DIN}} = 259,1 \text{ MW}$. Im Vorhaben 3612R01361 /LOE 16/ ist bereits eine auf ORIGEN-Rechnungen basierende Nachzerfallsleistung von $P_{\text{NZ, KONVOI, Ref.}} = 231,9 \text{ MW}$ verwendet worden, so dass diese als Referenz gilt. Hierbei ist zu erwähnen, dass die DIN 25 463 ohnehin ein konservativ hohes Ergebnis liefert. Als Korrektur wird nun das Verhältnis gebildet:

$$a_{\text{korr}} = \frac{P_{\text{NZ, KONVOI, Ref}}}{P_{\text{NZ, KONVOI, DIN}}} \quad 1.1.$$

Die Korrektur wird direkt auf die Nachzerfallsleistung des KKW Temelín angewendet, so dass die resultierende Nachzerfallsleistung für alle Problemzeiten $t_P(P_{\text{NZ, Temelín, res}}(t_P))$ folgt:

$$P_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, res}}(t_P) = P_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, DIN}}(t_P) \cdot a_{\text{korr}} \quad 1.2.$$

Für die weitere Verwendung der Form der Nachzerfallsleistung ist es sinnvoll, eine Regression durchzuführen, so dass ein handhabbarer Ausdruck folgt. Das Ergebnis der Regressionsrechnung ist in Abb. 3.1 zu erkennen, wobei der resultierende Ausdruck wie folgt lautet:

$$P_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, res}}(t_P) = a \cdot (t_P - b)^c + d \text{ mit } a = 2,30 \cdot 10^8 \frac{\text{W}}{\text{s}}, b = -2,614 \text{ s}, c = -0,159, d = -1,922 \cdot 10^7 \text{ W} \quad 1.3.$$

Der Vorteil eines Ausdrucks wie 3.3, der ebenfalls für den KONVOI ($P_{\text{NZ, KONVOI, res}}$) aufgestellt worden ist, liegt in der einfachen Integrierbarkeit, so dass eine Wärmemenge in einem Zeitintervall berechnet werden kann:

$$\Delta Q_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, res}} = \frac{a}{c+1} \cdot \left\{ (t_P^1 - b)^{c+1} - (t_P^0 - b)^{c+1} \right\} + d \cdot (t_P^1 - t_P^0) \quad 1.4.$$

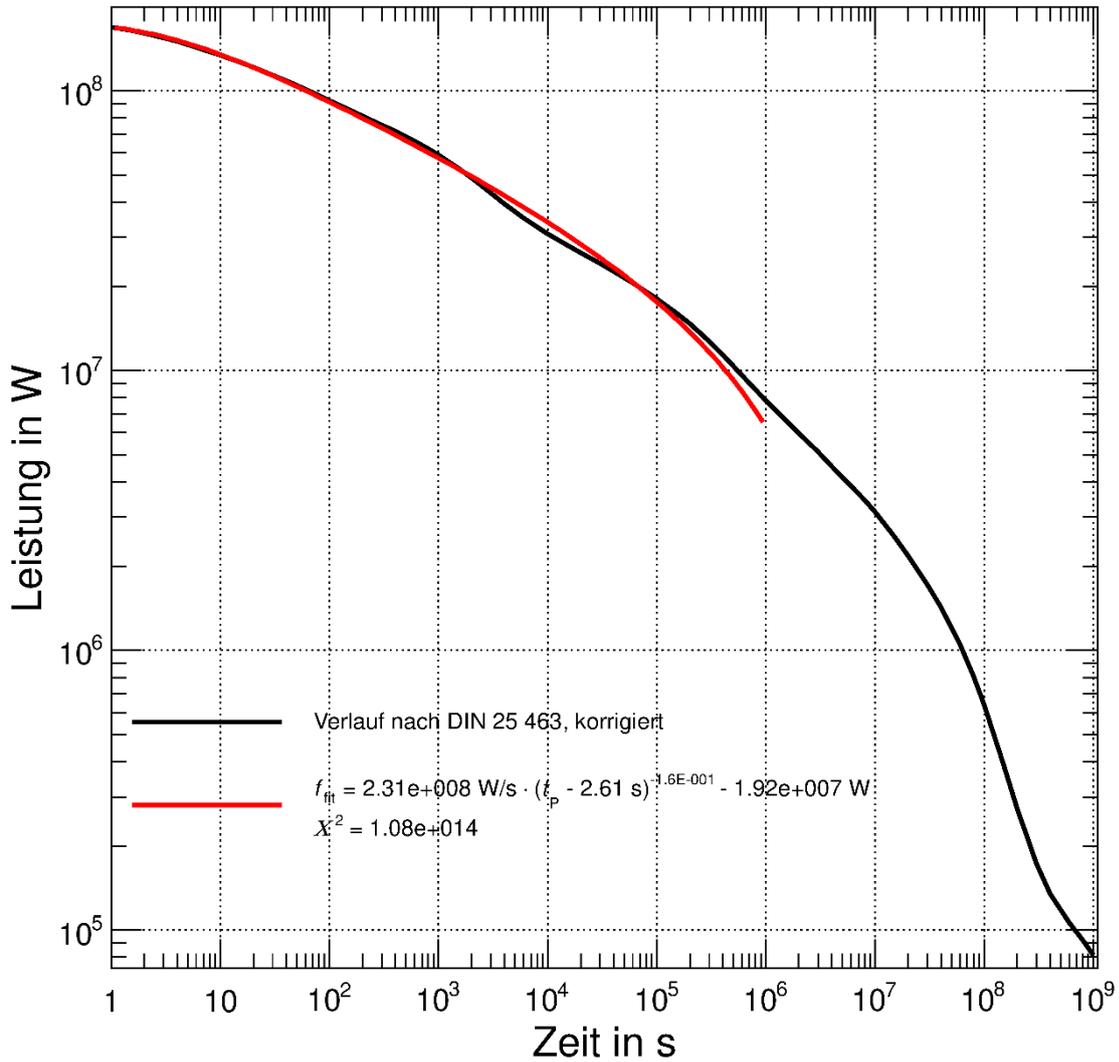


Abb. 3.1 Regressionsrechnung für die DIN 25 463 anhand KKW Temelín

3.3.2 Prinzipielles Vorgehen für die Bestimmung der Zeitpunkte diverser Phänomene

Wie bereits erwähnt, bemessen sich alle Größen an der Simulation eines KONVOIs, welche mit thermohydraulischen Abschätzungen auf das KKW Temelín bezogen werden. Für die Berechnung des Kernschadens soll die in das Kühlmittel (KM) eingetragene Wärme $Q_{\text{in KM, KONVOI}}$ im KONVOI als Referenzmaß dienen, woraus sich der Zeitpunkt des Erreichens über die Nachzerfallsleistung berechnen lässt:

$$Q_{\text{in KM}}^{\text{KONVOI}} = b_{\text{korr}} \cdot \int_0^{t_p^{\text{Phän}}} P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI, res}}(t_p) dt_p \quad 1.5.$$

Im Falle der KONVOI-Simulation ist die Zeit $t_{P, \text{Phän.}}$ des Phänomens bereits bekannt. Wäre die Nachzerfallsenergie die einzige Wärmequelle, deren Energie vollständig vom Kühlmittel aufgenommen würde, wäre der bereits eingeführte Korrekturfaktor $b_{\text{korrr}} = 1$. Da jedoch ebenfalls die Oxidation eine Wärmequelle darstellt und Verluste stets vorhanden sind, welche allesamt nicht explizit betrachtet werden sollen, ist der Korrekturfaktor $b_{\text{korrr}} \neq 1$ und kann direkt über Gl. 3.5 definiert werden:

$$b_{\text{korrr}} = \frac{Q_{\text{in KM}}^{\text{KONVOI}}}{a_{\text{korrr}} \int_0^{t_{P, \text{Phän.}}} P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI}}(t_P) dt_P} \quad 1.6.$$

Der Korrekturfaktor ist nichts anderes als der Anteil der Nachzerfalls-Energie, der in das Kühlmittel eingetragen wird. Dieser Anteil wird als gleich für beide Anlagen angenommen. Da nun die Mengen an Kühlmitteln im KONVOI bekannt und in Temelín abschätzbar sind, kann über den Korrekturfaktor eine Übertragung gewährleistet werden.

Der zu Gleichung 1.5 analoge und um den Faktor b_{korrr} korrigierte Ausdruck für Temelín lautet:

$$Q_{\text{in KM}}^{\text{Temelín}} = \frac{1}{b_{\text{korrr}}} \int_0^{t_{P, \text{Phän.}}} P_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, res}}(t_P) dt_P \quad 1.7.$$

Die Zeit $t_{P, \text{Phän.}}$ lässt sich dann iterativ extrahieren, so dass die Gleichung 1.7 erfüllt ist, da $Q_{\text{in KM, Temelín}}$ über die Berechnung der Aufheizung und Verdampfung der Wasserinventare berechenbar ist.

Die Wärmemengen $Q_{\text{in KM, Temelín}}$, die in das Kühlmittel eingetragen werden, können sich auf verschiedene Art und Weisen zusammensetzen. So kann Kühlmittel bei gegebenem Druck auf die Siedetemperatur aufgeheizt werden, den Druck entlang der Siedelinie steigern oder verdampfen. In jedem Fall ist der zu betrachtende Ausdruck von der folgenden Form:

$$\Delta Q = m \int_{T_0}^{T_1} c_p(T) dT + \int_{m_0}^{m_1} h_v(p(T)) dm \quad 1.8.$$

Die Größen (im Folgenden allgemein g genannt) der spezifischen Wärmekapazität c_p , der Verdampfungsenthalpien h_v aber auch der Siedetemperatur T_s sind von den thermodynamischen Bedingungen abhängig, sind für jeden relevanten Bereich verfügbar und liegen als Polynom aus einer Regression vor, die die Wasserdampf tafeln als Grundlage hatten:

$$g(x) = \sum_{i=0}^N a_i x^i \text{ mit } N \leq 6 \quad 1.9.$$

Der Vorteil einer solchen Regression liegt wieder in der einfachen Integrierbarkeit:

$$G(x) = \sum_{i=0}^N \frac{1}{i+1} a_i x^{i+1} + C \text{ mit } N \leq 6 \quad 1.10.$$

3.3.2.1 Kernschaden

Das Phänomen des Kernschadens ($t_{p, \text{Phän.}} = t_{p, \text{KS}}$) wird nun vereinfachend auf die erste Verlagerung von Kernmaterial in der KONVOI-Simulation bezogen. Für die in das Kühlmedium eingetragene Wärme werden folgende Terme betrachtet:

1. Enthalpie zum Aufheizen des Inventars des betroffenen und der restlichen Dampferzeuger von der Siedetemperatur des Betriebsdruckes ($p_{\text{DE, Vollast}} = 6,3 \text{ Mpa}$ nach /CHE 04/) auf Siedetemperatur des Druckes, der vom Sicherheitsventil bestimmt wird ($p_{\text{DE, SiV}} = 8,68 \text{ MPa}$, aus SiV (Sicherheitsventil)-Ansprechdruck, Teillastdiagramm des KONVOIs und dem Vollastdruck von Temelín extrahiert)
2. Abkühlung des Primärkreisinventars auf Siedetemperatur des oben genannten SiV-Druckes abweichend vom prinzipiellen Vorgehen mittels $\Delta H = m_{\text{PKL}} \cdot (h_1 - h_0)$, wobei beide spezifische Enthalpien zu den entsprechenden Bedingungen /WIS 07/ entnommen sind.
3. Aus SiV ausgetretene verdampfte Wassermenge bis zum Zeitpunkt des Kernschadens. Zu unterscheiden ist hierbei die Menge, die aus dem vom Leck betroffenen Dampferzeuger ausgetragen worden ist und die aus den restlichen Dampferzeugern. Im Falle des betroffenen Dampferzeugers wird der Anteil in der KONVOI-Simulation verwendet, der beim Kernschaden zurückbleibt. Das Komplement zu „1“ ist dabei die Menge, die entwichen ist: $1 - (m_{\text{Rest, KONVOI, PKL}} + m_{\text{Rest, KONVOI, DE}}) / (m_{\text{Voll, KONVOI, PKL}} + m_{\text{Voll, KONVOI, DE}})$ ($m_{\text{Rest, KONVOI, PKL/DE}}$ 1: Restmenge Wasser im

Primärkreis bzw. im betroffenen DE zum Zeitpunkt des Kernschadens, $m_{\text{Voll, KONVOI, PKL}}$: Wassermasse im Primärkreis unter Vollastbedingungen, $m_{\text{Voll, KONVOI, DE 1}}$: Wassermasse im betroffenen Dampferzeuger unter Vollastbedingungen). Dieser Anteil wird für KKW Temelín übernommen, welcher sich direkt auf die abgeschätzten Vollastwassermengen beziehen lässt. Es ist hierbei zu erwähnen, dass beim Zeitpunkt des Kernschadens eine sogar größere Menge an Wasser im betroffenen Dampferzeuger vorhanden ist als im Vollastbetrieb. Da jedoch das Bezugsmaß zwischen KONVOI-Simulation und KKW-Temelín dasselbe ist, ist dieser Umstand letztlich irrelevant. Im Falle der restlichen Dampferzeuger wird schlicht das Komplement des Verhältnisses von Restmasse und Vollastmasse zu „1“ als Bezug gewählt ($1 - m_{\text{Rest, KONVOI, DE 2,3,4}} / m_{\text{Voll, KONVOI, DE 2,3,4}}$).

3.3.2.2 Versagen der Hauptkühlmittelleitung

Das Phänomen des Versagens der Hauptkühlmittelleitung (mit $t_{\text{P, Phän}} = t_{\text{P, HKL-V}}$) kennzeichnet in diesem Bypasszenario den ersten Zeitpunkt, ab dem Dampf und Radionuklide in den Sicherheitsbehälter eingetragen werden und von dem eine gewisse Rückhaltefunktion zu erwarten ist. Der Austrag durch das Bypassleck wird dabei vom Druck im Sicherheitsbehälter bestimmt. Hierbei werden dieselben Beiträge zur in das Kühlmittel eingetragenen Wärme verwendet wie für den Kernschaden. Die Bezugsgrößen zum Zeitpunkt des Versagens der Hauptkühlmittelleitung wurden aus der KONVOI-Simulation übernommen.

Es ist in diesem Zusammenhang darauf hinzuweisen, dass bei einer KONVOI-Anlage wahrscheinlich ein Versagen der druckführenden Umschließung auftritt, bevor der RDB versagt. Ob dies in einem WWER derart geschieht, kann nicht sicher prognostiziert werden. Sollte ein solches Versagen ausbleiben, verbleibt der Druck im RDB hoch und das Versagen letzteren geschieht früher, da die untere Kalotte nicht nur aufgeheizt wird, sondern auch unter großer Spannung steht. Ferner kommt es nicht zu einer Druckspeichereinspeisung, die den Kernzerstörungsprozess unterbrechen würde.

3.3.2.3 RDB-Versagen

Das Phänomen des Versagens des RDBs (mit $t_{\text{P, Phän}} = t_{\text{P, RDB-V}}$) kennzeichnet den Zeitpunkt, ab dem die „in-vessel“-Phase beendet ist und die Phase außerhalb des RDB im Sicherheitsbehälter beginnt, welche von der Schmelze-Beton-Wechselwirkung dominiert wird. Der Austrag durch das Bypassleck wird dabei vom Druck im Sicherheitsbehälter bestimmt. Hierbei werden dieselben Beiträge zur in das Kühlmittel eingetragenen Wärme verwendet wie für den

Kernschaden. Die Bezugsgrößen zum Zeitpunkt des Versagens der Hauptkühlmittelleitung wurden aus der KONVOI-Simulation übernommen.

3.3.2.4 Grenzerosion der SHB-Bodenplatte

Das Phänomen der Grenzerosion des Sicherheitsbehälters (mit $t_{P, \text{Phän.}} = t_{P, \text{Erosion}}$) kennzeichnet das Versagen des Sicherheitsbehälters, welches aufgrund des Bypasslecks von untergeordneter Bedeutung ist. Hierbei ist zu bemerken, dass der Sicherheitsbehälter des WWER-1000 keine Fundamentplatte besitzt, welche mit dem Untergrund abschließt. Vielmehr sind darunter weitere Räume des Reaktor Gebäudes vorhanden.

Für eine Abschätzung, wie lange die Erosion dauert ist zunächst die Information hinsichtlich der Bedingungen vor Ort relevant. Der Einfachheit halber und mit Bezugnahme auf die Referenzsimulation des KONVOI, wird lediglich die Stärke als veränderndes Maß herangezogen. Die Betoneigenschaften oder die Geometrie der Reaktorgrube können nicht mit einfachen Abschätzungen in die Betrachtung eingezogen werden.

Die Dicke ist dabei aus der Zeichnung in /GES 93/ abgemessen, wobei in einem Bildbearbeitungsprogramm ein Skalierungsfaktor (\sim Maßstab) ermittelt worden ist, der die Anzahl der Bildpunkte Δn_y ins Verhältnis zur tatsächlichen Höhendifferenz Δh ($Sk_y = \Delta h / \Delta n_y$) setzt. Mit diesem Verfahren, dessen Genauigkeit von der Auflösung des Bildes und der Genauigkeit der Zeichnung abhängt, ist eine Dicke von $d = 2,63 \text{ m}$ ermittelt worden.

Als nächstes ist die vertikale Erosionsgeschwindigkeit zu ermitteln und auf die Nachzerfallsleistung zu beziehen, die in der Schmelze vorhanden ist. Als ‚CAV-MINALT‘ und ‚CAV_DHR_10‘ existieren diese Größen in MELCOR.

Da in der KONVOI-Simulation lediglich die Erosion des biologischen Schildes mit der Erosion im WWER vergleichbar ist (anschließend wird Schmelze in den Sumpf übertragen), ist die Erosionstiefe vom Beginn der Erosion ($t_{P, \text{Fit-Anfang}} = 2,585 \cdot 10^4 \text{ s}$) bis zum Versagen des biologischen Schildes ($t_{P, \text{Fit-Ende}} = 3,35 \cdot 10^4 \text{ s}$) zu betrachten und eine Regression zwecks Extrapolation durchzuführen, wie in Abb. 3.2 zu erkennen ist. Nach dem Versagen des biologischen Schildes wird Schmelze und damit treibende Nachzerfallsleistung in den Sumpf und in den Spalt zwischen biologischem Schild und Tragschild übertragen, so dass die Kurve flacher verläuft als anfänglich.

Die leistungsbezogene Erosions(tiefen)geschwindigkeit v'_{KONVOI} ist nun definiert als:

$$v'_{\text{KONVOI}} = \frac{1}{P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI}'}} \frac{d}{dt_P} h_{\text{KONVOI}} \quad 1.11.$$

h_{KONVOI} stellt hierbei ersichtlicherweise die erreichte Tiefe dar, $P_{\text{KONVOI}', \text{NZ}}$ stellt die Nachzerfallsleistung dar, jedoch jene, die sich auf die Regression der Nachzerfallsleistung bezieht, um eine bessere Vergleichbarkeit zwischen KONVOI und Temelín zu erreichen.

$P_{\text{KONVOI}', \text{NZ}}$ ist wie folgt ermittelt worden:

$$P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI}'} = \frac{P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI, Grube}}}{P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI, gesamt}}} \cdot P_{\text{NZ}}^{\text{KONVOI, res}} \quad 1.12.$$

Die Erosions(tiefen)geschwindigkeit für Temelín ist dann:

$$v_{\text{Temelín}} = v'_{\text{KONVOI}} \cdot P_{\text{NZ}}^{\text{Temelín, res}} \quad 1.13.$$

Die Ermittlung der absoluten Tiefe, bei der die Bodenplatte vollständig durchdrungen ist, wird über das zeitliche Integral bewerkstelligt:

$$h_{\text{Temelín}}^{\text{Grenz}} = \int_{t_P^0}^{t_P^1} v_{\text{Temelín}} dt_P \quad 1.14.$$

Die Zeit $t_{P, 1}$ wird dabei numerisch ermittelt und beträgt $t_{P, 1} = 1,298 \cdot 10^5 \text{ s} \approx 36 \text{ h}$, wobei die Erosionsdauer $t_{P, 1} - t_{P, 0} = 9,457 \cdot 10^4 \text{ s} \approx 26 \text{ h}$ beträgt.

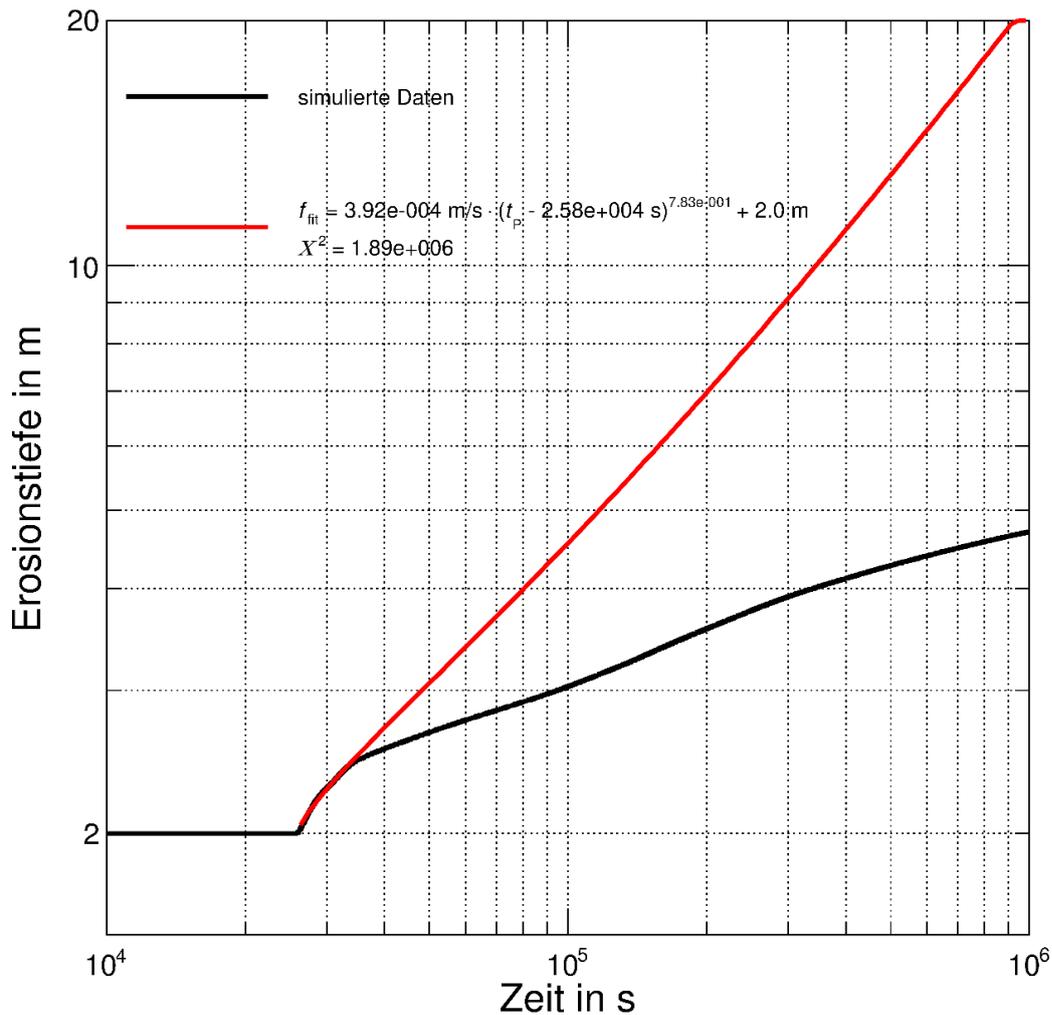


Abb. 3.2 Regressionsrechnung für die Erosionstiefe in der KONVOI-Simulation

3.3.3 Bestimmung des Quellterms

Die zu verwendenden Quellterme nach /STA 01/ bestehen in der Angabe der Anteile von freigesetzten Stoffklassen am Kerninventar. Diese Stoffklassen beschränken sich dabei auf Edelgase, volatile und nicht-volatile Spaltprodukte.

Ein Quellterm versteht sich als Freisetzung von Aktivitäten gewisser Leitnuklide. Um nun die Angaben aus /STA 01/ in einen Quellterm zu überführen, ist zunächst das Kerninventar der Nuklide zu bestimmen. Dies geschieht trivialerweise über die Skalierung des Inventars des Nuklids j eines deutschen DWR (aus SSK Heft 38 /SSK 04/) mit dem Verhältnis der thermischen Leistungen:

$$N_j^{\text{Temelin}} = N_j^{\text{dDWR}} \cdot \frac{P_{\text{th}}^{\text{Temelin}}}{P_{\text{th}}^{\text{dDWR}}}$$

1.15.

Ferner sind die Nuklide, die zu Xe-133, Kr-88, Te-132, Cs-137 und I-131 gewählt worden sind, den Stoffklassen aus /STA 01/ zuzuordnen. Dies wird mittels der Angaben aus /IAEA 95/ vollzogen, so dass sowohl Xe-133 als auch Kr-88 in die Gruppe der Edelgase eingruppiert und Te-132, Cs-137, I-131 der Gruppe der flüchtigen Aerosole zugeschlagen worden sind.

In Bezug auf die Werte aus /STA 01/ ist noch zu ergänzen, dass nicht klar ist, zu welchem Zeitpunkt diese Werte anzunehmen sind. Es wird jedoch davon ausgegangen, dass der SHB nicht versagt und auch keine Freisetzung über eine Druckentlastung stattfindet, welches relevant ist für die Freisetzung. Für die Freisetzungszeit wurde nun der Einfachheit halber das Ende des angegebenen Intervalls verwendet.

Als Letztes ist noch der radioaktive Zerfall zu berücksichtigen, welches mit dem wohlbekanntesten Exponentialgesetz geschieht. Allein die Zerfallszeit ist noch zu wählen, die, wie oben angedeutet, in dem Ende des Freisetzungintervalls bestehen soll.

Im Folgenden sind die beiden Sequenzen aus /STA 01/ noch einmal beschrieben und mit dem Quellterm und relevanten Zeiten versehen. Im Falle der Quellterme ist auch die Zeit angegeben, die für den Zerfall verwendet wurde.

3.3.4 Ergebnisse für Sequenz V

Die Sequenz V ist in /STA 01/ als Szenario mit einem großen Leck an einem heißen Sammler Deckelflansch als auslösendes Szenario beschrieben. Dieses Leck stellt einen SHB-Bypass in die Umgebung der Anlage dar. Zusätzlich wird ein SBO für 24 h angenommen. Lediglich die Verfügbarkeit zweier Druckspeicher wurde für die Quelltermmittlung mit dem Code STCP-M (Vorläufer von MELCOR) berücksichtigt.

Die Zeiten relevanter Ereignisse sind in Tab. 3-4 gezeigt. In /STA 01/ findet die Freisetzung innerhalb von 90 Minuten statt, wobei ein Kernschaden in der hier vorgenommenen Simulation nach der Modifikation ca. 3 ¼ Stunden auftritt. In /STA 01/ ist von einer Zeit zwischen 35 und 90 Minuten die Rede. Es ist nicht klar, ob damit die Phase größter Freisetzung oder die gesamte „in vessel“-Phase gemeint ist. Eigene Abschätzungen deuten jedoch darauf hin, dass die Zeiten nicht kompatibel mit einem Bezug zum Szenariobeginn sind. Falls die Zeit ab Kernschaden gemeint sein sollte, scheinen die Zeiten realistischer.

Tab. 3-3 Aktivitätsfreisetzung der Elementklassen beim Szenario V, nach /STA 01/, rad.
Zerfall berücksichtigt

Elementklasse	Ursprungsaktivität in Bq:	freigesetzter Anteil nach 90 min:	freigesetzte Aktivität nach 90 min (dfU versagt nicht) in Bq:
Xe-133	6,135E+18	7,8E-01	4,746E+18
Kr-88	2,245E+18	7,8E-01	1,213E+18
Te-132	4,246E+18	1,9E-01	7,960E+17
Cs-137	2,423E+17	1,9E-01	4,604E+16
I-131	2,942E+18	1,9E-01	5,559E+17

Tab. 3-4 Zeiten relevanter Ereignisse beim Szenario V, Zeitabschätzung auf Basis einer MELCOR-KONVOI-Simulation

Ereignis	Zeit (dfU versagt) in s	Zeit (dfU versagt nicht) in s
Szenariobeginn	0,000E+00	0,000E+00
RESA	4,359E+00	4,359E+00
Kernschaden	8,274E+03	1,202E+04
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	2,861E+04	2,542E+04
RDB-Versagen	3,391E+04	2,899E+04
Grenzerosion Bodenplatte	1,711E+05	1,662E+05

3.3.5 Ergebnisse für Sequenz AB

Gemäß /STA 01/ handelt es sich im Falle der Sequenz AB um einen großen Kühlmittelverlust (doppelseitiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung mit 850 mm Durchmesser) im kalten Bein als auslösendes Ereignis mit anschließendem SBO. Hierbei ist eine Dauer von 48 h angenommen worden. Notfallmaßnahmen sind nicht angenommen worden. Lediglich zwei Druckspeicher wurden zur Einspeisung berücksichtigt. In Tab. 3-5 sind die Freisetzungen der Aktivität angegeben, basierend auf den Angaben in /STA 01/, wobei die Anfangsaktivität der Aktivität aus /STA 01/ entspricht, skaliert mit dem Verhältnis der thermischen Leistungen eines KONVOI und des hier betrachteten WWER-1000-Reaktors. Die Zeit für die Berechnung des Zerfalls ist auf 48 h festgelegt worden, welches der Angabe der SBO-Dauer in /STA 01/ entspricht.

Tab. 3-5 Aktivitätsfreisetzung der Elementklassen beim Szenario AB, nach /STA 01/, rad. Zerfall berücksichtigt

Elementklasse	Ursprungsaktivität in Bq	freigesetzter Anteil	freigesetzte Aktivität in Bq:
Xe-133	6,135E+18	4,0E-3	1,884E+16
Kr-88	2,245E+18	4,0E-3	7,136E+10
Te-132	4,246E+18	8,0E-5	2,205E+14
Cs-137	2,423E+17	8,0E-5	1,938E+13
I-131	2,942E+18	8,0E-5	1,980E+14

3.4 Zusammenfassung und Ausblick: Ausgewählte Quellterme für einen Unfall in einem KKW im grenznahen Ausland

In diesem Kapitel wurden exemplarische, einzelne Unfallabläufe für eine grenznahe Anlage (Referenzszenario S2 „Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze“) mit einem WWER-1000 Reaktor analysiert und ausgewertet. Das explizite Ziel dieser Analysen war es, den zeitlichen Unfallablauf näher zu untersuchen, um die Ergebnisse für die Entwicklung eines für das Referenzszenario S3 exemplarischen Übungsszenarios nutzen zu können. Hierzu wurden, aufbauend auf den vorliegenden Informationen, nötige Zeitpunkte und Zeitskalen im Unfallablauf durch eigene Analysen ergänzt. Diese basieren auf thermohydraulischen Abschätzungen, die auf Grundlage von MELCOR-Simulationen für einen KONVOI durchgeführt worden sind und auf das KKW Temelín (WWER-1000) mit den dadurch zugrundeliegenden Unsicherheiten übertragen wurden.

Die vorliegenden zeitlichen Unfallablaufanalysen wurden auf die tschechische SUJB Sequenz V (Freisetzungen bei einem Containment-Bypass mit gleichzeitigem SBO) beschränkt. Die von ihr zu erwartende größere Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt ist radiologisch betrachtet gravierender als die der zusätzlich in Teilen analysierten tschechischen Alternativsequenz AB.

Die genannten Abschätzungen zu der Übertragung auf das KKW Temelín sind mit einer ungewissen inhärenten Unsicherheit behaftet. Zwar sind die thermohydraulischen Abschätzungen physikalisch plausibel, eine wirkliche Überprüfung bzw. Ermittlung der zugrundeliegenden Unsicherheit würde jedoch nur mit einem Vergleich dieser Abschätzungen mit einer Simulation eines WWER-1000 ermöglicht werden.

4 Transportunfälle mit Radionuklidinventar

Von den im hier zugrundeliegenden Diskussionsentwurf des allgemeinen Notfallplans des Bundes (im Folgenden ANoPI-Entwurf) vom 15. März 2022 festgelegten Referenzszenarien soll in diesem Abschnitt Referenzszenario S7 „Notfälle im Zusammenhang mit der Beförderung von radioaktivem Material mit Straßen-, Schienen- oder Luftfahrzeugen, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können“ näher betrachtet werden.

Gemäß der Definition im ANoPI-Entwurf umfasst dieses Referenzszenario Notfälle im Zusammenhang mit der Beförderung von radioaktivem Material mit Straßen-, Schienen- oder Luftfahrzeugen, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können. Ereignet sich der Notfall jedoch noch auf dem Gelände einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung, so ist er im Rahmen der gemäß ANoPI-Entwurf definierten Referenzszenarien S1-S5 zu behandeln. Auch im Falle einer vorsätzlichen Straftat, eines Notfalls im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen oder eines Transportnotfalls auf See fällt das Ereignis unter ein anderes Referenzszenario.

In diesem Kapitel werden verschiedener Behältertypen, welche für Transporte radioaktiven Inventars infrage kommen, vorgestellt, ergänzt um einen Überblick über die möglichen Inventare der vorgestellten Behälter sowie deren Freisetzunganteile im Falle verschiedener Einwirkungen. Um eine Abschätzung der Wahrscheinlichkeit von Transportunfällen vorzunehmen, werden Transporthäufigkeiten verschiedener Verkehrsträger auch in Abhängigkeit des transportierten Inventars untersucht. Anschließend werden die definierten Szenarien vorgestellt und zusammenfassend beschrieben.

4.1 Transportbehälter und Inventare

Dieser Abschnitt liefert einen groben Überblick über verschiedene Behältertypen, ihre Verwendung und die erforderliche Auslegung und Prüfungsanforderungen.

4.1.1 Allgemeines zu Transportbehältern und ihrer Auslegung

Gemäß der “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material” der IAEA von 2018 /IAEA 18/ werden Transportbehälter für radioaktives Material in verschiedene Typen kategorisiert. Transportbehälter des Typs IP 1 bis IP 3 („Industrial Package“, u. a. Behälter für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) und des Typs A (für radioaktive Inventare, die nur

eine begrenzte radiologische Gefährdung darstellen, z. B. radiopharmazeutische Produkte) sind zulassungsfrei. Für Transportbehälter des Typs B (z. B. für abgebrannte BE oder HRQ) sowie des Typs C (zu verwenden bei Beförderung im Luftverkehr) sind dagegen Zulassungen für die Bauart des Versandstücks erforderlich.

Eine aktuelle Auflistung von in Deutschland zugelassenen sowie anerkannten ausländischen, zulassungspflichtigen Transportbehältertypen ist auf der Homepage des BASE zu finden /BAS 21a/. Demnach ist der überwiegende Großteil der in Deutschland zugelassenen bzw. anerkannten zulassungspflichtigen Transportbehältertypen für den Transport von Brennelementen (z. B. abgebrannt, beschädigt) oder radioaktiven Abfällen vorgesehen. Es besitzen jedoch auch weitere Behälter eine Zulassung bspw. für den Transport von HRQ. Je nach Zweck unterscheidet sich die Bauweise der Behälter erheblich. Darüber hinaus kann zwischen Behältern für schwach-/mittelaktive und hochaktive Abfälle, d. h. für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und wärmeentwickelnde Abfälle, unterschieden werden. Zu Letztgenannten gehören u. a. bestrahlte Brennelemente.

Im dritten Kapitel der Untersuchung des TÜV Nord zur Bewertung des radiologischen Inventars an KKW-Standorten /HEI 12/ werden Behältertypen, welche dort zur Zwischenlagerung von Abfällen verwendet werden, hinsichtlich verschiedener Kriterien eingeordnet. Grundsätzlich müssen die sicherheitstechnischen und lagerungsrelevanten Anforderungen an einen betrachteten Behälter bereits vor Anlieferung an einen (End-)Lagerungsstandort erfüllt sein. Dies bedeutet, dass die in /HEI 12/ verwendeten Parameter auch für die Kategorisierung von Transportbehältern als Anhaltspunkt dienen können.

Gemäß den Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material von 2018 /IAEA 18/ müssen Transportbehälter abhängig von ihrem Zweck und dem möglichen Inventar unterschiedliche Prüfungsanforderungen erfüllen. Diese sind in den Testvorschriften Section VII §§ 701-737 von /IAEA 18/ definiert, wobei verschiedene Beförderungsbedingungen als Grundlage verwendet werden. Diese beschreiben Routinebetrieb ohne Zwischenfälle (im Folgenden Routinebedingungen), Normalbetrieb mit kleineren Zwischenfällen (Normalbedingungen) und Unfallbedingungen nach § 106. Allgemein gilt, dass bei höherem Aktivitätsinventar auch die Anforderungen an die Robustheit der Transportbehälter steigen.

In Table 2 in /IAEA 18/ sind für sämtliche Radionuklide maximale Aktivitätsinventare festgelegt, ab welchen die Versandstücke verschiedene Anforderungen erfüllen müssen. Die Anforderungen sind in §§ 701-737 von /IAEA 18/ definiert. Die Aktivitätsgrenzwerte einzelner Beispielnuklide sind in Tab. 4-1 angegeben. Bei radioaktiven Stoffen, die in „besonderer Form“

vorliegen, gilt der Grenzwert A_1 und bei allen anderen Inventaren der Grenzwert A_2 aus Table 2 in /IAEA 18/. Diese Grenzwerte dürfen für Versandstücke Typ A nicht überschritten werden. Bei höheren Aktivitäten gelten die Anforderungen für Versandstücke des Typ B. Für den Transport als Luftfracht gelten gegebenenfalls gesteigerte Anforderungen für Versandstücke des Typs C /BMV 13/, bei welchen für radioaktive Stoffe der niedrigere Wert von $3.000 \cdot A_1$ (für besondere Form), bzw. $3.000 \cdot A_2$ (sonst), und 1.000 TBq als Grenzwert gilt.

Tab. 4-1 Aktivitätsgrenzwerte nach Table 2 in /IAEA 18/ für fünf Beispielnuklide

Radio-nuklid	A_1 [TBq]	A_2 [TBq]	Aktivitätskonz. für freigestelltes Material [TBq/g]	Aktivität bei freigestelltem Versandstück [Bq]
Co-60	4E-01	4E-01	1E+01	1E+05
Se-75	3E+00	3E+00	1E+02	1E+06
I-131	3E+00	7E-01	1E+02	1E+06
Cs-137	2E+00	6E-01	1E+01	1E+04
Ir-192	1E+00	6E-01	1E+01	1E+04

4.1.2 Freisetzunganteile

Im Rahmen der Bewertung der radiologischen Relevanz von sich am Standort eines KKW befindenden schwach- und mittelradioaktiven Inventare wurden in /HEI 12/ Freisetzunganteile für verschiedene Behältertypen ermittelt. In Abhängigkeit von einer mechanischen und/oder thermischen Belastung beschreiben diese Faktoren, welcher Anteil des im Behälter enthaltenen Inventars infolge von unfallbedingten Einwirkungen freigesetzt wird. Hierbei wird unterschieden zwischen massiven mechanischen Einwirkungen und länger dauernden Beeinträchtigungen durch einen Brand sowie die Kombination von mechanischen und thermischen Einwirkungen.

Wie in /HEI 12/ wurden in der Transportstudie Konrad /GRS 10/ Freisetzunganteile für verschiedene Behältertypen ermittelt, welche im Rahmen der Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe /GRS 17/ überarbeitet wurden. Die berücksichtigten Einwirkungen wurden in neun Belastungsklassen unterteilt, welche in Tab. 4-2 dargestellt sind.

Tab. 4-2 Definitionsschema der neun Belastungsklassen

Aufprallgeschwindigkeit	Branddauer und -temperatur		
	ohne Brand	30 min / 800° C	60 min / 800 °C
≤ 35 km/h	BK 1	BK 2	BK 3
36-80 km/h	BK 4	BK 5	BK 6
> 80 km/h	BK 7	BK 8	BK 9

Neben der Art der Belastung und des Behältertyps ist für die Ermittlung von Freisetzunganteilen die Art des transportierten Inventars von Bedeutung. In /GRS 10/ wurden daher Abfallgebindegruppen (AGG) definiert, welche in /GRS 17/ leicht angepasst wurden. Sie sind inklusive üblicher Behältertypen in Tab. 4-3 dargestellt.

Tab. 4-3 Definition der Abfallgebindegruppen (AGG)

AGG	Behältertyp	Abfallart
1	Stahlblechcontainer	Brennbare, unfixierte Abfälle
2	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Unfixierte und nicht kompaktierbare Abfälle (einschließlich Verdampferkonzentrate)
3	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	metallische Abfälle
4	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Kompaktierte Abfälle
5	Stahlblechcontainer	Zementfixierte Abfälle
6	Betonbehälter	Brennbare, unfixierte Abfälle
7	Betonbehälter	Zementfixierte Abfälle
8	Gussbehälter	Abfälle in Gussbehältern

In Tab. 4-4 sind die Freisetzunganteile aus /GRS 17/ für alle Abfallgebindegruppen aus Tab. 4-3 in der Belastungsklasse 9 (BK 9) dargestellt.

Tab. 4-4 Freisetzungsteile in Belastungsklasse BK 9

AGG	H-3		C-14		Halogene		Sonstige Aero-sole	
	0-10 µm	10-100 µm	0-10 µm	10-100 µm	0-10 µm	10-100 µm	0-10 µm	10-100 µm
1	1,0E+00	0	1,0E+00	6,0E-04	1,0E+00	0	1,0E-01	6,0E-04
2	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,0E+00	0	5,0E-03	6,0E-04
3	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,0E+00	0	4,0E-03	6,0E-06
4	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,6E-03	6,0E-06
5	5,0E-01	2,7E-05	2,8E-03	2,7E-05	1,0E+00	0	2,8E-03	2,7E-05
6	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,0E+00	0	1,0E-01	3,0E-04
7	2,5E-01	1,4E-05	1,4E-03	5,0E-01	1,4E-03	1,40E-05	1,4E-03	1,4E-05
8	5,0E-01	0	1,0E+00	0	1,0E+00	0	4,0E-03	0

4.1.3 Aktivitätsinventare

In Deutschland können für einen Transport infrage kommende Aktivitätsinventare können grundsätzlich in den Bereichen der Kerntechnik, Forschung, Medizin oder Industrie anfallen. Hierbei kann es sich u. a. um HRQ, un-/bestrahlte Brennelemente oder insbesondere um radioaktive Abfälle handeln.

In der Transportstudie Konrad /GRS 10/ werden die in Kerntechnik, Forschung, Medizin und Industrie anfallenden Abfallarten oder Rohabfälle unterschieden nach

- Flüssigkeiten, Konzentrate, Schlämme
- Ionenaustauscherharze
- Kompaktierbare und/oder brennbare Feststoffe
- Formbeständige Feststoffe, z. B. Bau- und Anlagenteile
- Filter, Filterkerzen

Vor dem Transport und der Endlagerung sind die Rohabfälle, sofern sie nicht bereits in fester Form vorliegen, zu verfestigen bzw. zu konditionieren. Diese Abfallprodukte werden i. d. R. unter Verwendung von meistens Beton oder Zement und seltener auch Bitumen oder Kunststoff hergestellt und folgenden Abfallproduktgruppen zugeordnet /GRS 10/, /HEI 12/, /GRS 17/:

- APG 01: z. B. Bitumen- und Kunststoffprodukte

- APG 02: z. B. Feststoffe
- APG 03: z. B. metallische Feststoffe
- APG 04: z. B. Presslinge
- APG 05: z. B. zementierte/betonierte Abfälle
- APG 06: z.B. Konzentrate

Für in der Kerntechnik anfallende konditionierte Abfälle werden in /HEI 12/ Spannen der Aktivitätskonzentration angegeben. Hieraus kann anschließend die Gesamtaktivität von befüllten (Transport-)Behältern abgeschätzt werden.

- Festabfälle: $10E+06$ - $10E+09$ Bq/m³
- Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Schwämme: $5E+06$ - $5E+10$ Bq/m³
- Verdampferkonzentrat: $1E+10$ - $1E+12$ Bq/m³
- Metallteile: $1E+08$ - $1E+12$ Bq/m³
- Filterkerzeneinsätze (DWR): $3E+06$ - $2E+12$ Bq/m³
- Kugelharze (DWR): $2,5E+12$ - $2,5E+13$ Bq/m³
- Ionentauscherharze (SWR): $5E+10$ – $2E+13$ Bq/m³

In der Transportstudie Konrad werden die Daten zu anfallenden radioaktiven Abfällen darüber hinaus hinsichtlich ihres Anteils am Gesamtaufkommen von Transporten radioaktiven Inventars in Deutschland ausgewertet. Demnach entfallen mehr als die Hälfte (ca. 55 %) der Transporteinheiten auf Abfälle aus der Forschung ca. 34 % auf KKW und nur 9 bzw. 2 % auf die kerntechnische Industrie bzw. die Sammelstellen des Landes und der Bundeswehr. Eine ähnliche Verteilung ergibt sich bei Betrachtung des Bruttovolumens der transportierten Abfälle.

Bei Betrachtung der Häufigkeitsverteilung der Aktivität pro Transporteinheit (Abb. 4.1) sowie der Anteile der Herkunftsbereiche an der in den Abfällen enthaltenen Aktivität wird ersichtlich, dass der überwiegende Großteil (81 %) der Aktivität der in Deutschland anfallenden radioaktiven Abfälle aus Kernkraftwerken stammt (Abb. 4.2).

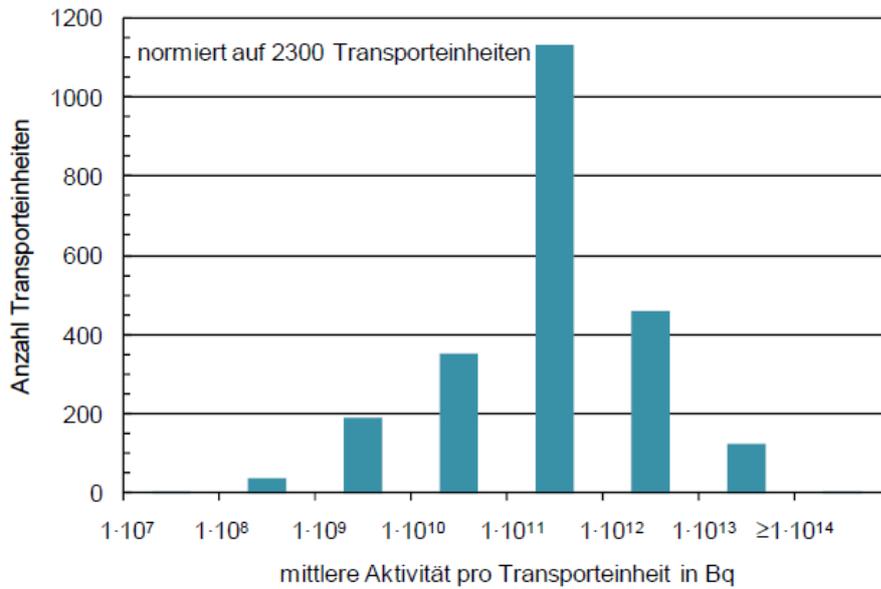


Abb. 4.1 Häufigkeitsverteilung der Aktivität pro Transporteinheit (Mittelwerte je Referenzabfall), /GRS 10/.

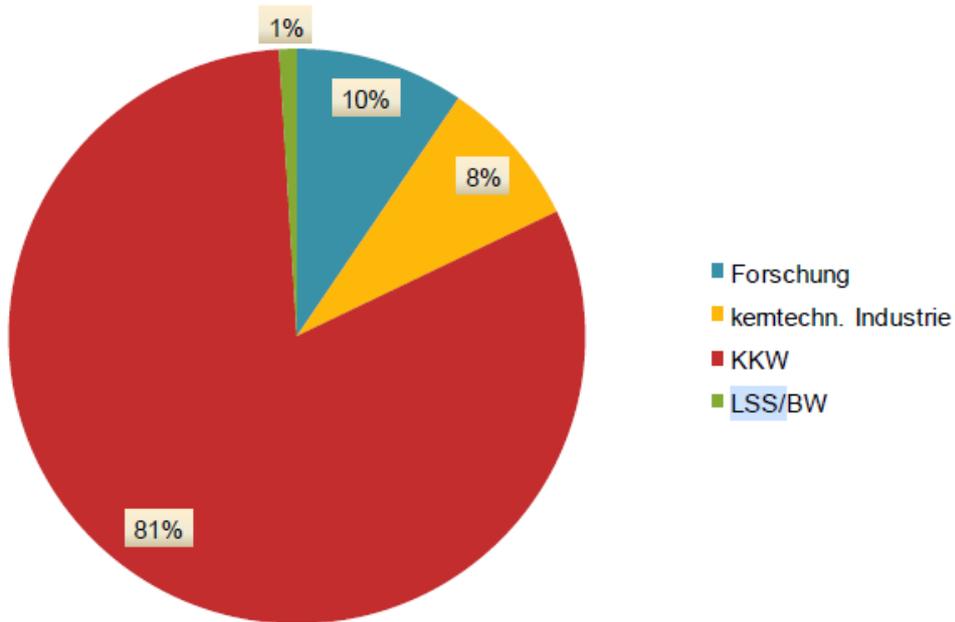


Abb. 4.2 Anteil der Herkunftsbereiche an der in den Abfällen enthaltenden Aktivität, /GRS 10/.

4.2 Verkehrsträger beim Transport radioaktiver Stoffe

4.2.1 Deutschland

Der Abschlussbericht GRS - 604 zu AP 4 des Vorhabens FKZ 4717E03370 liefert, basierend auf der darin durchgeführten Neuerhebung der Anzahl beförderter Versandstücke pro Jahr einen Überblick über die in Deutschland bei Transporten radioaktiver Stoffe genutzten Verkehrsträger /GRS 20/. Die mithilfe von u. a. an Transportunternehmen, Behörden und Hersteller gesendeten Fragebögen durchgeführte Erhebung bezieht sich auf das Kalenderjahr 2017. In diesem Jahr wurden der Erhebung zufolge ca. 720.000 Versandstücke mit radioaktiven Stoffen befördert, was jedoch nur als Untergrenze der Zahl beförderter Versandstücke betrachtet werden kann, da es sich nicht um eine abdeckende Erhebung handelt. Die überwiegende Zahl der Transporte betrifft radioaktive Stoffe, welche nicht mit der nuklearen Ver- und Entsorgung im Zusammenhang stehen. Die in /GRS 20/ vorgenommene Einteilung der transportierten radioaktiven Stoffe nach Anwendungsbereich ist in Tab. 4-5 dargestellt. Typische Inventare und Nuklide der Versandstücke sind in Tab. 4-6 aufgelistet. In den folgenden Abschnitten wird das in /GRS 20/ ermittelte Transportaufkommen der definierten Kategorien (vgl. Tab. 4-5) vorgestellt.

Tab. 4-5 Einteilung radioaktiver Stoffe nach Anwendungsbereichen, orientiert an /GRS 20/

Radioaktiver Stoff	Hauptanwendungsbereich
Kernbrennstoffe, Großquellen¹	
Kernbrennstoffe, Großquellen	Nukleare Ver- und Entsorgung, Forschung
Sonstige radioaktive Stoffe	
Vorprodukte zur Brennelementherstellung, Serviceequipment, radioaktive Abfälle	Nukleare Ver- und Entsorgung, Forschung
Radiographische Strahlenquellen und Strahlenquellen zur Feuchte- und Dichtemessung	Radiographie, Messtechnik
Radiopharmaka, radioaktive Präparate und sonstige Strahlenquellen	Medizin, Forschung, Technik

¹ Großquellen sind nach § 186 Abs. 1 Strahlenschutzgesetz /SSG 17/ sonstige radioaktive Stoffe, deren Aktivität je Beförderungs- oder Versandstück den Aktivitätswert von 1000 TBq überschreitet .

Tab. 4-6 Gängige Nuklide und Inventare radioaktiver Versandstücke orientiert an /GRS 20/

Radioaktiver Stoff	Gängige Nuklide	Menge / Aktivität
Kernbrennstoffe	Pu-239, Pu-241 U-233, U-235	k. A.
Großquellen	Co-60	> 1.000 TBq
Sonstige radioaktive Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung	k. A.	k. A.
Sonstige radioaktive Stoffe aus der Radiographie und zur Feuchte- und Dichtemessung	Co-60, Se-75, Cs-137, Ir-192, Am-241	k. A.
Radiopharmaka, radioaktive Präparate und sonstige Strahlenquellen	k. A.	k. A.

4.2.1.1 Kernbrennstoffe

Für das Bezugsjahr 2017 wurden in /GRS 20/ 436 Transporte von insgesamt 2.921 Versandstücken mit Kernbrennstoffen erfasst. Davon wurden ca. 79,6 % auf der Straße, 19,9 % in einer Kombination auf Wasser (See und Binnengewässer) und Straße und 0,5 % ausschließlich auf See transportiert (vgl. Tab. 4-7).

Bei den transportierten Versandstücken handelte es sich in 39 % der Fälle um Industriever sandstücke, in 18 % um Typ A- und in 39 % um Typ B-Versandstücke (vgl. Tab. 4-8). Bei 4 % der Fälle handelte es sich um Sondervereinbarungen.

Tab. 4-7 Verkehrsträger beim Transport von Kernbrennstoffen

Verkehrsträger	Häufigkeit
Straße	79,6 % (347)
Schiene	-
Luft	-
See	0,5 % (2)
Wasser (See und Binnengewässer) und Straße	19,9 % (87)

Tab. 4-8 Häufigkeit der Versandstückarten beim Transport von Kernbrennstoffen

Versandstückart	Häufigkeit
IP-2, IP-3, IF	39 % (1.138)
Typ A, Typ AF	18 % (530)
Typ B(U), Typ B(U)F	39 % (1.129)
Sondervereinbarungen (X, s. 6.4.23.11 ADR /ADR 19/)	4 % (124)

4.2.1.2 Großquellen

Im betrachteten Zeitraum wurden nach /GRS 20/ 19 Transporte von insgesamt 45 Versandstücken registriert. In sämtlichen Fällen handelte es sich um Co-60-Großquellen mit Aktivitätsinventaren größer als 1000 TBq² und Versandstücke vom Typ B(U). Die Aufteilung auf die innerhalb Deutschlands genutzten Verkehrsträger für Transporte von Großquellen ist in Tab. 4-9 dargestellt.

Tab. 4-9 Verkehrsträger beim Transport von Großquellen

Verkehrsträger	Häufigkeit
Straße	26 % (5)
Schiene	-
Luft	-
See	21 % (4)
See und Straße	53 % (10)

4.2.1.3 Sonstige radioaktive Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung

In der Erhebung wurden für das Bezugsjahr 2017 972 Transporte von insgesamt 3.085 Versandstücken erfasst. Die Anteile der hierbei genutzten Verkehrsträger und der Art der Versandstücke sind in Tab. 4-10 bzw. Tab. 4-11 aufgelistet. Konkretere Informationen zu den transportierten Inventaren (z. B. Nuklid, Gesamtaktivität) waren nicht vorhanden.

² Den Angaben in /BFS 12/ zufolge waren im Februar 2012 Co-60-HRQ mit Aktivitäten bis zu $2 \cdot 10^4$ TBq registriert. Grundsätzlich sind aber auch Aktivitäten von Co-60-HRQ bis 10^5 TBq möglich.

Tab. 4-10 Verkehrsträger beim Transport sonstiger radioaktiver Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung

Verkehrsträger	Häufigkeit
Straße	90 % (872)
Schiene	8 % (78)
Luft	-
See	2 % (22, i. d. R. mit Vor-/Nachlauf auf Schiene/Straße)
See und Straße	-

Tab. 4-11 Häufigkeit der Versandstückarten beim Transport sonstiger radioaktiver Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung³

Versandstückart	Häufigkeit
Freigestellt	44 % (1.195)
Industrierversandstücke (LSA-I, LSA-II, SCO-I)	29 % (799)
Typ A	12 % (325)
Typ B(U)	15 % (399)

4.2.1.4 Sonstige radioaktive Stoffe aus der Radiographie und zur Feuchte- und Dichtemessung

In der Erhebung des Transportaufkommens wurden in dieser Kategorie 292.911 Transporte mit mindestens einem Versandstück je Transport erfasst. Hierbei handelte es sich ausnahmslos um Straßentransporte. Informationen zu der Versandstückart sowie zu den transportierten Nukliden oder der Größe der Inventare wurden im Vorhaben nicht ermittelt. Allerdings ist aus älteren Studien bekannt, dass die Aktivität der eingesetzten Strahlenquellen üblicherweise zwischen 0,03 TBq (für Cs-137) und etwa 0,5 bis 3,7 TBq (für Ir-192 und Se-75) liegt /GRS 08/. Die radioaktiven Strahlenquellen unterliegen somit in der Regel der Meldepflicht an das Register über hochradioaktive Strahlenquellen nach § 85 Abs. 4 Strahlenschutzverordnung /SSV 21a/. Die nach /BFS 12/ im Jahr 2011 in Deutschland am häufigsten in HRQ verwendeten Nuklide sind in Tab. 4-12 aufgelistet.

³ In der Erhebung waren nur Informationen zu 2.718 Versandstücken verfügbar.

Die dort gezeigten Zahlen erlauben keine Rückschlüsse auf die Transporthäufigkeiten der Nuklide und sind auch nicht ausnahmslos der Verwendung in der Radiographie oder der Feuchte- und Dichtemessung zuzuordnen.

Tab. 4-12 Häufigste Nuklide unter den in Deutschland im Jahr 2011 als HRQ registrierten Nukliden (insgesamt ca. 23.000) /BFS 12/⁴

Nuklid	Anteil am HRQ-Register	Max. Aktivität im HRQ-Register
Co-60	32 %	2,1E+04 TBq
Se-75	10 %	4,1E+01 TBq
Cs-137	11 %	4,4E+04 TBq
Ir-192	44 %	4,2E+03 TBq

4.2.1.5 Sonstige radioaktive Stoffe aus der Medizin, Forschung und Technik

Die Zahl der Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe aus der Medizin, Forschung und Technik wurde in der Studie /GRS 20/ abgeschätzt. Basierend u. a. auf einer im Jahr 2008 im Vorhaben /GRS 08/ durchgeführten Erhebung wurde unter Berücksichtigung der zeitlichen Entwicklung der Anzahl nuklearmedizinischer Anwendungen eine Mindestanzahl von 420.000 Versandstücken in diesem Bereich unterstellt. Entwicklungen im Beförderungsaufkommen in den Bereichen Forschung und Technik konnten mangels Daten nicht einbezogen werden.

Es kann davon ausgegangen werden, dass die Mehrzahl der Transporte über den Verkehrsträger Straße stattfindet. Mit dem Verkehrsträger Luft werden nach den im Rahmen von /GRS 20/ erhobenen Daten mindestens 35.000 Versandstücke pro Jahr befördert. Der Verkehrsträger Schiene wird für den Stückgutverkehr seit 1998 nicht mehr verwendet, und der Verkehrsträger Wasser kommt u. a. aufgrund der Kurzlebigkeit vieler transportierter Nuklide nicht infrage. Deshalb können diese beiden Verkehrsträger in dieser Kategorie vernachlässigt werden. Eine Abschätzung der Zahl der tatsächlich transportierten Versandstücke konnte im Vorhaben /GRS 20/ nicht durchgeführt werden.

⁴ Im Jahr 2019 waren 53.200 Strahlenquellen registriert /BMU 22/. Laut /BMU 22/ waren aber „Von diesen 53.200 registrierten Strahlenquellen ... nur knapp 30 % „hochradioaktive Strahlenquellen“ im Sinn der Strahlenschutzverordnung, da sich ein Großteil dieser Strahlenquellen zum Berichtszeitpunkt nicht mehr im Geltungsbereich der deutschen Strahlenschutzverordnung befand (also z. B. ins Ausland verbracht worden ist) oder auf Grund des radioaktiven Zerfalls (insbesondere Nuklide mit einer geringen Halbwertszeit wie Ir-192 oder Se-75) wieder eine Aktivität unterhalb des HRQ-Grenzwertes aufwies.“

4.2.1.6 Transporthäufigkeiten gesamt

Die in /GRS 20/ ermittelte Zahl von Versandstücken (720.000) kann nur als Untergrenze der insgesamt beförderten Versandstücke angesehen werden. Es kann jedoch davon ausgegangen werden, dass der Anteil der nicht-erfassten Transporte von Versandstücken aus der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie der Radiographie und zur Feuchte- und Dichtemessung geringer ist als die Unsicherheiten im Bereich der Medizin, Forschung und Technik. Transporte radioaktiver Stoffe im Zusammenhang mit der nuklearen Ver- und Entsorgung oder von Großquellen stellen nur einen Anteil $< 1\%$ aller durchgeführten Transporte in Deutschland dar (vgl. Abb. 4.3). Der überwiegende Anteil der durchgeführten Transporte radioaktiver Stoffe in Deutschland findet auf der Straße statt (s. Abb. 4.4).

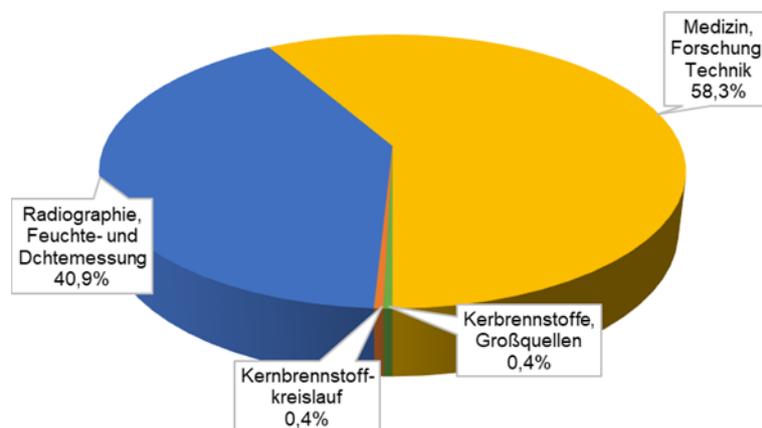


Abb. 4.3 Aufteilung der beförderten Versandstücke nach zugeordneten Bereichen /GRS 20/

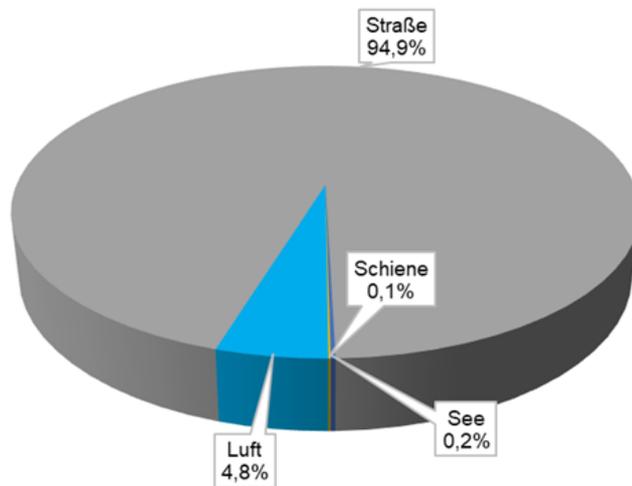


Abb. 4.4 Aufteilung der beförderten Versandstücke nach Verkehrsträgern /GRS 20/

4.2.1.7 Aktuelle Informationen des BASE

Das BASE gibt als Anzahl der durchgeführten Transporte von Kernbrennstoffen und Großquellen für die Jahre 2010 – 2020 knapp 4.800 Transporte (jährlich im Mittel zwischen ungefähr 300 und 500) an /BAS 21b/. Im Jahr 2020 handelte es sich bei ca. 97 % dieser Transporte um Kernbrennstoffe. Von den im Jahr 2020 durchgeführten 362 Transporten von Kernbrennstoffen wurden knapp 96 % auf der Straße und gut 4 % in einer Kombination der Verkehrsträger Wasser (hier: See) und Straße durchgeführt. Nur ein einzelner Transport fand in einer Kombination der Verkehrsträger Wasser (hier: See) und Schiene statt. In dem Jahr 2017 fanden dagegen nur knapp 80 % der Transporte auf der Straße, dafür aber ein wesentlich höherer Anteil von ca. 17 % in einer Kombination der Verkehrsträger Straße und Wasser (hier: See) statt (/GRS 20/). In den frei zugänglichen Daten des BASE /BAS 21b/ werden jedoch keine Informationen zur Zahl der beförderten Versandstücke für das Jahr 2020 zur Verfügung gestellt.

4.2.2 Frankreich

Einen Überblick speziell über Ereignisse, die sich während des Transports radioaktiven Materials in Frankreich ereignet haben, liefert das „Booklet: Transport of radioactive materials“ der IRSN /IRS 07/. Bezüglich der genutzten Verkehrsträger wird eine ähnliche Aufteilung wie in Abschnitt 4.2.1.6 festgestellt. Dem Bericht ist zu entnehmen, dass 89 % aller Transporte auf der Straße mit LKWs oder Lieferwagen und nur 4 % bzw. 3 % auf dem Luftweg bzw. auf der Schiene durchgeführt werden. Die verbleibenden 4 % der Transporte finden auf See statt und sind daher grundsätzlich den Referenzszenarien S13 oder S14 zuzuordnen. Insgesamt finden

in Frankreich jährlich ca. 900.000 Transporte radioaktiver Stoffe statt. Genauere Informationen zur Aktivität des Inventars oder der Nuklide sind dem Bericht nicht zu entnehmen.

4.3 Freisetzungsszenarien

Für die Definition von Freisetzungsszenarien im Referenzszenario S7 wurden in diesem Vorhaben Vorkommnisse recherchiert, bei welchen ein Zusammenhang zum Transport besteht. Bei der Recherche zeigte sich, dass Ereignisse beim Transport radioaktiven Materials – insbesondere mit relevanten Freisetzungen – grundsätzlich nur selten auftreten. In den folgenden Abschnitten werden nach grundsätzlichen Überlegungen zu möglichen Einwirkungen auf Versandstücke hinsichtlich ihrer Auslegung, zunächst tatsächliche Vorkommnisse geschildert, welche aus verschiedenen Berichten und Berichtsreihen gefiltert werden konnten. Anschließend werden jedoch auch extremere hypothetische Vorkommnisse mit Freisetzungen und entsprechenden Quelltermen vorgestellt. Dies soll die Untersuchung einer Bandbreite an möglichen Ereignissen im hier betrachteten Referenzszenario S7 ermöglichen.

4.3.1 Aufgetretene Ereignisse

Die Berichtsreihe „Besondere Vorkommnisse in ausländischen Kernbrennstoffversorgungsanlagen und Forschungszentren“ der GRS wird im Auftrag des BfS zweijährlich erstellt. Hierin werden besondere Vorkommnisse in ausländischen Anlagen mit Bezug zur Kernbrennstoffversorgung registriert und u. a. abhängig ihrer INES-Einstufung eingeordnet. In diesem Abschnitt werden die Berichtsreihen der Jahre 1999 – 2016 (im Mittel ca. 140 Ereignisse pro Bericht) weiter gefiltert und auf ihre Relevanz für das Referenzszenario S7 eingeordnet. Bei 20 Ereignissen konnte ein Zusammenhang zu einem Transportszenario hergestellt werden.

Da der überwiegende Teil noch auf dem jeweiligen Anlagengelände stattgefunden hat, sind diese zwar nach den Vorgaben des ANoPI-Entwurfs grundsätzlich nicht mehr dem Referenzszenario S7 zuzuordnen. Jedoch wurden diese Ereignisse bei der Einteilung dennoch berücksichtigt, sofern sie so auch außerhalb der betreffenden Anlage hätten stattfinden können. Am häufigsten traten geringfügige Kontaminationen (8 Ereignisse) oder leicht erhöhte Dosisleistungen (6 Ereignisse) auf. Eine der Kontaminationen wurde bei Anlieferung an der Außenfläche eines leeren Transportbehälters (Anlage Erwin, USA, Behälter Typ LR-230 für $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ mit U-235, Anreicherung $<5\%$) festgestellt. Die gemessenen Aktivitäten für Alpha- und Betastrahler betragen $1,3 \text{ Bq/cm}^2$ bzw. $2,2 \text{ Bq/cm}^2$. Es wurde kein Schaden am Behälter festgestellt, und daher vermutet, dass die Kontaminationen durch das Herabfallen von Flüssigkeitstropfen beim Entladen verursacht wurden /GRS 13/. Viermal wurde der Verlust eines

radioaktiven Versandstücks gemeldet und zweimal kam es zum Austritt radioaktiven Materials. Als Beispiel sei hier ein undichtiges Fass mit etwa 780 MBq Tritium genannt, welches durch Leckage auf einem Hotelparkplatz zu einer Bodenkontamination von ca. 0,5-0,7 Bq/cm² (Firma Pecos, Staat Washington, USA) führte. Die Ursache für die Leckage war vermutlich ein Materialfehler /GRS 07/. In $\frac{3}{4}$ der Fälle war die Ursache entweder unbekannt (9 Ereignisse) oder menschlichem Fehlverhalten (6 Ereignisse) zuzuordnen. Materialversagen wurde dreimal und organisatorische Mängel zweimal als Ursache angegeben.

Nach /IRS 07/ (vgl. Abschnitt 4.2.2) treten jährlich im Mittel ca. 1-2 Transportunfälle mit Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt auf. Jedoch ist es selbst bei den schlimmsten dieser Unfälle nur zu sehr geringen Freisetzungen gekommen, und diese konnten mit lokal isolierten Maßnahmen bewältigt werden. 14 dieser Ereignisse mit ernsthafteren Konsequenzen im Zeitraum zwischen 1983 und 2007 sind in /IRS 07/ näher beschrieben (Einstufung INES 1 – 3). Vier der Vorkommnisse fanden auf Schiffen statt und fallen daher unter Referenzszenario S13 bzw. S14. In sechs Fällen handelte es sich tatsächlich um Verkehrsunfälle, bei zweien zusätzlich mit einem Feuer. In einem dieser Unfälle mit Feuer kam es zu einer Freisetzung (LKW-Transport von 900 Ionisationsrauchmeldern (Am-Quellen): Kontamination einer Fläche von 1 m² mit 3,7 kBq/kg in den genommenen Bodenproben), während im anderen Fall das Containment der Typ B-Transportbehältnisse (medizinische Cs-HRQ) dem Feuer standhielt. Insgesamt kam es bei diesen Verkehrsunfällen zweimal zu Freisetzungen und einmal zu einer Kontamination von Ladung (maximale Exposition von Personal und Bevölkerung unter 1 mSv). Bei einem der vier übrigen Unfälle mit Freisetzung radioaktiven Materials kam es nach dem Bruch einer mit Iod-131 befüllten Flasche zu einer Personenkontamination und einer geschätzten Organdosis der Schilddrüse von ca. 0,6 mSv. In einem weiteren Fall fiel ein Typ A Versandstück, welches mit 5 GBq I-131 in Pulverform befüllt war, von einem LKW und wurde anschließend höchstwahrscheinlich von folgenden Fahrzeugen überfahren. Das pulverförmige radioaktive Inventar wurde dadurch verteilt und führte zu lokalisierten Kontaminationen mit Dosisraten von 0,1 bis 0,2 mGy/h. Aufgrund der Halbwertszeit von 8 Tagen für I-131 konnte davon ausgegangen werden, dass sich die höchsten Dosisraten nach 8-10 Wochen wieder normalisiert hatten. Der Unfall mit der höchsten Einstufung (INES 3) hatte zwar keine Freisetzung zur Folge, jedoch wurde bei einer Person eine Dosisleistung von bis zu 100 mSv festgestellt. Dies erfolgte, da in einer Transportverpackung für 1000 Ir-192-Pellets (insgesamt 366 TBq) zwei der drei enthaltenen Pakete nicht richtig verschlossen waren. Während des Transports konnten so mehrere Pellets außerhalb der Abschirmung dieser Pakete gelangen, sie verblieben jedoch noch innerhalb der Transportverpackung, was die erhöhte Dosisleistung ohne Freisetzung oder Kontamination zur Folge hatte.

Die recherchierten Vorkommnisse bei Transporten radioaktiven Materials sind in Tab. 4-13 zusammengefasst. Bei sämtlichen Ereignissen handelt es sich um sehr spezifische Situationen mit jeweils nur geringen Freisetzungen.

Tab. 4-13 Transport-Vorkommnisse mit Freisetzungen

	Situation	Ursache	Quellterm/ Exposition
Abfall	Kontamination an Außenseiten von leerem Behälter (UO ₂ (NO ₃) ₂)	Unklar, vermutlich Tropfen beim Ausladen	1,3 Bq/cm ² (α) 2,2 Bq/cm ² (β)
Abfall	Leckage aus undichtem Fass (Hotelparkplatz)	Vermutl. Materialfehler	780 MBq Tritium 0,5-0,7 Bq/cm ²
HRQ	Bodenkontamination nach Brand bei LKW-Transport von 900 Ionisationsrauchmeldern (Am-Quellen)	Verkehrsunfall	Kontamination auf 1 m ² mit 3,7 kBq/kg (Bodenprobe)
HRQ	Herunterfallen von Versandstück Typ A I-131 (5 GBq) von LKW, anschließende Freisetzung des kompletten Inventars nach Zerstörung durch Überfahren	Nicht genannt	0,1-0,2 mGy/h (Normalisierung nach 8-10 Wochen)

4.3.2 Wahrscheinliche Ereignisse mit Freisetzungen

Aufgrund der in Abschnitt 4.2.1 dargestellten Nutzungshäufigkeiten der verschiedenen Verkehrsträger Straße, Schiene und Luft beim Transport radioaktiver Stoffe erscheint das Szenario eines Unfalls auf der Straße im Vergleich zu den Verkehrsträgern Schiene und Luft am wahrscheinlichsten.

In Teil 3 „Abdeckungsgrad der Prüfbedingungen für Versandstücke“ der „Untersuchungen zur Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe“ /GRS 14a/ werden mögliche Einwirkungen auf radioaktive Versandstücke bei Transporten mit verschiedenen Verkehrsträgern (Schiene, Luft, Straße, See) untersucht. Basierend auf von der IAEA vorgegebenen Prüfungsrichtwerten für radioaktive Versandstücke wird die Wahrscheinlichkeit abgeschätzt, dass aus einem

Zwischenfall während eines Transports resultierende Einwirkungen (z. B. Stoß, Durchstoß, Aufprall, thermische Effekte) die vorhandenen Barrieren beschädigen. Die aktuelle Version der entsprechenden IAEA-Vorgabe stammt aus dem Jahr 2018 /IAEA 18/. Zusammenfassend wird in /GRS 14a/ festgestellt, dass die Anforderungen der IAEA an Versandstücke einen guten Schutz darstellen, gegen die bei Unfällen mit sämtlichen Verkehrsträgern möglicherweise anfallenden Belastungen. Dies beinhaltet mechanische Beeinträchtigungen, wie z. B. Aufprall, Stoß, Perforation oder Quetschungen, aber insbesondere auch thermische Einwirkungen aufgrund von heißen, langanhaltenden Bränden. Aufgrund der spärlichen Datenlage können für die betrachteten Verkehrsträger jedoch teilweise nur mit großen Unsicherheiten behaftete Aussagen über die Risiken getroffen werden⁵.

Aufgrund des deutlich überwiegenden Anteils des Verkehrsträgers Straße in Deutschland /BAS 21b/ (vgl. Abschnitt 4.2.1) ist die Fokussierung auf die Ergebnisse von /GRS 14a/ für diesen Verkehrsträger sinnvoll. Aufgrund eines erheblichen öffentlichen Interesses und der Vielzahl der Verkehrsteilnehmer bietet dieser Verkehrsträger eine sehr umfassende und detaillierte Datenbasis. Die in den betrachteten Datenbanken zu Unfällen auf Straßen erfassten mechanischen Belastungen werden mit den in /IAEA 18/ definierten Anforderungen an Versandstücke verglichen. Nach /GRS 14a/ sind in der überwiegenden Mehrheit der in den Datenbanken berücksichtigten Unfälle (98,8 %) die auftretenden maximalen mechanischen Einwirkungen durch die vorgegebenen Prüfanforderungen abgedeckt. Zusätzlich ist zu berücksichtigen, dass die Annahme, die in den Unfalldaten untersuchten, mechanischen Belastungen wirken mit gleicher Kraft auf das transportierte Versandstück, nur eine konservative Abschätzung sein kann. In der realen Unfallsituation wird die Stoßenergie des Aufpralls u. a. durch die Deformation des transportierenden Fahrzeugs und mögliche weitere dämpfende Elemente reduziert, sodass zwangsläufig nicht die komplette Stoßenergie auf das Versandstück einwirken kann.

Die Einordnung der bei Unfällen möglichen thermischen Einwirkungen ist schwieriger, da es sich bei Brandereignissen in Art, Größe und Umfang, wie sie in den IAEA-Prüfanforderungen zu Grunde gelegt werden, um seltene Einzelereignisse handelt. Dies sind beispielsweise Brände in Tunneln oder Garagen mit verringerter Wärmeabfuhr oder Brände mit brennbaren LKW-Ladungen mit hohen Heizwerten. Insgesamt ist die Brandwahrscheinlichkeit bei Unfällen jedoch gering, steigt aber mit der Schwere des Unfalls. Grundsätzlich ist bei Freisetzungen im Fall von Transportunfällen mit schwach wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen davon

⁵ Dies gilt insbesondere für den Verkehrsträger Luft. Andererseits kann die geringe verfügbare Datenmenge bei diesem Verkehrsträger auch als ein allgemeines Indiz für seine Sicherheit interpretiert werden.

auszugehen, dass die Gefährdung auch beim Ausbleiben von Gegenmaßnahmen nur gering ist. Der Transportstudie Konrad /GRS 10/ zufolge sind in diesem Transportunfallszenario in 150 m Entfernung vom Unfallort in 90 % der Fälle nur effektive Dosen unterhalb von 0,02 mSv und in 99 % Dosen < 0,3 mSv zu erwarten.

Es kann festgehalten werden, dass Freisetzungen aufgrund von Vorkommnissen, welche dem Referenzszenario S7 zugeordnet werden, grundsätzlich äußerst unwahrscheinlich sind. Die möglichen Quellterme hängen einerseits vom enthaltenen Inventar ab. Andererseits sind jedoch auch Unfallursache und die dadurch hervorgerufenen Schäden der Umhüllung des radioaktiven Inventars von Bedeutung. Wie in Abschnitt 4.3.1 beschrieben, sind in der Recherche nur sehr geringe Freisetzungen bei Unfällen mit HRQ registriert worden. Je höher die enthaltene Aktivität, desto höhere Anforderungen müssen die betreffenden Behälter und Versandstück erfüllen. Freigestellte Versandstücke, für welche diesbezüglich die geringsten Anforderungen gelten, stellen hier den unteren Rand der Bandbreite an möglichen Quelltermen dar.

Bei der Untersuchung von Ereignissen im Zusammenhang mit dem Transport radioaktiven Abfalls zeigte sich, dass vorwiegend Leckagen oder Kontaminationen auftraten, bei i. d. R. nur sehr geringen Quelltermen (vgl. Tab. 4-14).

Tab. 4-14 Untere Grenzen für Quellterm-Bandbreiten und Expositionen bei Vorkommnissen im Referenzszenario S7

	Situation	Quellterm / Exposition
Radioaktive Quellen	Zerstören der Quelle	Max. 1E+03 – 1E+09 Bq
Radioaktive Abfälle	Leckage	Wenige Bq
	Kontamination	Wenige Bq
	Unfall	Max. 0,3 mSv

4.3.3 Hypothetische Ereignisse

Im GRS-Vorhaben FKZ 3619S62586 zur Identifikation von Freisetzungsmechanismen /GRS 22/ werden Versandstücke hinsichtlich eines tieferen Analysebedarfs in verschiedenen Notfallszenarien untersucht. Für das Referenzszenario S7 wird darin ein absehbar erhöhter Untersuchungsbedarf für Typ B-Versandstücke festgestellt, vor dem Hintergrund eines steigenden Transportaufkommens aufgrund der zukünftigen Einlagerung radioaktiver Abfälle in Endlagern.

In den folgenden Abschnitten sollen einzelne hypothetische Szenarien mit Freisetzungen definiert werden. Basierend auf den Angaben zu Behälterinventaren und Quelltermen in /HEI 12/ (vgl. Abschnitt 4.1.3) und dem Freisetzungsverhalten gemäß der Transportstudie Konrad /GRS 10/ und der Überarbeitung der Freisetzungsanteile in /GRS 17/ können somit Quellterme für verschiedene Kombinationen von Behältern und Inventaren abgeschätzt werden.

Basierend auf den in /HEI 12/ definierten abdeckenden Quelltermen (und den hieraus zurückgerechneten Inventaren) für verschiedene Abfallarten und Behältertypen werden in den folgenden drei Abschnitten Quellterme für die Abfallgebindergruppen AGG 1-3, 6 und 8 mit den entsprechenden Freisetzungsanteilen aus Tab. 4-4 berechnet.

4.3.3.1 Szenario 1: Unfall Gussbehälter

Im Folgenden wird die unfallbedingte Freisetzung aus einem per Zug oder LKW transportierten Gussbehälter (AGG 8 nach Tab. 4-3) unterstellt. Das Inventar besteht aus Filterkonzentraten, -hilfsmitteln und -schlamm und führt zu einem abdeckenden Quellterm in Bezug auf die radiologische Relevanz. Es wird die konservative Annahme getroffen, dass die Partikelgrößen sonstiger Radionuklide im Bereich 0-10 µm liegen, was einen höheren Freisetzungsanteil bedingt. Der mithilfe der Freisetzungsanteile aus Tab. 4-4 berechnete Quellterm ist in Tab. 4-15 dargestellt.

Tab. 4-15 Quellterm Szenario 1: Gussbehälter

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	5,0E+10
C-14	1,4E+11
Fe-55	4,0E+10
Co-60	2,0E+11
Ni-63	1,6E+11
Rb-87	2,2E+05
Sr-89	1,7E+08
Sr-90	1,7E+09
Ag-108m	5,6E+07
I-129	1,4E+07
Cs-134	2,0E+10
Cs-137	1,4E+11
U-233	4,0E+04
U-234	4,0E+04
U-235	4,0E+04
U-238	4,0E+04
Pu-238	4,0E+06
Pu-239	4,0E+06
Pu-240	4,0E+06
Pu-241	4,0E+08
Am-241	4,0E+06
Cm-242	2,2E+05
Cm-243	4,0E+06
Cm-244	4,0E+06
Gesamt	7,60E+11

4.3.3.2 Szenario 2: Unfall Betonbehälter

Bei der unfallbedingten Freisetzung aus einem per Zug oder LKW beförderten Betonbehälter Typ II wird Inventar entsprechend AGG 6 aus Tab. 4-3 transportiert. Das Inventar besteht aus Ionentauscher- und Kugelharzen, Filterkerzeneinsätzen, Verdampfer-/Filterkonzentraten, -hilfsmitteln und -schlamm. Dies führt zu einem abdeckenden Quellterm in Bezug auf die radiologische Relevanz. Es wird die konservative Annahme getroffen, dass die Partikelgrößen

der Radionuklide im Bereich 0-10 µm liegen, sodass von einem höheren Freisetzungsteil ausgegangen werden kann. Der mit den Freisetzungsteilen aus Tab. 4-4 berechnete Quellterm ist in Tab. 4-16 dargestellt.

Tab. 4-16 Quellterm Szenario 2: Betonbehälter

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	1,1E+10
C-14	3,3E+10
Fe-55	2,0E+10
Co-60	3,3E+10
Ni-63	2,3E+10
Rb-87	8,1E+08
Sr-89	1,6E+06
Sr-90	1,6E+07
Ag-108m	8,1E+06
I-129	1,6E+05
Cs-134	1,6E+08
Cs-137	2,4E+09
U-233	3,3E+04
U-234	3,3E+04
U-235	3,3E+04
U-238	3,3E+04
Pu-238	1,6E+06
Pu-239	1,6E+06
Pu-240	1,6E+06
Pu-241	3,3E+08
Am-241	9,8E+05
Cm-242	6,5E+04
Cm-243	3,3E+05
Cm-244	3,3E+05
Gesamt	1,20E+11

4.3.3.3 Szenario 3: Unfall Stahlblechcontainer

In diesem Szenario wird die unfallbedingte Freisetzung aus einem Stahlblechcontainer beim Transport per Zug oder LKW wird unterstellt. Wie in den vorigen Abschnitten basiert das enthaltene Inventar auf den Angaben des TÜV-Berichts /HEI 12/ (Vergleiche Abschnitt 4.1.3). Enthalten sind Abfälle der Abfallgebindegruppen AGG 1-3, welche für diesen Behältertyp einen abdeckenden Quellterm bezüglich der radiologischen Relevanz liefern. Auch hier wird die konservative Annahme getroffen, dass die Partikelgröße der Radionuklide im Bereich von 0-10 µm liegt, was einen höheren Freisetzungsanteil zur Folge hat. Zusätzlich wird für die Nuklide der jeweils höchste Freisetzungsanteil der Abfallgebindegruppen AGG 1-3 aus Tab. 4-4 gewählt, um einen abdeckenden Quellterm zu erhalten. Der resultierende Quellterm ist in Tab. 4-17 dargestellt.

Tab. 4-17 Quellterm Szenario 3: Stahlblechcontainer

Nuklid	Quellterm [Bq]
C-14	4,60E+07
Mn-54	2,20E+07
Fe-55	2,80E+08
Co-58	8,80E+06
Co-60	3,00E+09
Ni-63	6,40E+08
Sr-90	8,80E+04
Nb-95	1,40E+08
Zr-95	5,40E+07
Tc-99	4,00E+04
Ag-110m	3,60E+07
I-129	8,80E+00
Sb-124	1,30E+07
Sb-125	1,40E+08
Cs-134	4,60E+06
Cs-137	1,10E+08
U-233	4,60E+04
U-234	3,60E+04
U-235	3,60E+03
U-238	8,80E+02
Pu-238	4,60E+04
Pu-239	3,60E+04
Pu-240	3,00E+04
Pu-241	7,60E+06
Am-241	4,60E+04
Cm-242	3,00E+04
Cm-243	2,60E+04
Cm-244	2,60E+04
Gesamt	4,50E+09

4.3.3.4 Szenario 4: Unfall im Tunnel

Aufbauend auf den in /HEI 12/ (s. Abschnitt 4.1.3) ermittelten Aktivitätsinventaren wurde im Abschlussbericht des GRS-Vorhabens 3611S60006 (GRS-A-3770) /GRS 14b/ ein Transportunfall postuliert und u. a. hinsichtlich des resultierenden Quellterms im Rahmen einer Tabletop-Übung analysiert. Im unterstellten Szenario kommt es zu einem Unfall von zwei Güterzügen in einem Tunnel, bei welchem geladene Stahlstangen des ersten Zuges durch den Aufprall als Projektil den auf dem zweiten Zug transportierten Behälter des Typs B (MOSAIK-Behälter Typ II, /GNS 19/) perforieren. Dieser verliert dadurch seine Gasdichtigkeit. Zusätzlich entsteht durch auf dem ersten Zug geladenes Benzin ein 7-stündiger, einhüllender Brand mit einer Brandtemperatur von 800 °C, sodass die Prüfanforderungen für Typ B-Behälter erreicht und überschritten werden. Der im Szenario auftretende Quellterm beträgt ca. ein Drittel des gesamten transportierten radioaktiven Inventars. Die genauen Werte sind in Tab. 4-18 dargestellt.

Tab. 4-18 Quellterm Szenario 4: Unfall im Tunnel

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]	Quellterm [Bq]
H-3	6,01E+10	9,63E+09
C-14	5,41E+10	8,67E+09
Fe-55	1,74E+12	2,79E+11
Co-60	2,92E+13	4,68E+12
Ni-63	8,27E+12	1,33E+12
Sr-90	1,22E+11	1,96E+10
Sb-125	7,92E+10	1,27E+10
Cs-134	7,66E+11	1,23E+11
Cs-137	9,69E+12	1,55E+12
Pu-241	5,00E+10	8,02E+09
Summe	5,00E+13	8,02E+12

4.3.3.5 Einordnung gemäß der Auswahlkriterien

Hinsichtlich der vorgestellten Auswahlkriterien für repräsentative Quellterme unterscheiden sich die beschriebenen Szenarien bezüglich:

1. Genauigkeit / Umfang
2. Ursprung / Verlässlichkeit
3. Aktualität
4. Skalierbarkeit

5. Abdeckende Betrachtung / Wahrscheinlichkeit

Zu 1.

Je nach Situation (Transport von Einzel-Nuklid-Quellen oder radioaktiven Abfalls) kann von einem kompletten Nuklidvektor unterschiedlicher Anzahl verschiedener Nuklide ausgegangen werden.

Zu 2.

Die Informationen zu den beschriebenen Szenarien und Quelltermen wurden aus verschiedenen größtenteils offiziellen Dokumenten zusammengetragen. Die Quellen stammen u. a. von BMUV, BfS, TÜV, GRS und IRSN.

Zu 3.

Die verwendeten Quellen stammen überwiegend aus den vergangenen 15 bis 20 Jahren. Unsicherheiten, welche insbesondere bei den Häufigkeiten der genutzten Verkehrsträger bestehen, liegen in erster Linie in grundsätzlich lückenhafter Datenlage begründet. Sie sind nur bedingt auf das Alter der Angaben zurückzuführen.

Zu 4.

Die ermittelten Quellterme sind grundsätzlich skalierbar. Insbesondere die in Abschnitt 0 beschriebenen Ereignisse können beispielsweise um weitere Behälter erweitert werden. Die Annahme, dass der Quellterm entsprechend mit der Zahl der betrachteten Behälter zu multiplizieren ist, stellt einen konservativen Ansatz dar, da unterstellt wird, dass die Einwirkungen bei allen Behältern zu den gleichen (maximalen) Freisetzungsteilen führen.

Zu 5.

Die vorgestellten Szenarien unterscheiden sich bezüglich ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit. Während die in Abschnitt 0 beschriebenen Szenarien (insbesondere Abschnitt 4.3.3.4) den „Worst Case“ unter konservativen, abdeckenden Annahmen beschreiben, stellen die „wahrscheinlichen“ Ereignisse in Abschnitt 4.3.1 und 4.3.2 untere Abschätzungen für Freisetzungen bei Transportunfällen dar.

4.4 Zusammenfassung: Ausgewählte Quellterme für Transportunfälle

In diesem Kapitel wurden Informationen zusammengetragen, anhand welcher repräsentative Szenarien und Quellterme im Referenzszenario S7 bestimmt werden sollten, dem „Transportunfall an Land“. Mit dem Ziel eine Bandbreite an Ereignissen und Quelltermen zu ermitteln,

wurden einerseits Szenarien definiert, welche als untere Abschätzung für das Referenzszenario S7 betrachtet werden können. Diese Szenarien beschreiben wahrscheinliche Vorfälle und haben vermutlich nur geringe Auswirkungen auf Menschen und Umwelt. Andererseits sollten Quellterme für extreme, vergleichsweise unwahrscheinliche „Worst Case“-Szenarien ermittelt werden, welche obere Abschätzungen für Freisetzungen im Referenzszenario S7 liefern sollten. Grundsätzlich ist festzuhalten, dass die Angabe einer Bandbreite an repräsentativen Ereignissen im betrachteten Referenzszenario nicht ohne weiteres möglich ist. Im Rahmen der Untersuchung zeigte sich die Vielfalt der möglichen Ereignisse, die unter das Referenzszenario S7 fallen, hinsichtlich diverser Aspekte.

Für die Angabe einer unteren Quellterm-Abschätzung ist die Ermittlung eines vergleichsweise wahrscheinlichen Vorfalls notwendig, infolgedessen nur geringe Auswirkungen auf Menschen und Umwelt erwartet werden. Wie in Abschnitt 4.3.1 anhand der Recherche aufgetretener Ereignisse dargestellt, sind derartige Vorkommnisse grundsätzlich sehr selten. Da die ermittelten Szenarien sich darüber hinaus in ihrer Art, Ursache und nicht zuletzt im resultierenden Quellterm wesentlich unterscheiden, sind sie für die zusammenfassende Definition eines wahrscheinlichen Ereignisses nur bedingt geeignet.

In Abschnitt 4.3.2 wurden die Betrachtungen in Abschnitt 4.3.1 zu registrierten Ereignissen ergänzt um Überlegungen zu den dokumentierten Transporthäufigkeiten verschiedener Verkehrsträger (Abschnitt 4.2). Hierauf basierend wurde eine allgemeine Definition einzelner Typen von wahrscheinlichen Freisetzungsszenarien vorgenommen. Aufgrund der Vielfältigkeit der möglichen transportierten Inventare sind Angaben zum Nuklidvektor jedoch nicht möglich und müssen Fall-spezifisch festgelegt werden. Dennoch war so eine untere Abschätzung für vergleichsweise wahrscheinliche Ereignisse im Referenzszenario S7 möglich.

Bei der oberen Quellterm-Abschätzung konnte auf detaillierte Untersuchungen u. a. des TÜV NORD, der GRS, des BMUV sowie des BfS zu Behältertypen, Inventaren und Freisetzungsteilen infolge verschiedener Einwirkungen zurückgegriffen werden. Daher konnten in Abschnitt 4.3.3 vergleichsweise genaue Angaben zum Quellterm im betrachteten Freisetzungsszenario gemacht werden. Die beschriebenen Quellterme stellen jeweils konservative obere Abschätzungen für hypothetische Ereignisse mit Freisetzungen im Referenzszenario S7 dar.

5 Hochradioaktive Quellen

Von den im Diskussionsentwurf des allgemeinen Notfallplans des Bundes (im Folgenden ANoPI-Entwurf) vom März 2023 festgelegten Referenzszenarien soll in diesem Abschnitt Referenzszenario S6 „Notfall im Zusammenhang mit sonstigen Tätigkeiten nach § 4 StrlSchG oder vergleichbaren Tätigkeiten nach ausländischem Recht“ und Referenzszenario S8 „Sonstiger Notfall mit radioaktiven Stoffen oder mit radioaktiven Kontaminationen“ näher betrachtet werden.

Dieses Szenario umfasst insbesondere auch Notfälle mit radioaktiven Stoffen. Da solche Notfälle grundsätzlich an allen Orten, an welchen der Umgang mit radioaktiven Stoffen stattfindet, auftreten können, ist für die genauere Behandlung und die Vermeidung der doppelten Betrachtung eines Notfalls eine Abgrenzung zu den anderen Referenzszenarien notwendig.

Das Gefährdungspotential eines Notfalls im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen wie hochradioaktiven Strahlenquellen (HRQ) soll in den folgenden Abschnitten genauer beleuchtet werden. Dies beinhaltet Fälle, in welchen ein derartiger Notfall nicht mehr ausgeschlossen werden kann, bzw. bereits eingetreten ist sowie insbesondere auch den Fall einer herrenlosen Strahlenquelle.

In diesem Kapitel werden einzelne Kriterien vorgestellt, anhand welcher die untersuchten Szenarien und Quellterme grob kategorisiert werden können, allgemeine Informationen (insb. gesetzliche, nationale sowie internationale Grundlagen und Vorgaben) zu HRQ in Deutschland zusammengestellt sowie ein Überblick über in Deutschland in Verwendung befindliche HRQ, deren Aufbau, Nutzung, Auslegung und Prüfungsanforderungen gegeben. Einzelne Szenarien werden anschließend beschrieben und die Ergebnisse zusammengefasst.

5.1 HRQ in Deutschland

5.1.1 Gesetzliche Vorgaben für den Umgang mit HRQ

Die gesetzlichen Regelungen und Vorgaben für Einordnung, Sicherheit und Sicherung von HRQ sind in §§ 83-98 StrlSchV beschrieben. Die Aktivität, ab welcher ein umschlossener radioaktiver Stoff als HRQ gilt, sind gemäß § 83 StrlSchV in Anlage 4 Tabelle 1 Spalte 4 StrlSchV für häufig in HRQ verwendete Nuklide vorgegeben. Diese können sich teilweise um mehrere Größenordnungen voneinander unterscheiden, da die Energie der ausgesendeten Strahlung der Nuklide stark variiert.

In Deutschland sind HRQ nach § 84 StrlSchV /SSV 21b/ im bundesweiten HRQ-Register /BfS 20/ zu registrieren. Die Dokumentation hierin erfolgt gemäß den Vorgaben in Abschnitt 2 („Kontrolle radioaktiver Strahlenquellen“, Artikel 85-91) der EU-Richtlinie 2013/59/Euratom /CEU 14/ (im Folgenden EU-Richtlinie) und damit EU-weit einheitlich. Dies soll sicherstellen, „dass die zuständigen Genehmigungs-, Aufsichts- sowie Sicherheitsbehörden jederzeit Informationen u. a. über Art, Aktivität, Besitzherrschaft und Standort der in ihren jeweiligen Zuständigkeitsbereichen befindlichen HRQ erhalten können“ /BFS 12/. Die erforderlichen Angaben bei der Registrierung und Anmeldung von HRQ im Register sind in Anlage 9 StrlSchV geregelt. Diese umfassen Informationen u. a. zur HRQ (z. B. Identifizierungsnummer, Verwendung, Gerätnummer, Aktivität), zum Inhaber der Genehmigung zum Umgang mit HRQ und ihrem Hersteller sowie Datumsangaben zum Verbleib der HRQ (insbesondere auch Einfuhr, Erwerb und Abgabe oder gegebenenfalls Entwenden und Wiederauffinden, vgl. Anlage 9 StrlSchV). Jegliche Meldungen im Register, die Änderungen bei einer HRQ betreffen (z. B. Einfuhr, Erwerb, Verlust, Weitergabe) sind vom BfS auf Vollständigkeit der Angaben zu prüfen und der betreffenden Behörde zu melden. Zum Zeitpunkt des Verfassens von /BFS 12/ sah die Version der StrlSchV /SSV 01/ folgende im Register zu dokumentierenden Eigenschaften der HRQ vor: Radionuklid; Angaben zur Aktivität zum Zeitpunkt der Herstellung sowie zum Hersteller; Quellen- und Kapseltyp; physikalische und chemische Merkmale; ISO- /ISO 99/ und ANSI-Einstufung; Bescheinigung über besondere Form. In der gültigen StrlSchV /SSV 21b/ sind gemäß /CEU 14/ bei der Registrierung nun jedoch noch ergänzende Informationen zur Art der HRQ zu dokumentieren: Die HRQ ist einer IAEA-Quellenkategorie nach /IAEA 05/ zuzuordnen (vgl. Abschnitt 5.1.5.6 und Tab. 5-2) und im Falle einer Neutronenquelle sind weitere Angaben zum Target sowie dem Neutronenfluss erforderlich. In Abb. 5.1 sind die für HRQ zu dokumentierenden Angaben dargestellt.

STANDARD RECORD SHEET FOR HIGH-ACTIVITY SEALED SOURCES (HASS) <i>(optional in italics)</i>		
1. HASS identification number Manufacturer device number Field of use:	2. Identification of the licenced undertaking Name: Address: Country: Manufacturer <input type="checkbox"/> Supplier <input type="checkbox"/> User <input type="checkbox"/>	3. Location of HASS (Use or storage) if not the same as in 2. Name: Address: Country: Fixed use <input type="checkbox"/> Storage <input type="checkbox"/> Mobile use <input type="checkbox"/>
4. Recording Date of start of recording: Date of transfer of records to historic file:	5. Licence Number: Date of issue: Date of expiry:	6. Operational controls of HASS Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date:
7. HASS characteristics Year of manufacture: Radionuclide: Activity at the date of manufacturing: Activity reference date: Manufacturer/Supplier (*): Name: Address: Country:	8. Receipt of HASS Date of receipt: Receipt from: Name: Address: Country: Manufacturer <input type="checkbox"/> Supplier <input type="checkbox"/> Another user <input type="checkbox"/>	Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date: Date:
Physical and chemical characteristics Source type identification: Capsule identification: ISO classification: ANSI classification: IAEA source category: Neutron source: Yes <input type="checkbox"/> No <input type="checkbox"/> Neutron source target: Neutron flux:	9. Transfer of HASS Date of transfer: Transfer to: Name: Address: Country: Licence number: Date of issue: Date of expiry: Manufacturer <input type="checkbox"/> Supplier <input type="checkbox"/> Other undertaking <input type="checkbox"/> Facility for long term storage or disposal <input type="checkbox"/>	10. Further information Loss <input type="checkbox"/> Date of loss: Theft <input type="checkbox"/> Date of theft: Findings: Yes <input type="checkbox"/> No <input type="checkbox"/> Date: Place: Other information:

(*) Where the manufacturer of the source is established outside the Community, the name and address of the importer-supplier may be provided instead.

Abb. 5.1 Vorgaben der zugehörigen Dokumentation für eine HRQ nach der Richtlinie 2013/59/Euratom /CEU 14/.

Um eine lückenlose Dokumentation des Verbleibs der HRQ zu garantieren, sind in § 85 StrlSchV Vorgaben zu Buchführung und Mitteilung beschrieben. Der Strahlenschutzverantwortliche hat die nach Anlage 9 StrlSchV notwendigen Informationen zur HRQ an die zuständige Behörde zu übermitteln und zu dokumentieren. Gemäß § 87 StrlSchV ist er insbesondere auch verantwortlich für die Sicherung und Lagerung radioaktiver Stoffe, was insbesondere auch HRQ betrifft. Dies beinhaltet u. a. den Schutz gegen Abhandenkommen sowie gegen unbefugten Zugriff. In § 88 StrlSchV sind Vorgaben und Fristen für Wartung und Prüfungen der verwendeten HRQ enthalten. Grundsätzlich müssen die betreffenden Geräte und Anlagen mindestens einmal jährlich gewartet werden, diese Frist kann jedoch unter Umständen angepasst werden. Wenn die Aktivität der HRQ beispielsweise kleiner ist als das Tausendfache des für das Nuklid relevanten Wertes (Anlage 4 Tabelle 1 Spalte 4 StrlSchV), so kann die zuständige Behörde die Frist für die Prüfung durch einen Sachverständigen auf drei Jahre verlängern. Entsprechende Prüfberichte sind der zuständigen Behörde auf Verlangen vorzulegen. Die für Dichtheitsprüfungen geltenden regulatorischen Vorgaben sind in § 89 StrlSchV dargelegt. Ebenso wie für die allgemeine Wartung und Prüfung ist auch die Durchführung von Dichtheitsprüfungen jährlich vorgesehen, sofern von der zuständigen Behörde kein anderer Zeitraum festgelegt wird. Die entsprechenden Prüfberichte sind der zuständigen Behörde auf Verlangen vorzulegen.

Nach §§ 91 und 92 StrlSchV unterliegen HRQ einer besonderen Kennzeichnungspflicht. Zusätzlich zur Kennzeichnung mit dem Strahlenzeichen (§ 91 StrlSchV) nach Anlage 10 StrlSchV müssen HRQ außerdem sichtbar und dauerhaft mit einer unverwechselbaren Identifizierungsnummer gekennzeichnet werden, welche dem BfS mitzuteilen ist (§ 92 StrlSchV). Ist die zusätzliche Kennzeichnung der HRQ aus technischen Gründen nicht möglich, so müssen gegebenenfalls verwendete Schutzbehälter oder Aufbewahrungsbehältnisse zusätzlich mit der Angabe „hochradioaktive Strahlenquelle“ versehen werden.

Bei der Abgabe von HRQ muss nach § 94 StrlSchV der Abnehmer die erforderliche Genehmigung besitzen und Dichtheit sowie Kontaminationsfreiheit der Umhüllung der HRQ müssen sichergestellt sein. Die bei Abgabe der HRQ beizufügende vollständige Dokumentation enthält u. a. die Identifizierungsnummer, Angaben zu Art und Aktivität der HRQ sowie verschiedene grafische technische Darstellungen. Nach Beendigung des Gebrauchs einer HRQ, liegt es in der Verantwortung des Strahlenschutzverantwortlichen, die HRQ dem nächsten Nutzer mit Genehmigung, dem Hersteller oder dem Verbringer, bzw. gegebenenfalls der Ablieferung als radioaktiven Abfall bzw. der Zwischenlagerung zuzuführen. Im Falle der Herstellung von HRQ oder ihrer Einbringung aus dem Ausland ist der Hersteller bzw. der erste Nutzer der HRQ in Deutschland verantwortlich für Rücknahme bzw. Sicherstellung der Rücknahme nach ihrer Nutzung (§ 95 StrlSchV). Grundsätzlich sind für die Nutzung von HRQ die relevanten Betriebsanleitungen bereitzuhalten (§ 97 StrlSchV) sowie die Anwender vorab in die Verwendung der betreffenden Geräte durch entsprechend qualifiziertes Personal einzuweisen (§ 98 StrlSchV). Dies ist durch den Strahlenschutzverantwortlichen sicherzustellen.

5.1.2 Notfälle mit HRQ

Bevor eine Einordnung des Notfalls erfolgt und entsprechende Maßnahmen eingeleitet werden, erfolgt die Prüfung verschiedener Kriterien für das Vorliegen eines Notfalls, welche im ANoPI-Entwurf in den Kapiteln 3.1 und 3.2 festgelegt sind. Diese beinhalten sowohl die Notfalldosiswerte für die Angemessenheit von frühen Schutzmaßnahmen als auch Richtwerte für die Ortsdosisleistung. Weiterhin kann ein Notfall vorliegen, wenn im Falle von Kontaminationen (z. B. Oberflächen, Haut, Kleidung) bestimmte Richtwerte überschritten werden. Außerdem ist im Falle der Erfüllung verschiedener Auslösekriterien für die Empfehlung eines Voralarms oder Katastrophenalarms oder der Auslösung einer Alarmstufe aus dem In- oder Ausland von einem Notfall auszugehen.

Gemäß den Vorgaben des ANoPI-Entwurfs wird ein Ereignis der Referenzszenarien S6 und S8 zunächst als lokaler Notfall eingeordnet (im Gegensatz zu regionalen und überregionalen

Notfällen). Die Einstufung des Notfalls ist bei der Bewertung und im Verlauf des Zwischenfalls jedoch anhand diverser Aspekte zu prüfen und gegebenenfalls anzupassen. Beispielsweise kann bei Vorliegen einer hohen Zahl betroffener Personen (über 50 Beteiligte), einer luft- oder wassergetragenen Ausbreitung oder eine Verschleppung der Kontamination oder mehr als nur örtlicher Auswirkungen eine Neueinordnung als regionaler (oder überregionaler) Notfall notwendig sein. In diesen Fällen ist dann ein radiologisches Lagebild von der nach § 108 StriSchG zuständigen Behörde zu erstellen. Beim überregionalen Notfall wird dies vom Radiologischen Lagezentrum (RLZ) des Bundes vorgenommen. Beim regionalen Notfall kann das Land, in welchem der Notfall sich ereignet hat, oder das RLZ das radiologische Lagebild erstellen. Dies kann gesetzlich so vorgesehen sein oder im Einzelfall entschieden werden. Das radiologische Lagebild beinhaltet sämtliche für die Bewertung der Lage vorliegenden und relevanten Informationen, welche bei den zu treffenden Entscheidungen und Schutzmaßnahmen zu berücksichtigen sind.

Hinsichtlich möglicher Zwischenfälle mit HRQ als lokalen Notfall in Deutschland gibt der ANoPI-Entwurf einen Überblick über hinreichende Kriterien für das Vorliegen eines Notfalls, Kriterien, bei deren Erfüllung in der Regel von einem Notfall auszugehen ist, sowie Anzeichen für eine mögliche radiologische Gefährdung (Tab. 3.1 bis Tab. 3.3 im ANoPI-Entwurf).

Im Falle einer radiologischen Gefährdung durch HRQ sind zunächst die zuständigen Behörden zu alarmieren und Messdienste und Hilfsorganisationen in Alarmbereitschaft zu versetzen. Weiterhin ist die radiologische Gefährdung abzuschätzen, wobei sämtliche zur Verfügung stehenden Informationen zu berücksichtigen (bspw. Stoffspezifika) und Aspekte des Strahlenschutzes einzubeziehen sowie das Gefährdungspotential für Einsatzkräfte und Bevölkerung zu bewerten sind. Gegebenenfalls ist hierfür auch die Unterstützung von Strahlenschutz-Experten anzufordern.

Bei der anschließend durchzuführenden Dosisabschätzung sind verschiedene Faktoren zu berücksichtigen. Für eine belastbare Vorhersage eines Quellterms (u. a. Freisetzungsdauer und -bedingungen) ist die Kenntnis des Zustands der HRQ erforderlich und die Prognose der Kontamination der Umwelt wird u. a. basierend auf Wetterdaten ermittelt. Sofern die vorhandenen Informationen für eine Dosisabschätzung ausreichend sind, so sind für die Umsetzung bestimmter früher Schutzmaßnahmen (bspw. die Anordnung des Aufenthalts in Gebäuden oder eine Evakuierung) die in der Notfall-Dosiswerte-Verordnung (NDWV) angegebenen Richtwerte für das Referenzszenario S8 zugrunde zu legen.

Liegen nicht genug Informationen für eine Dosisabschätzung vor, so sind die vorsorgliche Evakuierung bzw. der Aufenthalt in Gebäuden innerhalb eines minimalen Umkreises von 50 m (unabgeschirmter radioaktiver Stoff), 100 m (HRQ) bis 300 m (Feuer oder Explosion in der Nähe einer HRQ) um den Ort des Ereignisses herum anzuordnen. Generell sind in den betrachteten Fällen eines Feuers oder einer Explosion weitere Maßnahmen zur Minderung des Dosisbeitrags über den Nahrungspfad zu ergreifen und entsprechend Verhaltensempfehlungen für die Bevölkerung in einem Umkreis bis 10 km um den Ereignisort auszusprechen. Bei Zwischenfällen ohne Feuer oder Explosion, d. h. einer unabgeschirmten HRQ oder Austritt von radioaktiven Stoffen aus einer HRQ sind keine derartigen weiträumigen Maßnahmen durchzuführen. Für das Ergreifen weiterer Maßnahmen im Falle von Kontaminationen (Absperungen, Empfehlungen an die Bevölkerung sowie das Maßnahmenpaket Landwirtschaft) sind im ANoPI-Entwurf entsprechende Richtwerte festgelegt.

Weitere begleitende Maßnahmen sind durchzuführen, welche bspw. die umfassende gesundheitliche Versorgung (u. a. ärztliche Beurteilung, psychosoziale Betreuung), Kontaminationskontrolle und Dekontamination sowie die Registrierung betroffener Personen betreffen. Insbesondere beinhaltet dies jedoch auch die Information der Öffentlichkeit, um nicht radiologische Folgen zu verringern.

Weiterhin sind in der Dringlichkeitsphase des Notfalls (gleichermaßen für die lokale wie für die (über-)regionale Betrachtung) nicht radiologische Faktoren, in der Entscheidung über die Durchführung von Maßnahmen mit einzubeziehen. Diese können u. a. Gesundheits- oder Umweltgefahren beispielsweise durch chemisches Verhalten einer Kontaminationen oder spezielle Wetterphänomene (Sturm, Glatteis) sein, Machbarkeitsaspekte wie die Verfügbarkeit von geeigneten Einsatzkräften oder technischen Hilfsmitteln umfassen oder besondere infrastrukturelle Randbedingungen betreffen.

Die getroffenen Maßnahmen sind unter Berücksichtigung neuer Informationen sowie ihrer Wirksamkeit laufend zu überprüfen und gegebenenfalls anzupassen. Bei Feststellung der wesentlichen Stabilität der Lage erfolgt eine Bewertung der Lage. Sofern keine Schutz- oder sonstigen Maßnahmen erforderlich sind und eine verbleibende effektive Dosis im folgenden Jahr von maximal 1 mSv nicht überschritten wird, kann das Ende des Notfalls ohne Überführung in eine nach einem Notfall bestehende Expositionssituation vorgeschlagen werden. Ergibt die Bewertung der Lage, dass die verbleibende effektive Dosis von 20 mSv im folgenden Jahr voraussichtlich nicht überschritten wird, so erfolgt der Vorschlag des Ende des Notfalls durch Überführung in eine bestehende Expositionssituation.

5.1.3 IAEA-Kategorisierung von HRQ

Im IAEA Safety Guide No. RS-G-1.9 /IAEA 05/ werden Vorgaben zur Einstufung von HRQ gemacht, welche in Tab. 5-1 und Tab. 5-2 hinsichtlich ihres Gefährdungspotentials für Mensch und Umwelt beschrieben sind. Die Einteilung berücksichtigt ausschließlich unmittelbare deterministische Schäden, welche durch die sogenannten „D-Werte“ der IAEA u. a. nuklidabhängig quantifiziert werden. Die D-Werte stellen Grenzwerte für gesundheitsgefährdende Aktivitäten unterschiedlicher Nuklide dar. Stochastische Langzeitfolgen (u. a. erhöhtes Krebsrisiko, DNA-Schäden) fließen in die Kategorisierung nicht ein. Weitere Infos sind in /IAEA 05/, /IAE 07/, /IAEA 19/, /BFS 12/ zu finden.

Die fünf IAEA-Kategorien werden zusätzlich hinsichtlich der Auswirkungen einer Freisetzung des in der betreffenden HRQ enthaltenen radioaktiven Materials durch Feuer oder Explosion auf Menschen in der Umgebung sowie die Größe der kontaminierten Fläche eingeordnet. Die entsprechenden Einschätzungen sind in Tab. 5-2 aufgelistet.

Tab. 5-1 IAEA-Kategorisierung der Gefährdung von Menschen durch direkte Nähe zu HRQ /IAEA 05/.

Angegeben ist jeweils die Gefahr permanenter gesundheitlicher Schäden beim direkten Umgang bzw. ungeschützten Aufenthalt in der Nähe der HRQ.

Kategorie	Gefährdung für Menschen in direkter Umgebung der HRQ
1	Extrem gefährlich Umgang: Dauerhafte Schäden nach wenigen Minuten sehr wahrscheinlich Nähe: Tod nach wenigen Minuten bis zu einer Stunde sehr wahrscheinlich
2	Sehr gefährlich Umgang: Dauerhafte Schäden nach wenigen Minuten bis zu einer Stunde sind wahrscheinlich. Nähe: Tod nach einigen Stunden bis zu Tagen möglich
3	Gefährlich Umgang: Dauerhafte Schäden nach einigen Stunden sind wahrscheinlich. Nähe: Tod nach einigen Stunden bis zu Tagen möglich, aber unwahrscheinlich
4	Dauerhafte Schäden sind unwahrscheinlich. Temporäre Schäden nach direktem Umgang für einige Stunden oder Nähe von einigen Wochen sind möglich, aber unwahrscheinlich
5	Dauerhafte Schäden sind sehr unwahrscheinlich.

Tab. 5-2 IAEA-Kategorien für HRQ und mögliche Risiken bei Freisetzung des enthaltenen radioaktiven Materials aus der Umschließung bei Feuer oder Explosion.

Wie beim Umgang mit der noch umschlossenen HRQ bezieht sich die Einschätzung hier lediglich auf direkte deterministische Schäden. Stochastische Schäden werden nicht berücksichtigt.

Kat.	Freisetzung aus der HRQ durch Feuer oder Explosion
1	Lebensgefahr oder Gefahr permanenter Verletzungen für Menschen in direkter Umgebung (unwahrscheinlich) Wenig Gefahr ab Entfernungen größer mehreren 100 m Kontaminierte Fläche: Ca. 1 km ² (jedoch auch größer möglich)
2	Lebensgefahr oder Gefahr permanenter Verletzungen für Menschen in direkter Umgebung (sehr unwahrscheinlich) Wenig Gefahr bei Entfernung größer 100 m Kontaminierte Fläche: < 1 km ²
3	Lebensgefahr oder Gefahr permanenter Verletzungen für Menschen in direkter Umgebung (extrem unwahrscheinlich) Wenig Gefahr bei Entfernung größer mehrere m Kontaminierte Fläche: kleiner Bruchteil von 1 km ²
4	Keine Gefahr permanenter Verletzungen
5	Keine Gefahr permanenter Verletzungen

5.1.4 Welche HRQ gibt es in Deutschland?

Ende 2018 waren im HRQ-Register des BfS ca. 50.000 Strahlenquellen registriert /BFS 19a/, bei welchen es sich bei knapp 30 % um HRQ handelte. Insgesamt befinden sich in Deutschland ca. 100.000 radioaktive Strahlenquellen in Anwendung /BFS 19b/. Detailliertere Angaben zur Zusammensetzung des HRQ-Registers sind für das Jahr 2012 in /BFS 12/ zu finden. Die Gesamtmenge der in Deutschland registrierten HRQ, welche nicht in Kernkraftwerken oder kerntechnischen Anlagen eingesetzt werden, setzte sich im Februar 2012 fast vollständig aus Co-60 (32 %), Cs-137 (11 %), Se-75 (10 %) und Ir-192 (44 %) zusammen.⁶ In erster Linie werden die dokumentierten Strahlenquellen im medizinischen Bereich eingesetzt (z. B. in Bestrahlungseinrichtungen, Strahlentherapie) oder industriell genutzt (u. a. Füllstands-, Dichte-, Bohrlochmessungen). Entsprechend den Vorgaben der EU-Richtlinie, sind keine Strahlenquellen militärischer Nutzung im HRQ-Register vermerkt. Ihre Aktivität umspannt einen Bereich von ca. 10^8 Bq (z. B. Cf-252) bis 10^{17} Bq (z. B. Cs-137) (/BFS 12/, /BFS 13/). Die Halbwertszeit der Nuklide reicht von ca. 60 Tagen (I-125) bis zu 430 Jahren (Ab-241). Je nach Nuklid können die verwendeten radioaktiven Materialien in unterschiedlichen Formen in den HRQ verbaut sein (u. a. als gepresstes Pulver oder als Beschichtung auf metallischen Trägern). Die Art und Energie der Strahlung (α -, β -, γ -Strahlung mit 10^2 keV bis 10^4 keV) unterscheidet sich je nach Nuklid und ist damit auch in ihrer Reichweite und der notwendigen Abschirmung variabel. Die in Anlage 4 Tabelle 1 Spalte 4 StrlSchV angegebenen Freigrenzen für HRQ tragen diesen vier Parametern (Aktivität, Energie, Reichweite, Halbwertszeit) Rechnung. Je höher das Gefährdungspotential einer HRQ ist, desto niedriger liegt die Freigrenze.

5.1.5 Aufbau und Verwendung von HRQ in Deutschland

Im Allgemeinen bestehen HRQ aus einer kleinen zylindrischen Kapsel, welche das in ihr enthaltene radioaktive Material vollständig umschließt, /BFS 12/. Insbesondere für medizinische Anwendungen kann jedoch auch eine andere Form notwendig sein (z. B. Nadeln oder Röhren). Grundsätzlich sind die meisten HRQ bei Maßen von wenigen Milli- bis einigen Zentimetern jedoch häufig nur schwer direkt als solche erkennbar (vgl. Abb. 5.2).

⁶ Die Angaben über die anteilige Zusammensetzung sind unterschiedlich, in /BFS 13/ bspw. werden für August 2013 folgende abweichende Werte angegeben: Co-60 (58 %), Cs-137 (16 %), Se-75 (10 %), Ir-192 (12 %). In beiden Jahren stammt jedoch der überwiegende Beitrag (>95 %) von den gleichen vier Nukliden.

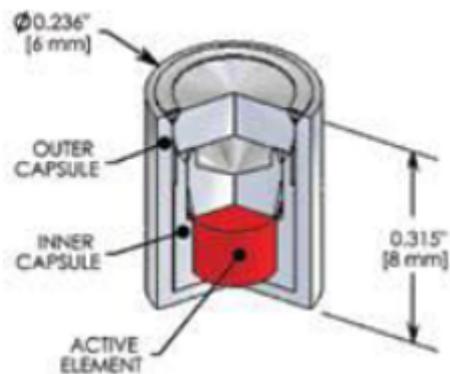


Abb. 5.2 Beispiele für Am-241-HRQ und ihren Aufbau vom Hersteller Eckert & Ziegler, /BFS 12/.

5.1.5.1 Strahlentherapie

In der Medizin werden HRQ u. a. in der Brachytherapie eingesetzt. Hierbei werden Tumore bestrahlt, was mithilfe von operativ vorab angebrachten sogenannten Applikatoren auch innerhalb des Körpers (Brachytherapie) vorgenommen werden kann. Über eine Fernsteuerung kann die HRQ dann in den Applikator gefahren werden, um an einem gewünschten Ort (z. B. in der Nähe eines Tumors) zu wirken. Für solche Anwendungen ist es erforderlich, dass die HRQ nur wenige Millimeter groß sind, weshalb eine Kennzeichnung, wie in Abschnitt 5.1.1 beschrieben, schwierig ist und die Erkennung der HRQ als solche erheblich erschweren kann. Grundsätzlich sind Brachytherapie-Geräte transportabel und von der verwendeten HRQ geht bei korrekter Verwahrung keine Gefahr aus. Bei Entfernen der Quelle aus dem Schutzbehälter (z. B. für die vorgesehenen Anwendung) sind jedoch Abstand und Aufenthaltsdauer zu beachten, um gesundheitliche Schäden zu vermeiden (vgl. Tab. 5-3).

5.1.5.2 Bestrahlungsgeräte

Bestrahlungsgeräte finden sowohl industrielle als auch medizinische Anwendung. Zu bestrahlende Objekte werden hierzu innerhalb einer abgeschirmten Kammer der radioaktiven Strahlung von HRQ ausgesetzt. Das heißt, im Gegensatz zur Verwendung in der Brachytherapie verlassen in Bestrahlungsgeräten verbaute HRQ bei korrekter Anwendung ihre Abschirmung gegen die Umgebung nicht. Aufgrund ihrer Bauweise und Verwendung ist das Entfernen von HRQ aus Bestrahlungsgeräten nur mit großem Aufwand und unter Zerlegung des gesamten Gerätes möglich. Im daher sehr unwahrscheinlichen Falle eines Unfalls mit einer HRQ aus

einem Bestrahlungsgerät ist jedoch mit einer erheblichen und sehr schnell auch tödlichen Strahlenbelastung zu rechnen (vgl. Tab. 5-3).

5.1.5.3 Füllstands-, Dichte- oder Massendurchflussmessgeräte

Industriell genutzte Füllstands-, Dichte- oder Massendurchflussmessgeräte treten in sehr unterschiedlichen Ausführungen auf, was eine allgemeine Typisierung schwierig macht. In der Regel ist ein solches Messgerät stationär installiert, inkl. (einer oder mehrerer) fest verbauter HRQ, und mit einem Strahlerverschluss versehen, welcher nur für den Zeitraum der Messung geöffnet ist. Wie bei Bestrahlungsgeräten ist auch bei diesen Messgeräten eine Entfernung der HRQ aus der Vorrichtung nur unter großem Aufwand möglich. Deshalb ist einerseits das Abhandenkommen der HRQ sowie andererseits aufgrund des üblicherweise verschweißten und verkapselten radioaktiven Materials auch eine Inkorporation sehr unwahrscheinlich. Jedoch birgt der Strahlerverschluss das Risiko der Schadhaftheit (bspw. durch Verschleiß), weshalb grundsätzlich ein Sicherheitsabstand von einigen Metern zu den entsprechenden Geräten eingehalten werden sollte. Weitere Informationen zu HRQ in diesen Messgeräten sind in Tab. 5-3 dargestellt.

5.1.5.4 Gammaradiographie

Bei der Gammaradiographie wird die in einem Abschirmbehälter gelagerte HRQ über eine Ausfahrspitze an den Messort herangefahren. D. h. während des Messvorgangs ist außer der direkten Umschließung des enthaltenen radioaktiven Stoffs keine weitere Abschirmung vorhanden. Deshalb ist ein Sicherheitsabstand von mindestens 20 m einzuhalten, und die Aufenthaltsdauer auf maximal eine Stunde zu beschränken, um ansonsten bereits nach wenigen Minuten auftretende gesundheitliche Schäden zu vermeiden (vgl. Tab. 5-3) /BFS 12/. Eine Inkorporation ist aufgrund der mehrfachen Verkapselung des radioaktiven Materials jedoch unwahrscheinlich.

5.1.5.5 Troxler sonden

Bei sogenannten Troxler sonden handelt es sich um Dichte- und Feuchtemessgeräte. Im Vergleich zu den vorigen vorgestellten Geräten besitzen die hier verwendeten HRQ eine erheblich geringere Aktivität, ihre Verwendung ist jedoch weit verbreitet (z. B. in der Bauindustrie oder der Landwirtschaft). Ähnlich wie bei den Messgeräten aus Abschnitt 5.1.5.3 ist die HRQ im Messgerät fest verbaut und nur für den Zeitraum der Messung wird ein Strahlerverschluss am

Boden des Gerätes geöffnet. Auch hier besteht daher grundsätzlich das Risiko der Schadhaf-
tigkeit des Verschlusses, weshalb ein Mindestabstand von 2 m eingehalten werden sollte. Die
aufgenommene Energiedosis und entsprechende gesundheitsschädliche Effekte sind jedoch
vergleichsweise geringer (vgl. Tab. 5-3). Aufgrund der mehrfachen Kapselung bzw. Ver-
schweißung der hier verwendeten Quellen ist eine Inkorporation oder Kontamination unwahr-
scheinlich, dennoch sind derartige Ereignisse nicht auszuschließen (s. Abschnitt 5.3.4).

5.1.5.6 Übersicht über in Deutschland häufig verwendete HRQ

Die in Tab. 5-3 aufgeführten HRQ stellen einen Ausschnitt von in Deutschland häufig verwen-
deten HRQ dar (vgl. Abschnitte 5.1.5.1 bis 5.1.5.5).

Die in Tab. 5-3 verwendeten IAEA-Kategorien sind in Tab. 5-1 und Tab. 5-2 hinsichtlich ihrer
Gefährdung für Mensch und Umwelt genauer beschrieben. Von den in Tab. 5-3 dargestellten
HRQ geht bei Kontrollverlust demnach von sämtlichen in Bestrahlungsgeräten und teilweise
von in Radiotherapie- sowie Gammadiagnostik-Geräten verwendeten Quellen die größte
Gefahr aus. Für die folgende Abschätzung der Gefährdungspotentiale verschiedener Szena-
rien von Zwischenfällen mit HRQ bieten diese Angaben einen guten Anhaltspunkt.

Tab. 5-3 Eigenschaften und Verwendung der in Deutschland überwiegend verwendeten Geräte mit HRQ /BFS 12/, /IAE 07/.

Nutzung	Gerät-/ Anlagen- größe	Gängige Nuklide	Übliche Aktivitäten	Typische HRQ-Maße (Ø, H), IAEA-Kategorie
Radiotherapie	50-250 kg	Ir-192 Co-60 Cs-137	bis 500 GBq bis 1,5 GBq bis 1,5 GBq	20 mm, 30 mm (extern) 3 mm, 15 mm (intern, Brachy.) Kat: 1-2
Bestrahlungsgeräte	1-4 t	Co-60 Cs-137	bis 3000 TBq bis 200 TBq	11 mm, 450 mm Kat: 1
Füllstand, Dichte, Massen- durchfluss	20-400 kg	Co-60 Cs-137 Sr-90 Am-241	bis 74 GBq bis 740 GBq bis 3,7 GBq bis 3,7 GBq	10-50 mm, 7-15 mm Kat: 3-4
Gammara- diographie	8-35 kg Co-60: 100-200 kg	Ir-192 Se-75 Co-60 Yb-169	bis zu einigen TBq	7 mm, 15 mm Kat: 2
Troxlerson- den	~ 15 kg	Cs-137 Am-241 Cf-252	bis 400 MBq bis 4 GBq bis 4 MBq	6-20 mm, 12-30 mm Kat: 3-4

5.1.6 Auslegung und Prüfungsanforderungen von HRQ

In den 'Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material' der IAEA (Specific Safety Requirements No. SSR-6) von 2018 /IAEA 18/ sind Vorgaben für die Auslegungs- und Prüfungsanforderungen verschiedener Typen von Versandstücken definiert. Diese sind abhängig u. a. von Form, Größe und radioaktivem Inventar des Versandstücks. Bei radioaktiven Quellen handelt es sich in der Regel um radioaktive Stoffe in „besonderer Form“. Dies bedeutet, dass sie entweder generell schwer dispergierbar oder z. B. in versiegelter Form verarbeitet sind (§ 239 in /IAEA 18/). Bei der Ermittlung des Grenzwerts für das maximale Aktivitätsinventar wird für radioaktive Stoffe in besonderer Form daher nur der Expositionspfad der Direktstrahlung berücksichtigt /BUR 02/. Die Grenzwerte für die Typisierung von Versandstücken in besonderer Form sind in Tab. 5-4 dargestellt, unter Verwendung der in Abschnitt 4.1.1 beschriebenen und in Tab. 4-1 für einzelne Nuklide beispielhaft dargestellten Aktivitätswerte.

Tab. 5-4 Grenzwerte für Versandstücktypen radioaktiver Stoffe in besonderer Form nach §§ 422, 429, 433 /IAEA 18/.

	Freigestellt	Typ A	Typ B	Typ C (Luftfracht)r
Feststoff	Pro Gegenstand $10^{-2} A_1$ (gesamt: A_1) Material: $10^{-3} A_1$	A_1	Größerer Wert von $3000 A_1$ und $10^5 A_2$	$> 3000 A_1$ bzw. $> 10^5 A_2$
Gas	Pro Gegenstand $10^{-3} A_1$ (gesamt: $10^{-2} A_1$) Material: $10^{-3} A_1$			

Für die Versandstücktypen radioaktiven Materials in besonderer Form gelten verschiedene Anforderungen bezüglich einzelner Parameter und Prüfungen. Nach § 602 in /IAEA 18/ muss das Versandstück in mindestens einer Raumrichtung eine Ausdehnung von mindestens 5 mm besitzen. In § 603 sind Anforderungen formuliert, welche bei Durchführung der in Tab. 5-5 definierten Prüfanforderungen einzuhalten sind. Außerdem darf radioaktives Material, welches als versiegelte Kapsel vorliegt, nur bei Zerstörung der Verkapselung austreten können (§ 604).

Bei Durchführung der Prüfungen 2-4 und 6 a) sowie 5 und 6 b) darf die getestete Probe nicht zerbrechen bzw. schmelzen. Bei den Prüfungen 7 und 8 gilt, dass die Aktivität des ausgetretenen Inventars 2 kBq nicht überschreiten darf.

Tab. 5-5 Prüfanforderungen für Versandstücke radioaktiver Stoffe in besonderer Form /IAEA 18/.

Nr.	Beschreibung	§
1	Die Proben müssen den folgenden Prüfungen unterzogen werden. Für die Prüfungen 2-5 dürfen neue Proben verwendet werden. Im Anschluss an die jeweilige Prüfung ist Prüfung Nr. 7, bzw. 8 durchzuführen.	704
2	Aufprall: Sturz der Probe aus 9 m Höhe	705
3	Aufschlag: Sturz einer 1,4 kg schweren Stange aus einer Höhe von 1 m auf die Probe. Das auftreffende flache Ende (Krümmungsradius der Kanten: 3 mm) hat einen Durchmesser von 25 mm.	706
4	Biegung: Die Prüfung ist nur durchzuführen bei länglichen Proben von mindestens 10 cm Länge und einem minimalem Verhältnis von Länge / schmalster Breite von 10. Die Probe ist waagrecht einzuspannen, sodass eine Hälfte der Probe hervorsteht. Hierauf ist eine Krafteinwirkung entsprechend dem Sturz einer Stange wie in Prüfung Nr. 3 umzusetzen.	707
5	Hitzepfung: Die Probe ist über die Dauer von 10 Minuten einer Umgebungstemperatur von 800 °C auszusetzen.	708
6	a) Alternativ zu Prüfung 2 und 3 können die Proben den Aufpralltests der Klassen 4 (Probenmasse < 200 g) bzw. 5 (Probenmassen zw. 200-500 g) aus /ISO 99/ unterzogen werden (vgl. Abb. 5-3) Alternativ zu Prüfung 5 kann die Temperaturprüfung Klasse 6 aus /ISO 99/ durchgeführt werden (vgl. Abb. 5-3).	709
7	Wasserprüfung für Proben mit radioaktiven Feststoffen: a) 7 Tage unter Wasser (pH: 6-8) bei Umgebungstemperatur; b) Aufheizen des Wassers auf 50 °C; c) Messung der Aktivität im Wasser; d) 7 Tage an der Luft bei 30 °C (Luftfeuchte: 90 %); e) Untertauchen in Wasser wie in a) und nach Aufheizen auf 50 °C für 4 h darin belassen; Messung der Aktivität im Wasser	710
8	Wasserprüfungen für Proben mit versiegelten radioaktiven Stoffen: a): (i) Untertauchen in Wasser (pH: 6-8) bei Umgebungstemperatur; (ii) Aufheizen auf 50 °C und für 4 h darin belassen; (iii) Messung der Aktivität im Wasser; (iv) 7 Tage an der Luft bei 30 °C (Luftfeuchte: 90 %); (v) Wiederholung von (i)-(iii) oder b): Prüfungen wie sie in der ISO Norm 9978:1992 (E) /ISO 92/ zur Überprüfung der Dichtheit von HRQ vorgegeben sind.	711

Während die Vorgaben der IAEA in /IAEA 18/ sich generell auf radioaktive Stoffe in besonderer Form beziehen, gelten die Vorgaben innerhalb der ISO-Normen ISO 9978:1992 /ISO 92/ und ISO 2919:1999 /ISO 99/ (vgl. Abb. 5-3) explizit für Dichtheitsprüfungen von HRQ. Bei Letzteren ist gemäß der in Abb. 5-3 dargestellten, verschiedenen Klassen der Prüfungen (variierende Temperatur, äußerer Druck, Aufprall oder Stoß, Vibration und Durchstoßen) eine ISO-Einstufung der HRQ vorgesehen (vgl. Abschnitt 5.1.1). Je nach Höhe der Aktivität des in der Strahlenquelle enthaltenen Materials sowie des Grades der durchgeführten Tests ergibt sich

ein sechs- bis siebenstelliger Code, anhand welches die Ergebnisse direkt abgelesen werden können. Für weitere Infos sei an dieser Stelle auf /ISO 99/ verwiesen.

Test	Class						
	1	2	3	4	5	6	X
Temperature	No test	-40°C (20min) +80°C (1 h)	-40°C (20min) + 180°C (1h)	-40°C (20min) + 400°C (1 h) and thermal shock to 20°C	-40°C (20min) +600°C (1h) and thermal shock to 20°C	-40°C (20min) +800°C (1 h) and thermal shock to 20°C	Special test
External pressure	No test	25kPa absolute to atmospheric	25kPa absolute to 2MPa absolute	25kPa absolute to 7MPa absolute	25kPa absolute to 70MPa absolute	25kPa absolute to 170MPa absolute	Special test
Impact	No test	50g from 1 m or equivalent imparted energy	200g from 1 m or equivalent imparted energy	2kg from 1 m or equivalent imparted energy	5 kg from 1 m or equivalent imparted energy	20kg from 1 m or equivalent imparted energy	Special test
Vibration	No test	3 times 10min 25 to 500Hz at 49m/s ² (5g _n) ¹⁾	3 times 10min 25 to 50Hz at 49m/s ² (5g _n) ¹⁾ and 50 to 90Hz at 0.635mm amplitude peak to peak and 90 to 500Hz at 96m/s ² (5g _n) ¹⁾	3 times 30min 25 to 80Hz at 1.5mm amplitude peak to peak and 80 to 2000Hz at 196m/s ² 20g _n) ¹⁾	Not used	Not used	Special test
Puncture	No test	1 g from 1 m or equivalent imparted energy	10g from 1m or equivalent imparted energy	50g from 1 m or equivalent imparted energy	300g from 1 m or equivalent imparted energy	1 kg from 1 m or equivalent imparted energy	Special test

1) Acceleration maximum amplitude

Notes to table 1.

- Details of the testing procedures are given in ISO.2919 and ANSI N43.6-1997. A further class X can be used where a special test procedure has been adopted.
- External pressure
100kPa=1 atmosphere (approximate)
- Impact test
The source, positioned on a steel anvil, is struck by a steel hammer of the required weight; the hammer has a flat striking surface, 25mm diameter, with the edges rounded.
- Puncture test
The source, positioned on a hardened steel anvil, is struck by a hardened pin, 6mm long, 3mm diameter, with hemispherical end, fixed to a hammer of the required weight.

Each test can be applied in several degrees of severity which is expressed as a five digit code representing the class numbers which describe the performance for each of the tests. The digits are preceded by the letter C or E indication respectively whether the activity of the source is greater or lesser than a prescribed amount. The limits depend on the toxicity etc of the active components (See ISO 2919) Compliance with the tests is determined by the ability of sealed source to maintain its leak tightness. The leakage tests are defined in ISO 9978.

Abb. 5-3 Prüfanforderungen für HRQ nach ISO 2919:2012(E), aus /ECK 09/.

5.2 Unfallszenarien mit HRQ

5.2.1 Was sind mögliche Unfallszenarien in Deutschland?

In Deutschland sind insgesamt nur wenige und kaum schwerwiegende Vorfälle mit HRQ aufgetreten. In Abb. 5.4 ist die zeitliche Entwicklung der Zahl der Zwischenfälle mit radioaktiven Quellen zwischen 1991 bis 2012 aufgezeichnet. Lediglich 69 der insgesamt ca. 1800 registrierten Fälle im dargestellten Zeitraum (< 4 %) betrafen HRQ, wie sie nach Abschnitt 5.1.1 definiert werden. Dennoch sind grundsätzlich schlicht durch ihr Vorhandensein auch gravierendere Verläufe eines Ereignisses mit einer HRQ auch in Deutschland denkbar. Daher soll im Folgenden am Beispiel ausgewählter Ereignisse ein Spektrum realistischer Szenarien erarbeitet werden, anhand welcher geeignete Vorgehensweisen für Zwischenfälle mit HRQ ermittelt werden sollen.

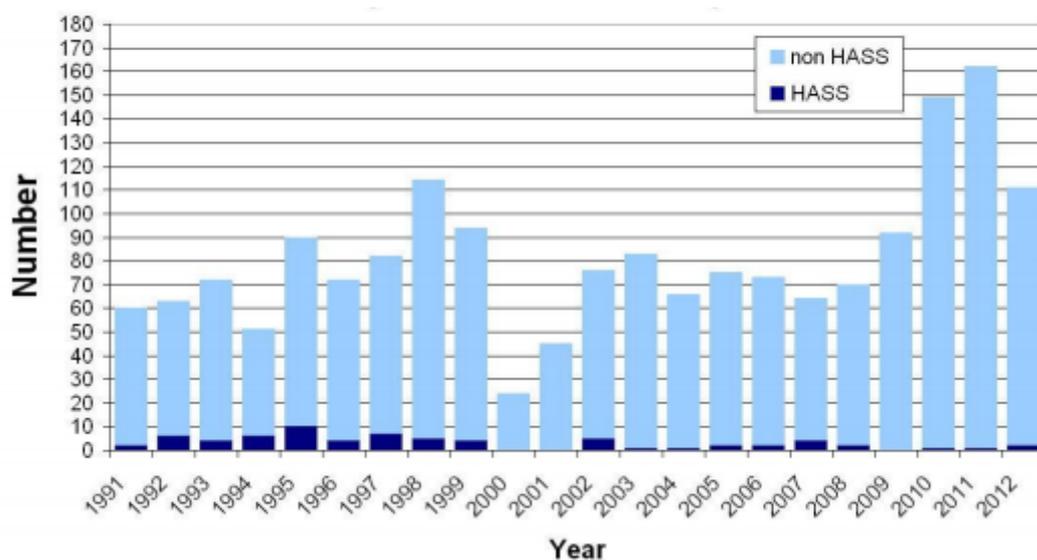


Abb. 5.4 Vorfälle mit radioaktiven Quellen in Deutschland zwischen 1991 bis 2012, /BFS 13/.

HASS: High-Activity Sealed Radioactive Sources. 69 der Vorfälle betrafen HRQ (< 4 %), wovon 16-mal der Verlust oder das Auffinden einer HRQ gemeldet wurde. Die Statistik beinhaltet außerdem auch Fälle falscher Entsorgung oder regulatorisch falscher Handhabung von radioaktiven Quellen oder den Verlust z. B. durch Diebstahl eines Autos, in welchem eine Quelle transportiert wurde.

Gemäß der Übersicht des Fachverbands für Strahlenschutz über besondere Vorkommnisse mit ionisierender Strahlung in Deutschland zwischen 2005 und 2016 /CZA 18/,

stellt das Auffinden einer Strahlenquelle mit 74 % aller gemeldeten besonderen Vorkommnisse mit Strahlenquellen die mit Abstand häufigste Ereignisursache dar. Ca. zwei Drittel aller Fundereignisse (66 %) traten bei der Bearbeitung von Schrott (47 %) oder Müll (19 %) auf, während nur 1 % in öffentlichen Bereichen gefunden wurden. Weitere 10 % waren Funde im privaten Bereich, wobei es sich zumeist um sogenannte Radium-Emanations-Apparate handelte, welche früher verbreitet waren, aufgrund ihrer vermeintlichen medizinischen Wirkung. Die verbleibenden ca. 23 % der Fundereignisse sind nach /CZA 18/ innerhalb von „betroffenen Institutionen“ (z. B. Auffinden radioaktiver Stoffe, die in der Vergangenheit nicht gemeldet wurden) aufgetreten oder der Ursprung der Strahlenquelle konnte nicht identifiziert werden.

Der hohe Anteil an Funden in schrott- und müllverwertenden Anlagen kann zurückgeführt werden auf den weitverbreiteten Einsatz von Portalmessanlagen, welche bereits sehr niedrige Aktivitäten registrieren (ab ca. 20 keV, /BER 17/). Dies gewährleistet u. a. die Detektion der oben erwähnten Radium-Emanations-Apparate, welche in der Regel nur eine geringe Gefährdung darstellen. Dasselbe gilt für Ionisationsrauchmelder, welche seit Mitte des zwanzigsten Jahrhunderts installiert wurden, bevor optische Rauchmelder ohne radioaktives Inventar weite Verbreitung fanden. Ionisationsrauchmelder, enthalten zwischen wenigen kBq bis zu 2,66 MBq /LfU 21/ eines radioaktiven Stoffes (i. d. R. Am-241, in älteren Modellen auch Ra-226). Bei Funden solcher Ionisationsrauchmelder oder Radium-Emanations-Apparate besteht insbesondere die Gefahr der Inkorporation des enthaltenen radioaktiven Inventars nach Kontaminationen. Die Exposition durch Direktstrahlung ist vergleichsweise gering (bis zu 0,5 µSv/h in 1 m Entfernung).

Neben der Häufigkeit von Funden und Verlusten in den verschiedenen öffentlichen und nicht-öffentlichen Bereichen, ist in der Übersicht des Fachverbands für Strahlenschutz /CZA 18/ auch der Anteil offener und umschlossener radioaktiver Stoffe sowie der gemeldeten Nuklide dargestellt. Sowohl bei offenen als auch bei umschlossenen radioaktiven Stoffen überwiegt der Anteil des Ra-226, was bei Letztgenannten wesentlich auf die genannten Radium-Emanatoren zurückzuführen ist. Das hohe Vorkommen des Nuklids Ra-226 bei Funden offener radioaktiver Stoffe liegt ähnlich wie beim umschlossenen Inventar darin begründet, dass immer noch viele Objekte in Schrott und Müll gefunden werden, in welchen Radium-Leuchtfarbe bspw. in Anzeigen verwendet wurde. Bei Funden umschlossener radioaktiver Stoffe traten im betrachteten Zeitraum 2005 bis 2016 neben Ra-226 insbesondere auch die Nuklide Am-241, Cs-137 und Co-60

vergleichsweise häufig auf. Diese Nuklide sind als Strahlenquellen bei industriellen Anwendungen weit verbreitet.

Wie in Abschnitt 5.2 beschrieben handelte es sich nur in wenigen der in der Übersicht /CZA 18/ betrachteten Ereignisse mit Strahlenquellen um HRQ. Über ein Drittel der Funde betraf Aktivitäten < 1 MBq. In 25 Fällen wurde eine Aktivität von 1 GBq überschritten, wobei in der Hälfte der Fälle tatsächlich HRQ vorlagen. In den übrigen Fällen handelte es sich um radioaktive Quellen, welche nicht als HRQ nach § 83 StrlSchV zu behandeln sind. Die aufgefundenen Radionuklide mit Aktivitäten > 1 GBq waren die bereits erwähnten Ra-226 (2 Ereignisse), Co-60 (2), Am-241, Cs-137 (4) sowie Sr-90/Y-90 (3) und Ir-192 (10). Insbesondere auch Ir-192 findet in der industriellen Gamma-Radiografie häufige Anwendung.

5.2.2 Internationale schwerwiegende Vorfälle

Herrenlose HRQ mit erheblicher Kontamination: Goiânia, Brasilien, 1987

Ein Beispiel für einen dramatischen Verlauf stellt der Unfall in Goiânia (Brasilien) von 1987 mit einer herrenlosen und im Verlauf des Zwischenfalls geöffneten HRQ dar, /NEN 09/, /IAEA 88/. Eine Cs-137 Quelle mit einer Aktivität von ca. 51 TBq wurde von zwei Schrotthändlern aus einem Radiotherapiegerät in einer verlassenen Klinik entwendet. Ohne zu wissen, dass es sich um eine HRQ handelte, wurde die Quelle geöffnet und das in Pulverform vorliegende Cs-Chlorid konnte dispergieren. Aufgrund seiner Lumineszenz war das freigesetzte radioaktive Material besonders attraktiv für die Beteiligten, welche dieses u. a. auf Körperteile auftrugen. So vergrößerte sich das aufgrund seiner Volatilität als Pulver ohnehin schon extreme Kontaminations- und Inkorporationsrisiko. Hinzu kam in diesem Fall, dass erste Anzeichen der Strahlenkrankheit bei Betroffenen nicht als solche erkannt wurden. Insgesamt vergingen ca. zwei Wochen bis die Symptome einzelner Personen der tatsächlichen Ursache zugeordnet werden konnten, in welchen Kontaminationen weit verschleppt wurden. U. a. kam es im Verlauf dazu, dass die Quelle im Bus durch die Stadt transportiert wurde, was den Kontaminationsradius noch vergrößerte. Nach Erkennung der Situation wurden über 100.000 Personen auf Strahlenbelastungen hin untersucht und die Kontaminationsverschleppung rekonstruiert. Es starben vier Menschen und bei 28 weiteren waren Operationen, mit teilweise auch Amputationen notwendig. Sieben Häuser wurden abgerissen und bei 85 weiteren war eine Dekontamination erforderlich. Insgesamt wurden ca. 44 TBq Aktivität freigesetzt (~ 85 % der Gesamtaktivität). Für weitere Details sei an dieser

Stelle insbesondere auf /IAEA 88/ verwiesen. Eingestuft wurde dieses Ereignis in der INES-Skala auf Level 5.

Ein entscheidender Faktor im Ablauf und ein Grund für die Schwere dieses Unfalls war der regulatorisch nicht vorgesehene und unbeaufsichtigte Verbleib des Bestrahlungsgeräts inklusive HRQ in der verlassenen Klinik. Dies hätte durch das vorhandene Melde- und Genehmigungssystem für Umgang und Besitz von HRQ grundsätzlich verhindert werden sollen, was jedoch nicht geschah. So konnte die HRQ unbemerkt entwendet und aufgebrochen werden.

Herrenlose HRQ ohne Freisetzung: Samut Prakan, Thailand 2000

Im Februar 2000 ereignete sich in der thailändischen Stadt Samut Prakan (Region Samut Prakan) ein Unfall mit einer nicht mehr verwendeten HRQ, welche ursprünglich für den Gebrauch in der Teletherapie zur medizinischen Strahlenbehandlung vorgesehen war. Im Verlauf des Unfalls, waren insgesamt 10 Personen Ganzkörperdosen bis zu 6 Gy ausgesetzt, welche in drei Fällen zum Tod der betroffenen Personen führten /IAEA 06/, /IAE 02/. Aufgrund unangemessener Lagerung konnte die betreffende Co-60-Strahlenquelle mit einer Gesamtaktivität von ca. 15,7 TBq von einem unbewachten Parkplatz entwendet werden. Auf der Suche wertvollen Metallen wurde die Umhüllung so weit beschädigt, dass es zu dieser stark erhöhten externen Strahlenbelastung, jedoch zu keiner Kontamination gekommen ist.

Bedienungsfehler bei medizinischer Behandlung: Zaragoza, Spanien 1990, Lyon, Frankreich 2004

Nachdem im Jahr 1990 in Zaragoza ein defekter Elektronen-Beschleuniger nicht korrekt repariert wurde, wurden über eine Dauer von zehn Tagen 22 Patienten im Rahmen ihrer Krebs-Therapie einer ca. das drei- bis siebenfach höheren Strahlung ausgesetzt als in der Behandlung vorgesehen /ESC 93/. Aufgrund des fortgeschrittenen Stadiums der Krebserkrankung der betroffenen Patienten, ist eine direkte Zuordnung der erhöhten Dosis schwierig, jedoch werden 13 der Todesfälle diesem Umstand zugeordnet.

In Lyon wurde im Jahr 2004 aufgrund eines Einheitenfehlers (mm vs. cm) im Rahmen der Behandlung eines nicht-bösartigen Tumors eine zu große Fläche bestrahlt, welche in der Konsequenz zum Tod des Patienten nach einigen Monaten führte /NUC 21/. Darüber hinaus wurden die Symptome zunächst nicht als Strahlenkrankheit erkannt.

Metallbrand mit Strahlenquelle: Shiraz, Iran 2004

Aufgrund der Meldung eines Vorkommnisses auf einem Schrottplatz etwa 10 km westlich von Shiraz im Iran wurden drei Boxen, welche in einem umzäunten Bereich vergraben waren, ausgegraben, /MIA 07/. Die zwei hölzernen Boxen zeigten nur geringe Dosisleistungen, während die stark beschädigte metallene Box mit gemessenen Dosisleistungen der Gamma-Strahlung von 2,5 mSv/h bzw. Neutronen-Strahlung von 1,5 mSv/h höhere Aktivitäten aufwies. Die folgenden Analysen ergaben, dass hierin eine Am-Be- sowie drei Cs-137-Strahlenquellen mit 111 GBq, bzw. je 3,7 GBq enthalten waren. Außerdem hafteten die Quellen in geschmolzenem Paraffin an den Wänden der Box, was vermutlich durch Hitze-Einwirkung auf die Box aufgrund eines Feuers verursacht wurde. Die Integrität der Umhüllung der Strahlenquellen war jedoch noch nicht beeinträchtigt, sodass kein radioaktives Material ausgetreten ist und insbesondere auch keine Kontamination festgestellt wurde. Die Untersuchung kommt zu dem Schluss, dass die Box nach ihrer Verbringung an die eingezäunte und vergrabene jedoch unbewachte Stätte von Landwirten aus der Umgebung ausgegraben und in der Hoffnung wertvolle Materialien zu finden geöffnet werden sollte, wofür ein Feuer gelegt wurde. Die durch die vier Quellen verursachte Kollektivdosis wurde abgeschätzt anhand verschiedener Parameter, u. a. der Zahl der Personen oder ihrer Aufenthaltsdauer in der Nähe der Box (insbesondere der Aufseher des Schrottplatzes sowie der Person, welche zuvor ein Feuer gelegt haben musste, um die Box zu öffnen). Bei einer konservativen Schätzung von 100 Personen wurde eine Gesamtkollektivdosis von 102,1 mSv ermittelt, während die realistischere Annahme von 20 Personen einen Schätzwert der Gesamtkollektivdosis von 20,42 mSv lieferte. Die medizinische Untersuchung des Aufsehers des Schrottplatzes ergab eine Personendosis unterhalb der Grenzwerte für deterministische gesundheitliche Effekte. Ursprünglich waren die vier Strahlenquellen für die Anwendung bei Bohrlochgeophysik-Messungen vorgesehen und waren von einer ausländischen Firma in den Iran gebracht worden. Die nicht ordnungsgemäße Weiter- und Übergabe der Strahlenquellen, ihre unsachgemäße Lagerung sowie insbesondere auch das nicht vorhandene Dokumentierungssystem der Strahlenquellen sind entscheidende Ursachen für dieses Ereignis. Auch wenn es in diesem Fall keine erheblichen Konsequenzen nach sich zog, wird anhand dieses Vorkommnisses die Gefahr der Freisetzung von Radioaktivität durch Brandwirkung auf Strahlenquellen verdeutlicht.

Eingeschmolzene Strahlenquelle: Indien 2008/2009

In den Jahren 2008 – 2010 kam es in Deutschland zu einer signifikanten Erhöhung der registrierten Ereignisse (vgl. Abb. 5.4). Dies war unter anderem zurückzuführen auf eine Vielzahl an Funden von mit Co-60 kontaminiertem Stahl (insbesondere in Stahlwolle, Aufzugknöpfen sowie ein ganzer Container im Hamburger Hafen), /EAN 09/, /SEF 09/. Die Herkunft des in mehreren europäischen Ländern aufgefundenen radioaktiven Materials konnte jeweils zu drei Stahlwerken in Indien zurückverfolgt werden. Dort waren medizinische Co-60-Quellen mit Schrott eingeschmolzen und anschließend weiterverarbeitet worden, sodass schließlich weltweit radioaktiv belasteter Stahl ausgeliefert und vielerorts auch bereits verbaut worden war. Aufgrund der internationalen Weiterverarbeitung des radioaktiv belasteten indischen Stahls, war die Nachverfolgung seiner Verwendung und entsprechend die Feststellung der Strahlenbelastung der Öffentlichkeit in diesem Fall sehr schwierig. Insgesamt blieb die ermittelte Strahlenbelastung für die Öffentlichkeit und betroffenes Personal in Deutschland sowie europaweit unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Industrielle Gammaradiographie: Nueva Aldea, Concepción, Chile 2005

Am 14. Dezember 2005 fiel beim abendlichen Abbau des beim Bau einer Zellulosefabrik verwendeten Gammaradiographiegeräts die verwendete Ir-192 (3,33 TBq) aus ihrer Halterung, /IAE 09/. Die HRQ wurde am nächsten Morgen von einem Bauarbeiter gefunden, aufgenommen und anschließend mit zwei weiteren Personen in einem Raum genauer untersucht, um herauszufinden, worum es sich handelte. Erst als in einem benachbarten Raum, ein elektronisches Dosimeter die Aktivität der HRQ registrierte und entsprechend meldete, wurde die HRQ in einer Metallröhre zur Abschirmung abgelegt. Von dort wurde sie schließlich zurück in den vorgesehenen Abschirmbehälter verbracht. Die drei betroffenen Arbeiter mussten medizinisch versorgt werden. Bei einer der Personen waren die Expositionen an Hand und Gesäß so schwerwiegend, dass eine sechsmonatige Behandlung in Frankreich vorgenommen wurde, durch welche ein zufriedenstellender Heilungsverlauf erreicht werden konnte, /NEN 09/.

5.3 Unfallszenarien-Katalog

Nach dem ANoPI-Entwurf des Bundes erfassen die Referenzszenarien S6 und S8 Notfälle im Zusammenhang mit Tätigkeiten im Sinne § 4 StrlSchG oder im Zusammenhang

mit bestehenden Expositionssituationen. Unterschieden werden hierbei folgende Situationen:

- S6: Notfälle in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen, die nicht unter die Referenzszenarien S1-S5 fallen (z. B. durch Tätigkeiten in Forschungseinrichtungen, Krankenhäuser oder industrielle Bestrahlungseinrichtungen, sofern für diese Einrichtungen keine externe Notfallplanung nach § 101 StrlSchG erforderlich ist),
- S6: Notfälle im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen, die radioaktives Material transportieren oder enthalten, sofern das den Notfall auslösende Ereignis vor dem Start oder nach der Landung eintritt.
- S8: Notfälle im Zusammenhang mit herrenlosen oder unbefugt gehandelten Strahlenquellen, sofern es sich nicht um eine vorsätzliche Straftat im Sinne von Referenzszenario S12 (Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung) handelt,
- S8: Notfälle im Zusammenhang mit illegal entsorgten radioaktiven oder radioaktiv kontaminierten Abfällen,
- S8: Brände / Explosionen in einem kontaminierten Gebiet,

Diese fünf Notfallsituationen stellen die grundsätzliche Bandbreite an besonderen Expositionssituationen der Referenzszenarien S6 und S8 dar und sollen im Folgenden konkreter beschrieben werden. Sie werden insbesondere hinsichtlich möglicher Quellterme sowie realistischer Randbedingungen untersucht.

5.3.1 Herrenlose Strahlenquelle

Wie in Abschnitt 5.2.1 erläutert, stellt das Auffinden einer Strahlenquelle das wahrscheinlichste Ereignis in diesem Szenario dar. In der Übersicht des Fachverbands für Strahlenschutz sind jedoch keine Vorkommnisse mit tatsächlichen Freisetzungen radioaktiven Inventars und entsprechend zugehörigen Quelltermen gelistet. Dennoch können aufgrund der bei den Ereignissen registrierten Aktivitätswerte Überlegungen bezüglich möglicher Quellterme angestellt werden. Wie in Abschnitt 5.2.2 anhand von Beispielen dargestellt, sind schwerwiegende Freisetzungen aufgrund von herrenlosen (hochradioaktiven) Strahlenquellen grundsätzlich im Bereich des Möglichen. Diese extremen

Ereignisse sollen an dieser Stelle als Abschätzung für höhere Freisetzungen in diesem Szenario verwendet werden.

In Ergänzung hierzu liefern das Handbuch des US Department of Energy (DOE) zu luftgetragenen Freisetzungen, /DOE 94/, sowie der Bericht „Release Fractions for Radioactive Sources in Fires“ des Health and Safety Laboratory (Teil der Health and Safety Executive, UK) /ALL 00/ detaillierte Angaben zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe und der Integrität von HRQ im Falle von Feuer bzw. extremen Temperaturen. Bei einer konkreten thermischen Einwirkung ermöglicht dies die Abschätzung des Freisetzunganteils des radioaktiven Inventars (zwischen 0-100 %) auch in Abhängigkeit der Art der HRQ. Ein explizites Ereignis wird aufgrund des sehr hypothetischen Charakters an dieser Stelle jedoch nicht unterstellt und die Angabe der möglichen Quellterme stützt sich auf die in den vorigen Abschnitten dargestellten Inventare und tatsächlich aufgetretenen Ereignisse. Die entsprechenden möglichen Quellterme sind in Abschnitt tabellarisch dargestellt.

Ein aktuelles Beispiel für ein Ereignis (ohne Freisetzung) mit einer herrenlosen Strahlenquelle stellt der Verlust einer Cs-137-Strahlenquelle in Westaustralien im Januar 2023 dar, /NUC 23/, /WOR 23/. Am 25. Januar 2023 wurde der Verlust der Cs-137-Strahlenquelle (ca. 19 GBq, IAEA-Kategorie 4, vgl. Tab. 5-1 und Tab.5-2) festgestellt, welcher beim Transport auf einer Strecke von 1.400 km zwischen dem 12.-16. Januar stattgefunden haben musste. Über mehrere Tage wurde die in der Erz-Förderung für Messungen an Förderbändern genutzte Strahlenquelle gesucht, bis sie am 31. Januar unbeschädigt aufgefunden wurde.

5.3.2 Illegal entsorgte radioaktive oder radioaktiv kontaminierte Abfälle

Notfälle im Zusammenhang mit illegal entsorgten radioaktiven oder radioaktiv kontaminierten Abfällen sind teilweise nur schwer von den in Abschnitt 5.3.1 beschriebenen Fund- oder Verlust-Ereignissen zu trennen. Dies gilt insbesondere für die Registrierung von Radioaktivität durch Portalmessanlagen in der Schrott- und Müllverarbeitung. Eines der in der Übersicht /CZA 18/ genannten Ereignisse soll an dieser Stelle beispielhaft betrachtet werden, auch wenn es sich streng genommen um ein Ereignis mit einer Strahlenquelle und nicht radioaktivem Abfall handelt (vgl. auch Abschnitt 5.2.2: Eingeschmolzene Strahlenquelle: Indien 2008/2009).

Im August 2008 wurde im Hamburger Hafen ein aus Indien stammender Container mit Co-60-kontaminiertem Stahl entdeckt /SEF 09/ (s. Abschnitt 5.2.2). Im folgenden Oktober wurden in Frankreich, Italien und Deutschland mehrere kontaminierte Aufzugtaster registriert und bis Dezember 2008 häufte sich das Auftauchen von Co-60-kontaminiertem Schrott in deutschen Verarbeitungsanlagen. Außerdem wurde der in den Aufzügen verbaute rostfreie Stahl als bereits weiter verarbeitetes Produkt nach Deutschland eingeführt.

Dem Bericht des European ALARA Networks (EAN) /EAN 09/ zufolge, war das Personal des Unternehmens (MAFELEC, Frankreich), welches die kontaminierten Stahlteile weiter verarbeitete, Dosisraten zwischen 1 und 20 $\mu\text{Sv/h}$ ausgesetzt. Unter konservativen Annahmen erhielten sie demzufolge Dosen zwischen 1 und 2,7 mSv. Diese Werte konnten im Laufe der Untersuchung jedoch anhand von Aufenthaltszeiten auf eine Maximaldosis von 0,5 mSv korrigiert werden. Bei Personen, welche der Direktstrahlung eines kontaminierten Aufzugtasters ausgesetzt waren, ergab sich eine geschätzte maximale Dosis von 0,15 mSv.

Auch bei den registrierten Vorkommnissen, bei welchen einen Bezug zur illegalen Entsorgung radioaktiven Materials oder radioaktiver Abfälle hergestellt werden kann, sind keine Ereignisse mit tatsächlichen Freisetzungen aufgetreten. Wie zu Anfang dieses Abschnitts erwähnt, ist die Unterscheidung zwischen Vorkommnissen mit illegal entsorgten radioaktiven Abfällen und Vorkommnissen mit herrenlosen Strahlenquellen schwierig. Beispielsweise handelt es sich bei den in Abschnitt 5.3.1 beschriebenen Radium-Emanations-Apparaten, sowie nicht mehr gebrauchten Ionisationsrauchmeldern, welche häufig bei Gebäudesanierungen oder Haushaltsauflösungen auftauchen, einerseits um Strahlenquellen andererseits jedoch auch um Abfälle, die häufig unwissentlich der unsachgemäßen Entsorgung zugeführt werden.

5.3.3 Brände/Explosionen in einem kontaminierten Gebiet

Bei Bränden oder Explosionen in radioaktiv kontaminierten Gebieten in Deutschland sind u.a. die Regionen zu betrachten, in welchen sich die beim Reaktorunfall von Tschernobyl freigesetzten radioaktiven Stoffe (Jod, Cäsium) abgelagert haben. Von diesen ist für die Strahlung, welcher Mensch und Umwelt ausgesetzt sind, aufgrund seiner langen Halbwertszeit von ca. 30 Jahren, mittlerweile nur noch Cs-137 von Bedeutung. In den am meisten belasteten Regionen in Deutschland sind daher heute noch

Bodenkonzentrationen von bis zu 50 kBq/m² aufzufinden /BfS 22/. Dies sind insbesondere der Bayerische Wald und Gebiete südlich der Donau (s. Abb. 5.5).

In Abhängigkeit der Größe eines unterstellten Waldbrandes in einer dieser Regionen sind luftgetragene Freisetzungen im Bereich des Möglichen. Jedoch sind die radioaktiven Stoffe grundsätzlich durch bestimmte im Boden enthaltene Tonminerale fixiert und werden in erster Linie von Bodenorganismen und Pflanzenwurzeln aufgenommen /BfS 22/. Eine luftgetragene Freisetzung des kompletten radioaktiven Inventars im Brandfall ist daher unwahrscheinlich. Dennoch wurden in verschiedenen Studien, die hinsichtlich von Waldbränden in der deutlich stärker belasteten Sperrzone um Tschernobyl herum durchgeführt wurden, stark variierende Freisetzungsanteile ermittelt. Der niedrigste Freisetzungsanteil von 4 % der abgelagerten Cs-137-Isotope, welche infolge eines Feuers in die Luft freigesetzt werden, wurde mithilfe von Modellrechnungen ermittelt /YOS 06/. In einer späteren Studie /EVA 14/ wurden jedoch weitere Faktoren, wie Brandfläche, Dauer und Temperatur des Feuers bei einem Waldbrand rund um Tschernobyl berücksichtigt, was erheblich konservativere Freisetzungsanteile zwischen 40 % bis 100 % der im Boden abgelagerten Cs-137-Isotope lieferte. Für Brände in den am stärksten belasteten Gebieten in Deutschland bedeutet dies Freisetzungen von 2 kBq, 20 kBq bzw. 50 kBq pro Quadratmeter Waldbrand.

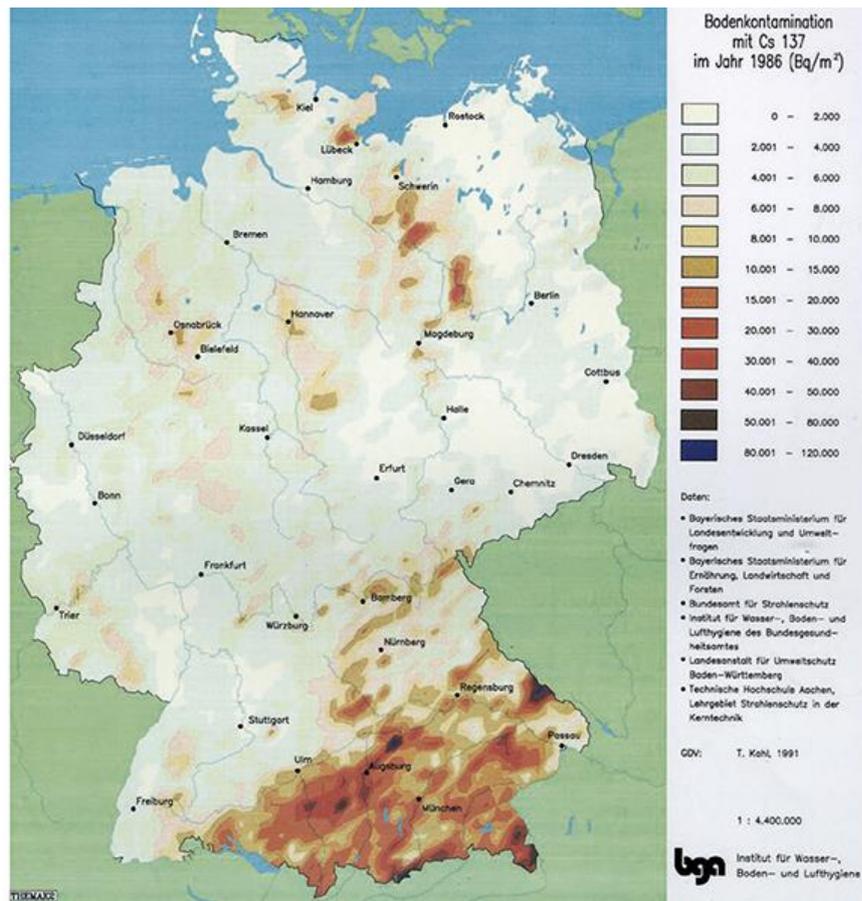


Abb. 5.5 Bodenkontamination mit ¹³⁷Cs im Jahr 1986 /BfS 22/.

Aufgrund der Halbwertszeit von ca. 30 Jahren hat das radioaktive Inventar sich bis heute mehr als halbiert (Faktor ca. 0,44).

Grundsätzlich spielen Waldbrände in Bayern, wo der Großteil der durch Tschernobyl belasteten Böden aufzufinden ist, nur eine untergeordnete Rolle. Im Jahr 2021 wurden 548 Brände einer Gesamtfläche von 148 ha registriert (durchschnittliche Brandfläche < 1 ha). Jedoch ist aufgrund des Klimawandels und der zu erwartenden wachsenden Anzahl extremer Wetterereignisse das Risiko von (Wald-)Bränden in den belasteten Gebieten zukünftig nicht zu vernachlässigen /BAY 22a/. Basierend auf Meldungen an das Bayerische Staatsministerium für Ernährung, Landwirtschaft und Forsten (StmELF) veröffentlichte die Bayerische Landesanstalt für Wald und Forstwirtschaft (LWF) eine Analyse der Waldbrandgefahr in Bayern /BAY 22b/ (s. Abb. 5.6). Vergleicht man die in Abb. 5.6 dargestellten Regionen hoher Anzahlen an Waldbränden und großer Brandflächen mit der Verteilung der Bodenkontaminationen (Abb. 5.5), so wird deutlich, dass Brände in den stark belasteten Regionen seltener sind, jedoch verheerender sein können, da sie sich über größere Flächen erstrecken können.

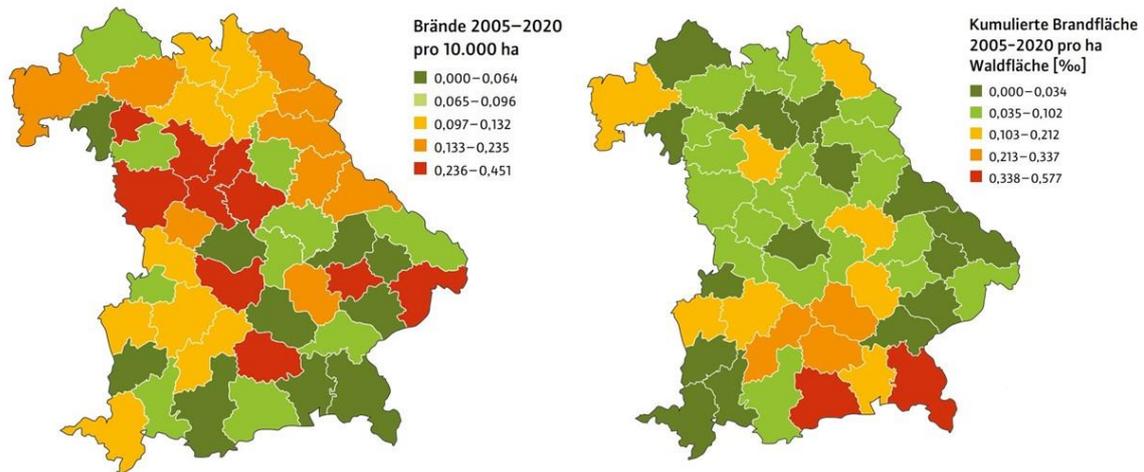


Abb. 5.6 Zahl und kumulierte Waldbrände in Bayern zwischen 2005 bis 2020, /BAY 22b/.

Während in nördlichen Regionen Bayerns mehr Waldbrände verzeichnet werden, sind u. a. aufgrund der teils schwierigeren Bekämpfung bei Waldbränden in den Alpenregionen größere Flächen betroffen.

Legt man beispielsweise einen Flächenbrand auf einer Fläche von 1 ha in den südöstlichsten Landesteilen Traunstein / Berchtesgadener Land zugrunde, bei welchem aufgrund der Eigenschaften des Feuers 40 % der abgelagerten ^{137}Cs -Isotope freigesetzt werden sollen, so erhält man unter der ungünstigsten Annahme einer Bodenkonzentration von 50 kBq/m^2 eine Freisetzung von $0,2 \text{ GBq}$ im Verlauf des Brandes.

5.3.4 Notfälle in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen, die nicht unter das Referenzszenario S5 fallen

Die Übersicht des Fachverbands für Strahlenschutz /CZA 18/ listet zahlreiche besondere Vorkommnisse, insbesondere in Krankenhäusern, bei welchen es in den meisten Fällen zu Expositionen aufgrund von Behandlungsfehlern gekommen ist. Auch hier ist es in keinem der registrierten Fälle zu Freisetzungen gekommen. Ein ähnliches Bild liefert auch der Jahresbericht des BfS für das Jahr 2018 /BFS 19a/, in welchem keine Freisetzungen aufgrund von Vorkommnissen mit Strahlenquellen registriert wurden, wie sie gemäß Referenzszenario S6 definiert werden. Im Jahresbericht des BfS für das Jahr 2019 /BfS 20/ hingegen werden zwei Vorkommnisse mit Freisetzungen, welche dem hier behandelten Szenario zuzuordnen sind, aufgezählt. Nach menschlichem Versagen infolge einer Störung kam es zu einer Freisetzung von ca. 900 MBq des Nuklids ^{177}Lu innerhalb eines Laborraums. Die Freisetzung machte Dekontaminationsmaßnahmen erforderlich, blieb jedoch ansonsten ohne Folgen. Beim zweiten registrierten Vorkommnis kam es

nach materialtechnischem Versagen am Zyklotron eines Forschungszentrums zur Freisetzung von Xe-123 mit einer Gesamtaktivität von 254 GBq. Dies führte zu einer effektiven Dosis in der Bevölkerung von maximal ca. 6 μ Sv sowie einer Schilddrüsendosis eines Mitarbeiters von ca. 100 μ Sv.

Ein weiteres aktuelles Beispiel für einen Zwischenfall mit einer HRQ und hohem Freisetzungspotential in Deutschland stellt ein im Jahr 2016 aufgetretenes Ereignis in Düsseldorf Haan dar, /SCH 17/. Die Se-75 HRQ eines Gammadiagnostik-Geräts (vgl. Abschnitt 5.1.5.4) konnte aufgrund eines maschinellen Defekts aus dem Ausfahrtschlauch nicht in den Abschirmbehälter zurückgefahren werden. Um die HRQ zu befreien wurde der Schlauch aufgeschnitten, wobei die Umschließung des radioaktiven Materials beschädigt und Se-75 freigesetzt wurde. Das in der HRQ enthaltene Se-75 mit einer Gesamtaktivität von ca. 1,3 TBq lag in Pulverform vor, was eine großflächige Ausbreitung sowie anschließende Inkorporation begünstigten. U. a., da die Freisetzung im vorliegenden Fall in einem geschlossenen Raum stattgefunden hatte, und der Betroffenenkreis im Umgang mit radioaktiven Stoffen geschult war sowie aufgrund der relativ geringen freigesetzten Aktivität blieben die Folgen dieses Ereignisses auf Kontaminationen des Betriebsgeländes und vereinzelte Gebrauchsgegenstände sowie Kleidung der Mitarbeiter beschränkt. Insgesamt wurden ca. 80 Personen auf Strahlenbelastungen insbesondere auch durch Inkorporation untersucht. Unter Berücksichtigung von Folgedosen wurden bei insgesamt 11 Personen Dosisbelastungen > 1 mSv (davon die der drei direkt beteiligten Mitarbeiter > 2 mSv) festgestellt. Ca. $\frac{1}{4}$ dieses Personenkreises erhielten eine Dosisbelastung bis 250 μ Sv durch Inkorporation. Aufgrund der Freisetzung radioaktiven Materials wurde dieser Vorfall auf INES Stufe 2 eingeordnet.

Um einen Überblick über in Deutschland verwendete Nuklide und entsprechend mögliche Quellterme bei Notfällen in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen, die nicht unter Referenzszenario S5 fallen, zu ermöglichen, sind in Tab. 5-6 die gängigsten in Deutschland registrierten HRQ aufgelistet.

Tab. 5-6 In Deutschland gängige Nuklide /BFS 12/

Nuklid	Aktivität [Bq]	Häufigkeit (gesamt ca. 23.000, /BFS 12/)	Häufige Anwendungen
Co-60	10^{10} - 10^{16} bis 10^{17} möglich	32 %	u. a. Bestrahlungseinrichtungen, -geräte, Teletherapie, Radiographie
Se-75	$\sim 10^{12}$, bis 10^{13} möglich	10 %	Industrielle Radiographie
Sr-90	10^9 - 10^{15}	1,2 %	u. a. Füllstands-, Dichte-, Massendurchflussmessungen
Cs-137	10^{13} - 10^{15} , bis 10^{16} möglich	11 %	u. a. Bestrahlungseinrichtungen, -geräte, Teletherapie,
Ir-192	10^{11} - 10^{12} , bis 10^{15} möglich	44 %	u. a. Industrielle Radiographie, Brachytherapie
Am-241	10^{11} - 10^{15}	1,7 %	u. a. Füllstands-, Dichte-, Bohrlochmessung

5.3.5 Notfälle im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen, die radioaktives Material transportieren oder enthalten

Die in diesem Abschnitt beschriebene Situation stellt in Deutschland einen sehr hypothetischen Fall dar, da in Deutschland keine Weltraumstart- und Landeplätze existieren. Wie in Abschnitt 5.3 erwähnt, sind hier ausschließlich Vorkommnisse zu berücksichtigen, bei welchen das auslösende Ereignis vor dem Start oder nach der Landung eintritt. Beim Transport eines solchen Raumfahrzeugs zum Start- oder Landeplatz würde es sich um einen Notfall im Referenzszenario S7 (Transportszenario) handeln. Ein Absturz bei Start oder Landung bzw. beim Flug des Raumfahrzeugs wäre Referenzszenario S9 zuzuordnen.

5.3.6 Quellterme zu den betrachteten Szenarien

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass Freisetzungen aufgrund von Vorkommnissen mit Strahlenquellen oder Kontaminationen, welche den Referenzszenarien S6 und S8 zugeordnet werden, in der Vergangenheit nur selten aufgetreten sind und die radiologischen Konsequenzen für die Bevölkerung gering waren. Die möglichen Quellterme sind stark abhängig von der betrachteten Situation innerhalb des Szenarios (Abschnitte 5.3.1 bis 5.3.5). Während Vorkommnisse, wie sie in den Abschnitten 5.3.1 bis 5.3.3 beschrieben werden, nur maximal zu Freisetzungen im kBq-Bereich führen würden, können Notfälle in kerntechnischen Anlagen aufgrund des höheren vorhandenen

Inventars mit Freisetzungen bspw. im GBq-Bereich einhergehen. Die in diesem Abschnitt durchgeführte Analyse zeigt jedoch, dass Vorkommnisse in der Vergangenheit seltener aufgetreten sind, je höher die (mögliche) zu besorgende Freisetzung und die radiologischen Folgen für die Bevölkerung waren. Da in Deutschland bzw. den direkten Nachbarländern keine Weltraumstartplätze existieren, sind Notfälle im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen, bei welchen das auslösende Ereignis vor dem Start oder nach der Landung auftritt, in diesem Szenario von nachrangiger Bedeutung.

Das Risiko erhöhter Freisetzungen im Zusammenhang mit Notfällen in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen, die nicht unter Referenzszenario S5 fallen (Abschnitt 5.3.4) ist insbesondere abhängig von der involvierten radioaktiven oder sogar hochradioaktiven Strahlenquelle. Je nach Situation können unterschiedlich große radioaktive Inventare betroffen sein. Eine Übersicht über in Deutschland vorhandene HRQ und deren Aufbau und Verwendung ist in Abschnitt 5.1.4 und 5.1.5 zu finden. Je nachdem, in welcher Form, das radioaktive Inventar vorliegt, sind unterschiedliche luftgetragene Freisetzungen und Quellterme möglich. In Tab. 5-7 sind mögliche Quellterme für derartige Situationen des Szenarios S8 aufgelistet.

Tab. 5-7 Quellterm-Bandbreiten bei Vorkommnissen im Referenzszenario S6 und S8.

Für sämtliche Situationen ist jeweils ein niedriger Wert, der wahrscheinliche und i. d. R. ungefährliche Quellterm, sowie ein hoher Wert angegeben. Dieser obere Wert repräsentiert den Extremfall, basierend auf den recherchierten Ereignissen mit hohen Freisetzungen.

Situation	Quellterm [Bq]	Relevante / gängige Nuklide
Herrenlose Strahlenquelle (bspw. Ionisationsrauchmelder, Radium-Emanator)	i. d. R. < 10 ⁶ , bis 10 ⁹ möglich	Co-60, Sr-90, Cs-137, Ir-192, Ra-226, Am-241
Herrenlose HRQ	10 ¹⁰ -10 ¹⁶ , bis 10 ¹⁷ möglich ~10 ¹² , bis 10 ¹³ möglich 10 ¹³ -10 ¹⁵ , bis 10 ¹⁶ möglich 10 ¹¹ -10 ¹² , bis 10 ¹⁵ möglich	Co-60 Se-75 Cs-137 Ir-192 (nach HRQ-Register die häufigsten Großquellen in D)
Illegal entsorgte Abfälle	10 ³ Bq – 10 ⁶ Bq	Keine Festlegung möglich
Brände / Explosionen in kontaminierten Gebieten (1 ha Brandfläche)	0,02 10 ⁰⁹ Bq (4 % Freisetzungsanteil) 0,2 10 ⁰⁹ Bq (40 %) 0,5 10 ⁰⁹ Bq (100 %)	Cs-137 (Gebiete mit Tschernobyl-Fallout)
Notfälle in kerntechnischen Anlagen / Einrichtungen (die nicht unter S5 fallen)	Ab 10 ³ Bq (je nach Quelle) (Beispiel Düsseldorf-Haan: Freisetzung von ca. 1 TBq ⁷⁵ Se)	Medizinisch, Industriell, Forschung, etc. nach Angaben im HRQ-Register verschiedene Nuklide möglich: Großquellen: Co-60, Se-75, Cs-137, Ir-192 seltener: Sr-90, Am-241 (/BFS 12/)

5.3.7 Einordnung gemäß der Auswahlkriterien

Hinsichtlich der in Kapitel 2 vorgestellten Auswahlkriterien für repräsentative Quellterme unterscheiden die beschriebenen Szenarien sich:

1. Genauigkeit / Umfang
2. Ursprung / Verlässlichkeit
3. Aktualität
4. Skalierbarkeit
5. Abdeckende Betrachtung / Wahrscheinlichkeit

Zu 1.

Die hier ermittelten Freisetzungsszenarien resultieren gemeinhin in Quelltermen, welche aus lediglich einem einzelnen Nuklid bestehen. Aussagen über die Größe des Quellterms sind nicht allgemeingültig möglich.

Zu 2.

Die Informationen zu den beschriebenen Szenarien und Quelltermen wurden aus verschiedenen größtenteils offiziellen Dokumenten und wissenschaftlichen Abhandlungen zusammengetragen. Die Quellen stammen u. a. von BMUV, BfS, TÜV, GRS und IAEA.

Zu 3.

Die verwendeten Quellen stammen überwiegend aus den vergangenen 15 bis 20 Jahren. Eine Anpassung des möglichen Quellterms basierend auf zeitlichen Veränderungen, welchen das betrachtete Inventar unterliegt, wurde u. a. in 5.3.3 hinsichtlich des Zerfalls des abgelagerten Inventars in kontaminierten Gebieten vorgenommen. Ähnliche Anpassungen des zu berücksichtigenden Inventars sind Fall-spezifisch mit einzubeziehen.

Zu 4.

Der Aspekt der Skalierbarkeit kommt insbesondere in Abschnitt 5.3.3 zum Tragen, in welchem einerseits verschiedene Freisetzungsszenarien (vgl. Abschnitt 5.3.6) unterstellt werden können, andererseits jedoch auch verschiedene Brandflächen und -dauern gegebenenfalls zu berücksichtigen sind. In den anderen im Referenzszenario betrachteten Situationen ist die Skalierung des Quellterms von untergeordneter Bedeutung.

Zu 5.

Die Unterscheidung nach Eintrittswahrscheinlichkeit und Konservativität ist innerhalb jeder der im Szenarien-Katalog in Abschnitt 5.3 beschriebenen Situationen einzeln zu betrachten. Die Obergrenzen der in Tab. 5-7 aufgelisteten Quellterm-Bandbreiten stellen jeweils abdeckende, konservative und vergleichsweise unwahrscheinliche Ereignisse in der betrachteten Situation dar.

5.4 Zusammenfassung: Ausgewählte Quellterme für HRQ

Kapitel 5 umfasst eine Zusammenstellung von Informationen und Analysen, anhand welcher repräsentative Szenarien und Quellterme für das Referenzszenario S8 (Sonstiger Notfall mit radioaktiven Stoffen oder mit radioaktiven Kontaminationen) bestimmt

wurden. Ziel der Untersuchung war die Ermittlung einer Bandbreite an Ereignissen und Quelltermen, welche möglichst allgemeingültig dem Szenario zugeordnet werden können. Daher wurden zum einen Szenarien definiert, welche als untere Abschätzung für das Szenario S8 betrachtet werden können, d. h. vergleichsweise wahrscheinliche Szenarien, infolge derer nur mit geringen Auswirkungen auf Menschen und Umwelt zu rechnen ist. Zum anderen sollten Quellterme für extreme und vergleichsweise unwahrscheinliche „Worst Case“-Szenarien beschrieben werden, die als obere Abschätzung für Freisetzungen im betrachteten Referenzszenario dienen können.

Entsprechend der im ANoPI-Entwurf angegebenen Beispielsituationen (vgl. Abschnitt 5.3) für das Referenzszenario S8 wurden im vorliegenden Bericht grundsätzliche, in Deutschland mögliche Situationen definiert. Die mögliche Bandbreite des im Freisetzungsfall resultierenden Quellterms ist stark abhängig von der betrachteten Ausgangssituation (vgl. Tab. 5-7).

Die Identifikation einer speziellen Situation als wahrscheinlichstes Ereignis mit mutmaßlich geringen Auswirkungen auf Menschen und Umwelt als Untergrenze für Quellterme im Referenzszenario ist aufgrund des seltenen Auftretens derartiger Ereignisse mit Freisetzungen schwierig. Grundsätzlich stellt das Auffinden herrenloser Quellen mit niedrigen Inventaren (vgl. Abschnitte 5.2.1 und 5.3.1) ein vergleichsweise häufiges Ereignis dar, jedoch sind Freisetzungen hierbei nicht die Regel.

Für die Definition eines extremen Ereignisses zur oberen Quellterm-Abschätzung kommt aufgrund des hohen enthaltenen Inventars (vgl. Tab. 5-7 sowie Abschnitt 5.1.5) nur ein Ereignis im Zusammenhang mit einer HRQ infrage. D. h., Situationen, in welchen es zur Beschädigung der Umhüllung des radioaktiven Materials mit anschließendem Austritt eines Teils des Inventars kommt, stellen die konservative obere Abschätzung für Freisetzungsszenarien im Referenzszenario S8 dar (bspw. nach Auffinden einer herrenlosen HRQ oder durch unsachgemäße Handhabung innerhalb einer kerntechnischen Einrichtung).

6 Satelliten und Raumfahrzeuge mit Radionuklidinventar

Von den im derzeitigen Diskussionsentwurf des allgemeinen Notfallplans des Bundes (ANoPI) vom 15. März 2022 festgelegten Referenzszenarien soll in diesem Abschnitt Referenzszenario S9 „Satellitenabsturz“ näher betrachtet werden. Mit Fortschreibung des ANoPI rücken neben dem Absturz eines Satelliten auch Unfallszenarien mit Raumfahrzeugen mit radioaktivem Material in den Fokus, sodass diese hier ebenfalls untersucht werden.

Im Folgenden wird ein kurzer Überblick über den Aufbau und die realisierten Varianten von Radionuklidbatterien- und Reaktoren in der Raumfahrt gegeben. Die gängigsten Typen werden vorgestellt und ihr Einsatz in bekannten Missionen beschrieben. Des Weiteren wird eine Übersicht über zur Zeit im Erdorbit befindliche Satelliten mit Nuklidinventar zusammengestellt und Ereignisabläufe werden umrissen. Zu letzteren zählen sowohl tatsächliche Unfallabläufe mit radionuklidbetriebenen Satelliten als auch Ergebnisse von Umweltverträglichkeitsprüfungen, die präventiv bei Missionen mit Radionuklidinventar durchzuführen sind.

6.1 Radionuklidbatterien und -reaktoren in der Raumfahrt

Radionuklide können in der Raumfahrt zur Erzeugung von Wärme bzw. Elektrizität genutzt werden, so zum Beispiel in kleinen Kernreaktoren, die Spaltprozesse ausnutzen, oder Radionuklidbatterien, welche die Zerfallswärme des radioaktiven Zerfalls nutzen. Im Gegensatz zu anderen Systemen, wie etwas Solarzellen oder treibstoffgebundenen Systemen, ist der Einsatz von Radionukliden von der Ausrichtung des Raumflugkörpers unabhängig (keine Beschattung) und von sehr langen Lebensdauern gekennzeichnet.

Im Folgenden wird der grundlegende Aufbau von Radionuklidbatterien und Kernreaktoren für den Einsatz in Satelliten kurz umrissen und gängige Typen mit den jeweiligen Spezifikationen beschrieben.

6.1.1 Radionuklidbatterien

Radionuklidbatterien (auch: Radioisotopengenerator) wandeln die thermische Energie oder die Alpha- bzw. Betastrahlung des spontanen Zerfalls eines Radionuklids in elektrische Energie um. Wird kein Strom erzeugt und ausschließlich die Wärmeenergie der

Zerfallsprozesse genutzt, spricht man auch von einem RTG (*radioisotope thermoelectric generator*; thermoelektrischer Radioisotopengenerator).

Seit dem ersten Satelliten mit einem RTG, dem US-amerikanischen Raumflugkörper Transit 4A, wurden verschiedene Typen von Radionuklidbatterien auf Basis von unterschiedlichen Radioisotopen entweder praktisch genutzt oder in Versuchsreihen getestet. Im Hinblick auf die Quellterme, die bei möglichen Unfallszenarien mit radionuklidbetriebenen Satelliten relevant sein könnten, werden in Tab. 6-1 die Halbwertszeiten, Zerfallskanäle, der Brennstofftyp und Schmelzpunkt des Brennstoffs sowie bereits realisierte Antriebstypen gelistet.

Der Schmelzpunkt des Brennstoffs kann insbesondere bei Bedingungen des Wiedereintritts von Objekten in die Erdatmosphäre relevant sein, wobei es jedoch starke Abhängigkeiten von äußeren Bedingungen wie einem intakten Hitzeschild oder dem Eintrittswinkel ankommt – beides Faktoren, die insbesondere unter Unfallbedingungen nicht hinreichend bekannt oder gegeben sind. Für eine grobe Abschätzung: die Außenseite des Space-Shuttles wird beim kontrollierten Wiedereintritt rund 1600 °C heiß.

Tab. 6-1 In Satelliten hauptsächlich genutzte und theoretisch denkbare Radionuklide (in kursiver Schrift) für den realisierten oder technisch denkbaren Einsatz in Radionuklidbatterien oder Kernreaktoren.

Radionuklid	T1/2 [a]	Zerfallskanal	Brennstofftyp	Schmelzpunkt des Brennstoffs [°C]	Einsatz (Auswahl)
⁹⁰ Sr	28,78	β	SrTiO ₃	1910	SNAP-17 (gestrichen)
¹⁴⁴ Ce	0,78	β, γ	CoO ₂	2190	Testaufbau SNAP-1
²¹⁰ Po	0,38	α	GdPo	1630	Prototypen
²³⁸ Pu	87,7	α	PuO ₂	2250	Transit 4A, Transit 4B, Nimbus B, Pioneer 11, Voyager 1 und 2, Mars 96, Chang'e 3, Perseverance
²⁴² Cm	0,45	α	Cm ₂ O ₃	1950	SNAP-11, Studien für die Surveyor Sonden
²⁴¹ Am	432,2	α	AmO ₂	2000	Prototypen
²³⁵ U	7x10 ⁸	α	UO ₂	2865	Kernreaktoren Buk und SNAP-10a

6.1.1.1 Prinzipieller Aufbau

Die beim radioaktiven Zerfall entstehende Wärme wird entweder direkt über eine *Radioisotope Heating Unit* (Radionuklidheizelement) genutzt oder mit Hilfe eines Wandlers in elektrische Energie umgesetzt. Radionuklide sind in so geringer Menge in der Radionuklidbatterie enthalten bzw. solcherart angeordnet, dass auch bei Transuranen die kritische Masse zur Zündung einer Kettenreaktion in keinem Fall erreicht werden kann.

Ein Radionuklidheizelement wird an Bord von Raumsonden und Rovern genutzt, um die elektronischen Einrichtungen vor der Kälte im Sonnenschatten oder in weit von der Sonne entfernten Gebieten zu schützen. Bei der Raumsonde Cassini-Huygens oder dem Curiosity Rover kamen dazu Plutoniumdioxid-Pellets zum Einsatz. Ein Heizelement liefert keine elektrische Energie.

Zur Erzeugung elektrischer Energie werden zumeist thermoelektrische Generatoren („Wandler“) eingesetzt. Die erforderlichen Peltierelemente benötigen zur Stromerzeugung einen möglichst großen Temperaturunterschied: dazu wird eine Seite durch das radioaktive Element hoch erhitzt, die andere durch effiziente Abstrahlung von Wärme an die Umgebung gekühlt. Der Wirkungsgrad ist mit 3 bis 8 Prozent recht gering, das Fehlen von beweglichen und damit verschleißanfälligen Teilen ist jedoch ein großer Vorteil, insbesondere für langandauernde Missionen.

Bei einem „Advanced Stirling Radioisotope Generator“ (ASRG) wird durch die Wärme des Radionuklids ein Stirling-Motor angetrieben, der einen Generator zu Stromerzeugung betreibt. Der Wirkungsgrad eines ASRG ist mit knapp 30 % erheblich höher als jener eines Wandlers, doch ist er durch bewegliche Teile auch einem größeren Verschleißrisiko ausgesetzt. Bisher wurde jedoch noch kein ASRG in Raumfahrzeugen oder Satelliten verbaut.

6.1.1.2 Multi-mission radioisotope thermoelectric generator (MMRTG)

Der *Multi-mission radioisotope thermoelectric generator* (MMRTG) ist ein thermoelektrischer Radioisotop-Generator (Abb. 6.1), der von der NASA für Weltraummissionen wie das *Mars Science Laboratory* entwickelt wurde (NAS 21/).

Das MMRTG wird von acht Plutoniumdioxid (Pu-238) Wärmequellenmodulen angetrieben, die rund 2dW thermische Leistung erzeugen. Mit thermoelektrischen PbTe/TAGS-Paaren (TAGS als englisches Akronym der Elemente Tellur, Silber, Germanium, Antimon) können maximal 125 W elektrische Leistung erzeugt werden, die nach 14 Jahren auf etwa 100 W sinkt. Insgesamt enthält ein MMRTG dieser Bauart rund 45 kg Plutonium.

Der Radioisotop-„Brennstoff“ liegt als keramikartige Substanz vor, um ein Zerbrechen in kleine Stücke im Falle eines Unfalls zu verhindern bzw. minimieren, wodurch die Wahrscheinlichkeit verringert wird, dass (z. B. lungengängige) Stäube entstehen, die eine Gefährdung beim Einatmen oder Verschlucken darstellen könnten.

MMRTGs kommen in verschiedenen Missionen zum Einsatz, darunter *Curiosity* und *Mars 2020* mit dem *Perseverance Rover*; für die NASA-Mission *Dragonfly* zum Saturnmond Titan wird ebenfalls ein MMRTG zum Einsatz kommen.

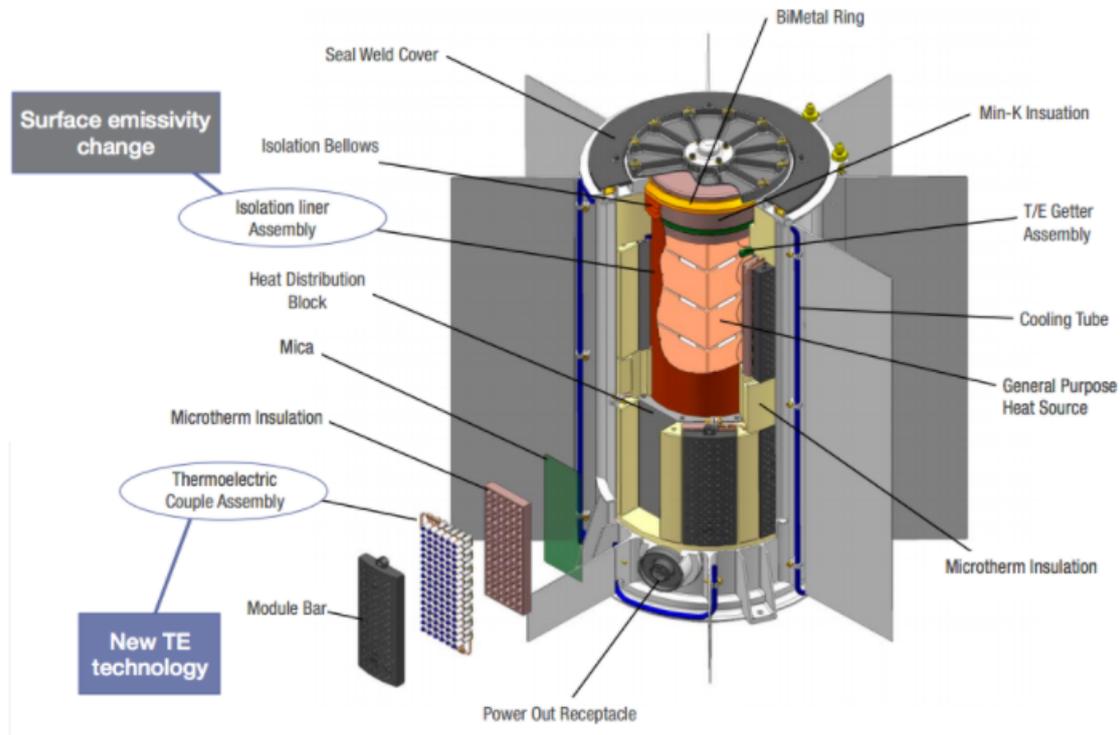


Abb. 6.1 Schematischer Aufbau eines *Multi-mission radioisotope thermoelectric generator* (Abbildung aus /NAS 21/)

MMRTGs wurden für erdferne Missionen konzipiert, es befindet sich kein Generator dieses Typs in einer Erdumlaufbahn, sodass eine Gefährdung durch MMRTGs ausgeschlossen werden kann. Die oben genannten Weltraummissionen starteten/ werden starten auf dem Raketenstartgelände der U.S. Air Force, der *Cape Canaveral Space Force Station* in Florida, USA, sodass nicht zu erwarten ist, dass technische Schwierigkeiten beim Start Gebiete in Europa/ Deutschland betreffen.

6.1.1.3 General-purpose heat source – radioisotope thermoelectric generator (GPHS-RTG)

Bauelemente des Typs GPHS-RTG (General-purpose heat source – radioisotope thermoelectric generator) wurden für NASA-Missionen wie *Ulysses*, *Galileo*, *Cassini-Huygens* oder *New Horizons* implementiert. Die Generatoren mit einer Länge von run 1,14 Metern und einem Durchmesser von 0,422 Metern nutzen 7,8 Kilogramm Pu-238, das etwa 4400 Watt thermische Energie produziert. Das Plutoniumoxid befindet sich in

insgesamt 18 GPHSs (general purpose heat source), die vom U.S. Department of Energy entwickelt wurden /BEN 06/).

Die GPHS-RTGs wurden nicht von der NASA gefertigt, sondern von dem Unternehmen *General Electric Space Division*.

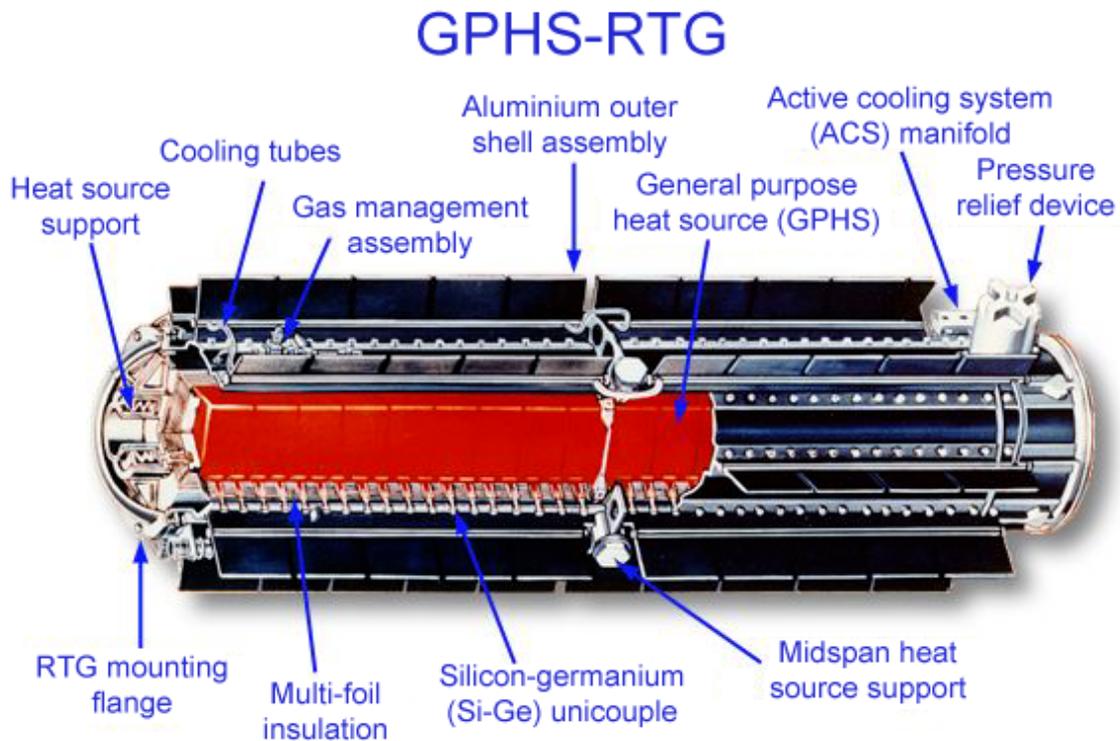


Abb. 6.2 Schematischer Aufbau eines GPHS-RTG, wie er z.B. in der Cassini-Sonde genutzt wird (Abbildung aus /BEN 06/).

GPHS-RTGs wurden für erdferne Missionen konzipiert, es befindet sich kein Generator dieses Typs in einer Erdumlaufbahn, sodass eine Gefährdung durch diesen Generatortyp aufgrund eines Satellitenabsturzes ausgeschlossen werden kann. Die oben genannten Weltraummissionen starteten auf dem Raketenstartgelände der U.S. Air Force, der *Cape Canaveral Space Force Station* in Florida, USA, sodass nicht zu erwarten ist, dass technische Schwierigkeiten beim Start Gebiete in Europa/ Deutschland betreffen. Unfallszenarien mit einem ungeplanten Wiedereintritt in die Erdatmosphäre im Rahmen von Missionen, die GPHS-RTG zur Energieversorgung einsetzen sind prinzipiell weltweit möglich, siehe dazu die Umweltverträglichkeitserklärungen in Kapitel 6.3.2.

6.1.1.4 Multihundred-Watt radioisotope thermoelectric generators (MHW-RTG)

Die *Multihundred-Watt radioisotope thermoelectric generators* wurden für die Voyager Raumsonden entwickelt und sind mittlerweile 23 Milliarden bzw. 19 Milliarden Kilometer von der Erde entfernt. Ein Gefährdungspotential ist daher nicht zu unterstellen.

Es wurden 4,5 Kilogramm Plutonium-238, aufgeteilt auf 24 Plutoniumoxid-Kapseln, verbaut.

6.1.1.5 Systems Nuclear Auxiliary Power (SNAP)

Das *Systems Nuclear Auxiliary Power*, kurz: SNAP; war ein Programm zur Entwicklung und Herstellung von Radionuklidbatterien und Kernreaktoren für den Einsatz im Welt- raum, das in den 1960ern von der NASA unterhalten wurde (/COR 69/).

Es gab mehrere unterschiedliche Typen, wobei ungradzahligen SNAPs die Radionuklid- batterien, die gradzahligen die Weltraum-Kernreaktoren umfassten. Jene Typen, die in erfolgreichen Missionen (keine experimentellen Testläufe) genutzt wurden, werden im Folgenden kurz beschrieben.

SNAP-3 war die erste Radionuklidbatterie, die in einer Weltraummission eingesetzt wurde. Sie wurde in den Satelliten Transit 4A und Transit 4B genutzt, die sich beide noch in einer Erdumlaufbahn befinden. Die Einheit enthielt ^{210}Po (55,3 TBq) bei einer Größe von knapp 12 x 14 cm (/WIL 67/).

SNAP-9 Batterien wurden in einer großen Zahl von Missionen erfolgreich eingesetzt. Der Satellit Transit 5BN-3, der 1964 verunfallte und rund 1 Kilogramm Plutonium in der At- mosphäre verteilte, beinhaltete eine Radionuklidbatterie dieses Typs.

SNAP-19 wurden für den NIMBUS-B-Satelliten entwickelt und in zahlreichen weiteren Missionen (wie etwa Pioneer 10 und 11) eingesetzt. Sie enthielten Plutonium-238 und Blei-Tellur-Thermoelemente (/MAR 68/).

SNAP-27 Batterien wurden für mehrere Apollo-Missionen genutzt und zum Teil auf dem Mond zurückgelassen. Die Brennstoffkapseln bestanden aus 3,8 Kilogramm Plutonium in Oxidform.

Die Treibstoffeinheit der SNAP-27 Radionuklidbatterie der abgebrochenen Apollo-13-Mission liegt derzeit in gut 6000 Metern Tiefe auf dem Grund des Tonga-Grabens im Pazifik. Die Einheit überstand den Wiedereintritt in die Erdatmosphäre wie technisch vorgeplant und es wurde in anschließenden Messungen keine Freisetzung von Plutonium festgestellt. Die verwendeten korrosionsbeständigen Materialien werden aller Voraussicht nach die Einheit für 10 Halbwertszeiten (870 Jahre) halten.

6.1.2 Kernreaktoren

6.1.2.1 BES-5 (auch: Buk)

Der sowjetische Spaltreaktor BES-5, der Uran-235 als fissiles Material nutzte, wurde in insgesamt 31 Satelliten des US-A (RORSAT) Projekts genutzt. Jeder Reaktor umfasst 31-44 kg angereichertes Uran (Anreicherungsgrad > 90%). Der schematische Aufbau ist in Abb. 6.3 gezeigt.

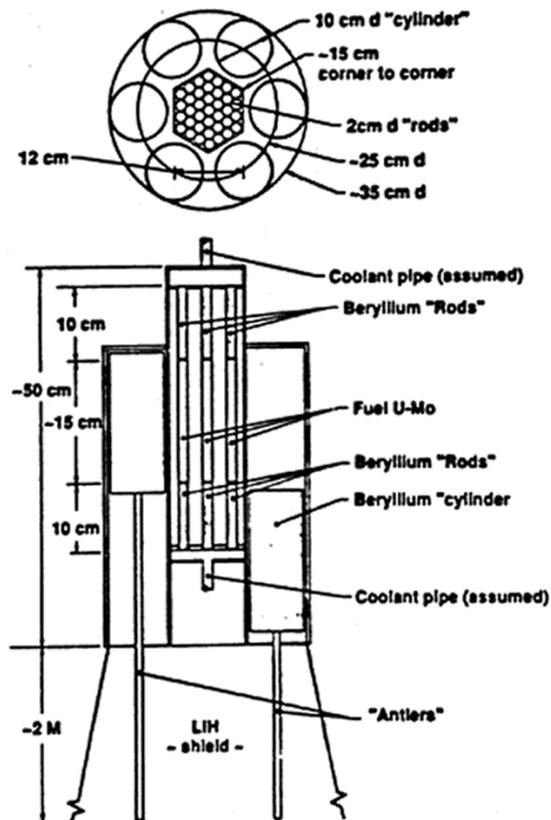


Abb. 6.3 Schematischer Aufbau eines sowjetischen Reaktors für den Einsatz im Weltraum als thermoelektrischer Generator des Typs BES-5 (WIK 21a/).

6.1.2.2 SNAP-10A

SNAP-10a wurde 1965 im Rahmen des SNAPSHOT-Programms erfolgreich in eine Erdumlaufbahn gebracht, durch einen technischen Defekt jedoch früher als geplant abgeschaltet. Die Einheit wird voraussichtlich für 4000 Jahre auf ihrer Erdumlaufbahn verbleiben.

6.1.2.3 TOPAZ 1

Der sowjetische Kernreaktor TOPAZ-I wurde von der Sowjetunion für die langfristige Nutzung im Weltraum entwickelt. Als Brennstoff wurde Uranoxid verwendet (12 kg des Isotops ^{235}U), die Kühlung besteht aus einer Flüssigmetalllegierung (NaK), Strom wird über einen thermionischen Wandler erzeugt /UNI 00/.

Es gibt einen bauähnlichen Reaktor, YENISEI, der, insbesondere im US-amerikanischen Sprachgebrauch, auch als TOPAZ-II bezeichnet wird.

Das Brennelement ist in fünf Zellen mit dem Brennstoff Urandioxid unterteilt, die Kathoden bestehen aus Wolfram oder Molybdän, die Anoden aus einer Nioblegierung, die Isolatoren aus Beryllium, die äußere Hüllen aus rostfreiem Edelstahl, Cäsiumdampf umgibt die Interelektrodenräume /BUD 93/. Der schematische Aufbau eines TOPAZ-I Brennelements ist in Abb. 6.4 gegeben, Abb. 6.5 zeigt die Konfiguration des ganzen Reaktors.

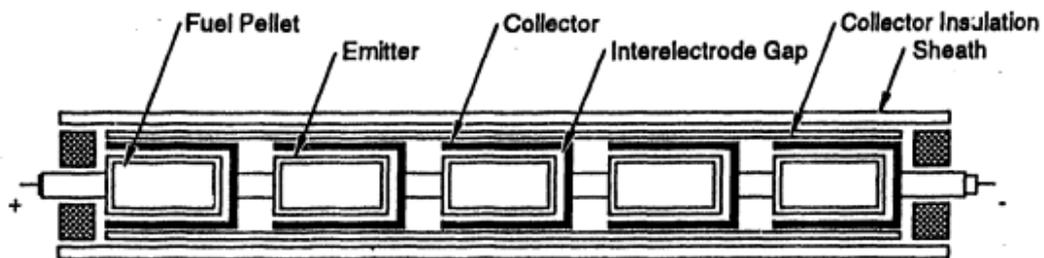


Abb. 6.4 Schematischer Aufbau eines TOPAZ thermionischen Brennelements (Abbildung aus /BUD 93/)

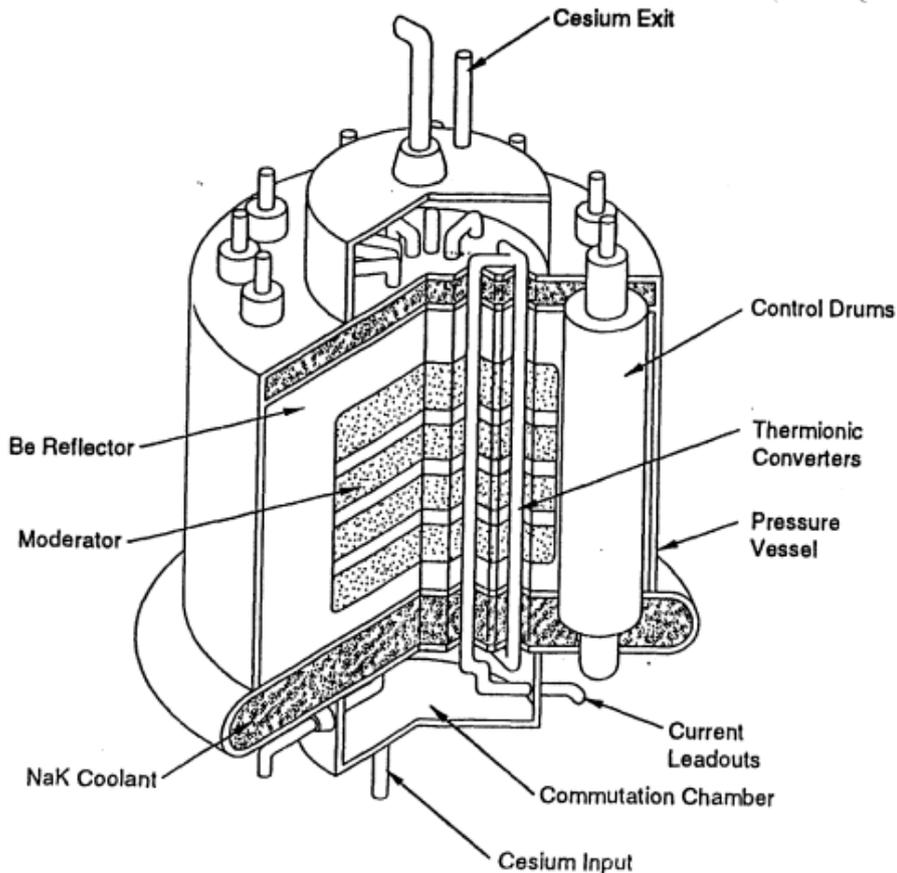


Abb. 6.5 Konfiguration des TOPAZ-I Reaktors (Abbildung aus /BUD 93/)

6.2 Satelliten mit Radionuklidinventar im Erdorbit

Seit Beginn der 1960er wurden zahlreiche Satelliten mit Radionuklidinventaren (Radionuklidbatterien, radioaktive Heizelemente, Kernreaktoren) in den Weltraum gebracht, einige befinden sich noch heute in (erdnahen oder erdfernen) Umlaufbahnen.

Während der radioaktive Zerfall das Radionuklidinventar stetig (im Falle von Uran jedoch kaum merklich) abnehmen lässt, kommen neue Gefährdungspotentiale für die alternden Satelliten hinzu, insbesondere die in den letzten Jahren erheblich angestiegene Menge an Weltraumschrott.

Tab. 6-2 gibt einen Überblick über im Erdorbit (ohne Beschränkung der Höhe; auch ‚Friedhofsorbits‘ sind gelistet) befindliche Satelliten mit Radionuklidinventar (/WIK 21b/). Zu manchen Satelliten der sowjetischen KOSMOS-Serie sind nur unvollständige Angaben über Inventar oder Verbleib bekannt.

6.2.1 Ausblick auf mögliche zukünftige Missionen

Der sowjetische Satellit „Kosmos 1932“ (Start März 1988) war der letzte Satellit mit Radionuklidinventar (Spaltungsreaktor BES-5), der in den Weltraum gebracht wurde und sich seitdem auf einer Erdumlaufbahn in einer Höhe von 800-900 Kilometern befindet.

Die russische Mission *Mars 96* scheiterte im Jahr 1996 bereits beim Startmanöver, was zu einem Verlust von Plutoniumpellets mit insgesamt 200 Gramm Plutonium führte, deren letztendlicher Verbleib nicht geklärt ist.

In den folgenden Jahren mit Radionuklid-Komponenten (alle: Pu-238) bestückte Missionen (vier Missionen der USA/ NASA, eine Mission der Volksrepublik China) hatten erdferne Ziele und befinden sich nicht mehr in Erdnähe.

Im Rahmen der Literaturrecherche wurden keine zukünftigen Pläne von Raumfahrtbehörden gefunden, die Satelliten mit Nuklearkomponenten in Erdumlaufbahnen zum Ziel haben.

Im Jahr 2013 startete China mit *Chang'e 3* erstmalig eine mit RTGs ausgestattete Mission, die im Rahmen des Mondprogramms der Volksrepublik China erfolgreich eine Sonde auf dem Mond landete und den Mondrover *Yutu* aussetzte. Die Radioisotopengeneratoren liefern dabei elektrische Energie für den Betrieb während der Mondnächte, gegen die nächtliche Kälte wird ein Radionuklid-Heizelement eingesetzt.

Die für das Jahr 2027 im Rahmen des *New-Frontiers*-Programms der NASA geplante Mission *Dragonfly* hat den Saturnmond Titan zum Ziel und wird mit Radionuklidelementen ausgestattet sein.

Das russische Projekt **TEM** zielt auf die Entwicklung eines nuklearangetriebenen Raumfahrzeuges zur Erforschung des Sonnensystems ab (/WIK 21c/). Es wird von Rosatom, dem Keldysh Research Center und NIKIET, dem Research and Design Institute of Power Engineering, betreut und entwickelt. Genauere Informationen zum Stand des Projekts und der Entwicklungsphase des Reaktors konnten im Rahmen der Literaturrecherche nicht gefunden werden.

Kilopower ist ein experimentelles Projekt zur Entwicklung neuer Kernreaktoren für die Raumfahrt, das im Jahr 2015 unter der Leitung der NASA, des *U.S. Department of Energy* und der *National Nuclear Security Administration* startete. Ziel ist die

Bereitstellung von Spaltreaktoren (Uran-235) verschiedener Größe, die die radioaktive Zerfallswärme durch Stirling-Konverter in elektrische Leistung umwandeln. 2018 wurden erste positive Testergebnisse für den Demonstrationsreaktor KRUSTY (Kilopower Reactor Using Stirling Technology) bekannt gegeben.

Der Reaktor wird betrieben durch eine Legierung von 93% Uran-235 und 7% Molybdän. Der Kern des Reaktors weist eine massive Gusslegierungsstruktur auf, die von einem Berylliumoxid- Reflektor umgeben ist, der verhindert, dass Neutronen aus dem Reaktor kern entweichen und die Kettenreaktion weiterlaufen lässt (/MAS 18/). Außerdem reduziert der Reflektor die Emission von Gammastrahlung, die die Bordelektronik beeinträchtigen könnte. Der Prototyp des Reaktors KRUSTY wiegt 134 kg und enthält 28 kg Uran-235 (/MAS 18/).

Tab. 6-2 Im Erdorbit befindliche Satelliten mit Radionuklidinventar nach /WIK 21b/.

Mission (Land)	Start	Technologie (Radionuklid)
Transit 4A (USA)	1961	RTG SNAP-3B (Pu-238)
Transit 4B (USA)	1961	RTG SNAP-3B (Pu-238)
Transit 5BN-1 (USA)	1963	RTG SNAP-9A (Pu-238)
Transit 5BN-2 (USA)	1963	RTG SNAP 9A (Pu-238)
SNAPSHOT (USA)	1965	SNAP-10A (U-235)
Kosmos 84 (Sowjetunion)	1965	Orion-1 RTG (Po-210)
Kosmos 90 (Sowjetunion)	1965	Orion 1 RTG (Po-210)
Kosmos 198 (Sowjetunion)	1967	BES-5 (U-235)
Kosmos 209 (Sowjetunion)	1968	BES-5 (U-235)
Nimbus IV (USA)	1970	RTG SNAP-19
Kosmos 367 (Sowjetunion)	1970	BES-5 (U-235)
Kosmos 402 (Sowjetunion)	1971	BES-5 (U-235)
Kosmos 469 (Sowjetunion)	1971	BES-5 (U-235)
Nimbus V (USA)	1972	RTG SNAP-19
TRAID-01-1X (USA)	1972	RTG SNPA-19

Mission (Land)	Start	Technologie (Radionuklid)
Kosmos 516 (Sowjetunion)	1972	BES-5 (U-235)
Kosmos 626 (Sowjetunion)	1973	BES-5 (U-235)
Nimbus VI (USA)	1975	RTG SNAP-19
Kosmos 785 (Sowjetunion)	1975	BES-5 (U-235)
LES-8 (USA)	1976	MHW-RTG
LES 9 (USA)	1976	MHW-RTG
NIMBUS VII (USA)	1978	RTG SNAP 19
Kosmos 1176 (Sowjetunion)	1980	BES-5 (U-235)
Kosmos 1607 (Sowjetunion)	1984	BES-5 (U-235)
Kosmos 1670 (Sowjetunion)	1985	BES-5 (U-235)
Kosmos 1677 (Sowjetunion)	1985	BES-5 (U-235)
Kosmos 1682 (Sowjetunion)	1985	BES-5 (U-235)
Kosmos1736 (Sowjetunion)	1986	BES-5 (U-235)
Kosmos 1771 (Sowjetunion)	1986	BES-5 (U-235)
Kosmos 1900 (Sowjetunion)	1987	BES-5 (U-235)
Kosmos 1867 (Sowjetunion)	1987	TOPAZ-I (U-235)
Kosmos 1932 (Sowjetunion)	1988	BES-5 (U-235)

6.3 Ereignisabläufe

Im Rahmen von ‚Transit‘, dem ersten Satellitennavigationssystem der Welt und Vorgänger des US-amerikanischen GPS, wurde mit dem erfolgreichen Raumflugkörper ‚Transit 4A‘ im Jahr 1961 erstmalig ein Satellit eingesetzt, der als Energiequelle einen thermoelektrischen Radioisotopengenerator (SNAP-3) nutzte. Zu Beginn der Raumfahrt waren Radionuklidbatterien nicht für einen atmosphärischen Wiedereintritt in die Erdatmosphäre ausgelegt, sondern sollten im Falle eines Unfalls in der Atmosphäre verglühen. Ein daraus resultierender Fall-Out über weite Gebiete, wurde, insbesondere im Vergleich zu den weltweit stattfindenden Kernwaffentests, als vernachlässigbar angesehen.

Das Inkrafttreten des ‚Vertrages über das Verbot von Kernwaffenversuchen in der Atmosphäre, im Weltraum und unter Wasser‘ (1963) und der Unfall einer Trägerrakete, der 1964 zu einem Verglühen der Radionuklidbatterie eines an Bord befindlichen Satelliten mit hoher, weitflächiger Kontamination führte, wandelte die Sicht auf die Sicherheit von Kernenergie in der Raumfahrt. Seitdem wird der Fokus verstärkt auf Sicherheitsaspekte

gelegt, sodass moderne Komponenten insbesondere für einen Wiedereintritt und das Explodieren der Rakete auf der Startrampe ausgelegt sind.

Heute noch auf Umlaufbahnen um die Erde befindliche (US-amerikanische und sowjetische) Satelliten mit Radionuklidenergiequellen aus den 1960ern bis späten 1980ern können durch das seit mehreren Jahren stark erhöhte Aufkommen von ‚Weltraumschrott‘ gefährdet sein, sodass es mittlerweile zahlreiche Stellen gibt, die sich mit dem Monitoring der Objekte des Weltraummülls befassen.

Im Folgenden sollen Unfälle mit Satelliten, die über Energiequellen auf der Basis von Radionukliden verfügen, kurz umrissen werden.

6.3.1 Unfälle mit radionuklidbetriebenen Satelliten 1964 bis heute

6.3.1.1 Transit 4B (1961)

Der Satellit Transit 4B verfügte wie sein Vorgänger, Transit 4A, über eine Radionuklidbatterie des Typs ‚SNAP-3‘. Transit 4B war einer von mehreren Satelliten, die unabsichtlich während des US-amerikanischen Nuklearwaffentests ‚Starfish Prime‘ im Juli 1962 beschädigt bzw. zerstört wurden.

6.3.1.2 Transit 5BN-3 (1964)

Nach dem Start mit der Trägerrakete des Typs Thor-Able Star im April 1964 erreichte der Satellit Transit 5BN-3 nicht seinen Orbit. Nach dem Wiedereintritt verglühte er in einer Höhe von rund 50 km über Madagaskar.

Die an Bord befindliche Radionuklidbatterie des Typs SNAP-9A mit 1 kg Plutonium-238 wurde dabei zerstört, etwa 6×10^{14} Bq wurden in der Atmosphäre freigesetzt. Ein Viertel davon entfielen auf die nördliche Hemisphäre. Der Unfall verdreifachte die Menge an in der Atmosphäre nachweisbarem Plutonium-238 (/HOL 15/).

In der Studie von /HOL 15/ konnte durch die Untersuchung von sehr langsam ‚wachsenden‘ Hochmooren auf Madagaskar gezeigt werden, dass die einmalige atmosphärische Eingabe von radioaktivem Plutonium-238 zu keiner nennenswerten Änderung des Isotopenprofils (insb. bezüglich Plutonium-239 und -240 aus Kernwaffentests, dem

Reaktorunfall von Tschernobyl, etc.) auf Madagaskar im Vergleich zu nahegelegenen Gebieten führte.

6.3.1.3 NIMBUS B (1968)

Durch eine Fehlfunktion im Booster erreichte der Wettersatellit NIMBUS B nicht seinen Orbit. Der Satellit wurde hierbei zerstört, die Radionuklidbatterie des Typs SNAP-19 jedoch unzerstört aus dem Wasser geborgen und konnte in einem Nachfolgesatelliten, Nimbus 3, genutzt werden.

6.3.1.4 Kosmos 954 (1978)

Kosmos 954 war ein sowjetischer Meeresbeobachtungssatellit, der einen Kernreaktor als Energiequelle nutzte. Nach Ende der Missionszeit sollte der radioaktiv kontaminierte Reaktorkern vom Satelliten getrennt werden und auf eine höhere Umlaufbahn gebracht werden. Wegen eines technischen Defekts versagte der Mechanismus und der Satellit trat im Januar 1978 in die Erdatmosphäre ein.

An der Suchaktion zur Bergung des radioaktiven Materials beteiligten sich Teams aus den USA und Kanada (/POW 18/), die zu Fuß und auf dem Luftweg rund 124.000 km² Gelände fläche absuchten (siehe Abb. 6.6). Die Suchaktion stand zusätzlich unter Zeitdruck, da ein Schmelzen der dicken Schneedecke das Auffinden der Bruchstücke weiter erschwert hätte.



Abb. 6.6 Das Trümmerfeld, das nach dem Absturz des Satelliten Kosmos 954 im Rahmen der Suchaktion ‚Operation Morning Light‘ abgedeckt wurde.

(Abbildung des Trümmerfeldes aus /POW 18/)

Schwere Bruchstücke bis ca. 20 kg wurden über eine Länge von einigen hundert Kilometern und einer Breite von einigen Kilometern entlang der Flugrichtung verteilt. Kleine Stücke wurden durch herrschende Winde verteilt. Kleinstteile (0,1-1 mm Durchmesser) wurden bis zu einigen hundert Kilometern von der Aufschlagspur der schweren Teile gefunden /STR 89/.

Die zwölf größten gefundenen Trümmerteile (zehn davon radioaktiv) waren einer Abschätzung nach für nur rund ein Hundertstel der Gesamtaktivität des Satelliten verantwortlich. Insgesamt ging man von einer freigesetzten Aktivität radioaktiver Stoffe von 181 TBq Iod-131, 3 TBq Cäsium-137, 3 TBq Strontium-90 und einer geringeren Menge Plutonium aus.

Die technischen Probleme des Satelliten, die dem Absturz vorhergingen, wurden im Dezember 1977 vom *North American Aerospace Defense Command* bemerkt. In mehreren geheim gehaltenen Treffen informierten sowjetische Verantwortliche ihre amerikanischen Kollegen vom Kontrollverlust über den Satelliten und dem Versagen des Mechanismus zum Verbringen auf einen hohen, sicheren Orbit.

6.3.1.5 Kosmos 1402 (1983)

Der sowjetische Spionagesatellit Kosmos 1402, der als Energiequelle mit einem Kernreaktor des Typs BES-5 bestückt war, trat aufgrund einer technischen Fehlfunktion im Januar bzw. Februar 1983 unkontrolliert in die Erdatmosphäre ein.

Der rund 50 kg schwere Kernspaltungsreaktor mit angereichertem Uran als Brennstoff sollte am Ende der Mission von der niedrigen Arbeits-Umlaufbahn des Satelliten auf eine höhere, sichere Umlaufbahn („Entsorgungsbahn“ in rund 1000 km Höhe) gebracht werden; dieser Mechanismus versagte jedoch und Kosmos 1402 zerbrach in drei Teile.

Zeit und Ort des Wiedereintritts der Bruchstücke, inklusive dem radioaktiven Reaktorkern, waren weitgehend unbekannt, sodass in zahlreichen Ländern, darunter auch (West-)Deutschland Notfallteams mobilisiert wurden.

Das erste Bruchstück mit dem Antennenteil, verglühte am 28. Dezember 1982 in der Atmosphäre, ein weiteres trat am 23. Januar 1983 südlich von Diego Garcia in die Erdatmosphäre ein. Der Reaktorkern kreiste weitere zwei Wochen um die Erde, bevor er am 7. Februar 1983 über dem Südatlantik verglühte. Es wird angenommen, dass der Reaktor dabei vollständig in kleinste Partikel verbrannte und durch die atmosphärische Verdünnung keine gefährliche Strahlungslevel in bewohnten Gebieten erreicht wurden. Einige Monate nach dem Vorfall wurde jedoch radioaktives Strontium in Arkansas, USA, nachgewiesen; insgesamt geht man davon aus, dass rund 44 kg Uran in der Stratosphäre verteilt wurden (/LEI 87/).

Als Folge des Unfalls wurden nachfolgende RORSAT mit einem sekundären Kernausschleudmechanismus ausgestattet. Dieser Mechanismus wurde in Kosmos 1900 (/STR 88/) erfolgreich angewandt, die Bahn lag jedoch rund 80 Kilometer unterhalb der geplanten.

6.3.1.6 Mars 96 (1996)

Mars 96 ist eine im November 1996 gescheiterte russische (noch in der Sowjetunion) geplante Marsmission und die größte Raumsonde, die bis dahin gebaut worden war.

Beim Start versagte die zweite Zündung der vierten Stufe der russischen Proton-K/Block-D-2-Trägerrakete, welche die Sonde auf eine interplanetare Umlaufbahn bringen sollte. Die Gründe für das Versagen sind nicht bekannt. Die Sonde startete jedoch über den voreingestellten Timer ihr eigenes Triebwerk, was jedoch nicht genug Beschleunigung zum Verlassen der Erde lieferte, sodass sie in der Erdatmosphäre verglühte. Die Sonde stürzte in einem rund 320 x 80 km² großen Gebiet ab, das Teile von Bolivien, Chile und dem Pazifik umfasste. An Bord der Sonde waren Plutonium-Kapseln mit insgesamt 200 Gramm Plutonium, deren letztendlicher Verbleib nicht geklärt ist.

Im Jahr 1997 teilte das *United States Space Command* mit, dass frühere Berechnungen zum Auftreffpunkt fehlerhaft gewesen sein könnten, und dass der Aufschlagpunkt tatsächlich an Land und nicht auf dem Wasser war. Die Oberflächenstationen und Penetratoren der Sonde hätten einen Aufschlag auf dem Erdboden womöglich überstehen könnten, da sie dafür ausgelegt waren, ebendies auf dem Mars zu tun. Von Seiten Russlands wurden bis heute keine Bergungsversuche unternommen.

6.3.1.7 Kosmos 1818 (beschädigt 2008)

Der sowjetische Überwachungssatellit des RORSAT-Programms, der als erster Satellit den TOPAZ-1 Spaltungsreaktor nutzte und im Februar 1987 von Baikonur aus startete, wurde im Juli 2008 auf seiner Umlaufbahn (Perigäum 775 km, Apogäum 799 km) beschädigt. Das *US Space Surveillance Network* berichtete von rund 30 Objekten, die durch den Vorfall entstanden /NAS 09/. Einige dieser Objekte erscheinen als ‚metallische Kugeln‘, was auf verflüssigtes Kühlmittel (ein Natrium-Kalium-Gemisch) deuten könnte, welches womöglich durch Sonneneinstrahlung oder durch den Aufprall von Teilchen verflüssigt wurde. Als Ursache gelten entweder der Zusammenstoß mit einem Objekt oder ein Riss in einer Kühlmittelleitung aufgrund von thermischer Beanspruchung durch wiederholte Sonneneinstrahlung.

Nach Aussagen der russischen Raumfahrtbehörde befinden sich alle Objekte auf hohen Umlaufbahnen und gefährden damit weder die ISS oder andere Satelliten noch besteht die Gefahr eines Eintritts in die Erdatmosphäre /NBC 09/.

Der Wiedereintritt von Kosmos 1818 ist für das Jahr 2045 abgeschätzt, wobei der Satellit beim Eintritt in die Erdatmosphäre verglühen und damit keine Gefahr, insbesondere durch das Radionuklidinventar, darstellen soll /NBC 09/.

6.3.1.8 Kosmos 1867 (beschädigt 2014)

Wie auch Kosmos 1818 wird der 1987 gestartete Satellit sowjetischer Bauart Kosmos 1867, der auf eine hohe Umlaufbahn von 800 km gebracht wurde, mit einem TOPAZ-I Reaktor betrieben. Kosmos 1867 wurde ebenfalls durch Einschläge von mehreren Objekten beschädigt, sodass vermutlich Kühlmittel austrat. Im April 2014 meldete das *US Space Surveillance Network* insgesamt 11 neue Objekte, die mit der Beschädigung von Kosmos 1867 in Verbindung standen, wenige Tage später 24 weitere (/NAS 14a/). Gefährdungen durch die Objekte, etwa der ISS oder der Erdoberfläche durch Eintritt von radioaktivem Material, sind bisher nicht dokumentiert worden.

6.3.1.9 Überlegungen zu einer potentiellen Gefährdung durch Kosmos 1900

Im Mai 1988 meldete die staatliche russische Nachrichtenagentur TASS den Verlust der Funkverbindung zum RORSAT-Satelliten Kosmos 1900, sodass ein Kommando zur Aussetzung des Reaktors in einen hohen Orbit nicht ordnungsgemäß ausgeführt werden konnte. Im Laufe der folgenden Monaten nahmen technische Schwierigkeiten des Satelliten weiter zu, sodass ein größerer Verlust von radioaktiven Material möglich erschien (/POR 99/). Die Sowjetunion gab daraufhin der IAEA eine vollständige Auflistung der radioaktiven Komponenten von Kosmos 1900 bekannt. Nach /SSK 94/ hieß es in der Erklärung der UdSSR:

„Der Kern des Reaktors besteht aus 37 zylindrischen Brennelementen mit Beryllium-Endreflektoren. Als nuklearer Brennstoff wird eine Uran-Molybdän (drei Gewichtsprozent Molybdän) Verbindung von 90% angereichertem Uran-235 benutzt (Gesamtmasse 31,1 kg). Bis Mitte Oktober 1988 wird die Spaltproduktaktivität im Brennstoff aufgrund von langlebigeren Isotopen mit Halbwertszeiten von mehr als zwei Tagen etwa 40.000 Ci (1,5 E 15 Bq) und die Aktivität der Aktivierungsprodukte in den Strukturelementen des Reaktors (hauptsächlich Cobalt 58 und Mangan 54) etwa 300 Ci (1,1 E 13 Bq) betragen. Bei Eintritt in die dichteren Luftschichten und Aktivierung des redundanten Systems wird der Reaktorkern in fein verteilte Teilchen

von 60-880 µm Größe zerbrechen, die in natürlich vorkommenden Medien nicht löslich sind und nicht in die Nahrungskette aufgenommen werden. Die Strahlenexposition der Bevölkerung im Gebiet des maximalen Fallouts wird damit 5 mSv pro Jahr nicht überschreiten.

Der Reaktor hat einen Beryllium-Seitenreflektor, der sechs zylindrische Stäbe von jeweils 3,6 kg Masse und 100 mm Durchmesser und 250 mm Länge enthält; die Aktivität dieser zylindrischen Stäbe wird gering sein (50 mCi, 1,85 E 9 Bq). Für den Fall, daß diese Stäbe die Erdoberfläche erreichen, würd deren Strahlung keine direkte Gefährdung der Bevölkerung bedeuten. Trotzdem sollte die Stäbe entfernt werden, wenn sie aufgefunden werden. Für den Fall, daß die verbleibenden Teile des Satelliten die Erdoberfläche erreichen, werden sie keine radiologische Gefährdung verursachen.“

Ausgehend von diesen Informationen schlussfolgerte /SSK 94/, dass die Auslegung sowjetischer Satelliten mit Radionuklidinventar weitgehend gleich geblieben ist und Abschätzungen zu möglichen radiologischen Konsequenzen bei Unfallszenarien von Kosmos 1900 mit dem Unfall von Kosmos 954 verglichen werden könnten. Ein solcher Vergleich stöße an seine Grenzen, wenn der Unfallverlauf selbst erhebliche Abweichungen zeigt – so könnte ein weitgehend intakt bleibender Reaktorkern etwa zu größeren Fragmenten führen, die einen Wiedereintritt in die Atmosphäre größtenteils intakt überstehen, was zu in einer engeren räumlichen Verteilung der (Bruch-)Stücke führen würde.

Zur Abschätzung eines Quellterms stützen sich /SSK 94/ auf die oben genannten Angaben aus der Erklärung der UdSSR. Angenommen wurden zwei Arten von kontaminierten Objektklassen:

- Großbruchstücke im näheren Umkreis der Absturzstelle, die hauptsächlich Aktivierungsprodukte enthalten
- Brennstoffpartikel, die sich entlang der Eintrittsbahn des Satelliten in die Erdatmosphäre verteilen. Zu erwarten sind neben Urandioxid auch schwer flüchtige Spaltprodukte (Zr/Nb-95, Zr/Nb-97, Ru-103, Mo/Tc-99, Ce-141, Ce-143, Ce-144)

Für letztere wurden von /SSK 94/, aufbauend auf den Erfahrungen aus dem Absturz von Kosmos 954 und den gegebenen sowjetischen Angaben, weitere Überlegungen gegeben. So ist aus der Größe der Brennstoffpartikel von 60-880 µm (Massenbereich 5 µg bis 40 mg) und dem Gesamtinventar an Brennstoff mit insgesamt mehreren Millionen bis

Milliarden von Partikeln zu rechnen. Die Partikelfreisetzung, die entlang der Eintrittsbahn des Satelliten verläuft, wird durch Windverhältnisse modifiziert, wobei kleinere Teile eine größere Abdrift erfahren. Bei einer angenommenen Eintrittsbahn von 300 km und einer möglichen Abdrift zwischen 10 und 200 km ergibt sich eine betroffene Fläche von 10.000 bis 50.000 km². Da die Aktivitätsverteilung der abgelagerten Partikel nicht bekannt ist, wird das Gebiet von unterschiedlicher Aktivitätskonzentration betroffen sein (homogene Erhöhung der Ortsdosisleistung, punktuelle und kleinflächigere ‚Hotspots‘, etc.). Als Abschätzung der Erhöhung der Ortsdosisleistung für verschiedene Größen eines betroffenen Gebiets geben /SSK 94/ die in Tab. 6-3 zu findenden Werte an.

Tab. 6-3 Mittlere Erhöhung der Ortsdosisleistung (ODL) für unterschiedliche betroffene Gebietsgrößen und für verschiedene Abklingzeiten.

Zugrunde gelegt wurde ein Reaktorinventar von 10¹⁶ Bq, der Anteil der schwerflüchtigen Spaltprodukte liegt zwischen 60% zum Zeitpunkt des Abschaltens und 90% nach 30 Tagen (siehe Kap. 4.1.2 in /SSK 94/)

Betroffene Fläche in km ²	ODL in nGy/h zum Abschaltzeitpunkt	ODL in nGy/h nach 2 Stunden	ODL in nGy/h nach 5 Tagen	ODL in nGy/h nach 30 Tagen
10.000	811	318	138	86
20.000	406	159	69	43
30.000	162	64	28	17

6.3.2 Umweltverträglichkeitserklärungen der NASA mit Quelltermen

Umweltverträglichkeitserklärungen (Environmental Impact Statements, EIS) sind Dokumente, die nach dem US-amerikanischen National Environmental Policy Act (NEPA) von 1969 für bestimmte Aktivitäten, Vorgänge und Handlungen erforderlich sind, wenn die „Qualität der menschlichen Umwelt erheblich beeinträchtigt“ werden kann. Ziel ist es, die informierte Entscheidungsfindung der Bundesbehörden zu fördern, indem detaillierte Informationen zu erheblichen Umweltauswirkungen sowohl den Behördenleitern als auch der allgemeinen Öffentlichkeit zur Verfügung gestellt werden.

EIS bestehen im Allgemeinen aus vier Abschnitten, die sich mit Zweck und Notwendigkeit des Projekts, der betroffenen Umwelt, einer Reihe von Alternativabläufen sowie einer Analyse der Auswirkungen auf die Umwelt befassen.

Auch NASA-Missionen, insbesondere solche, die mit Radionuklidinventar arbeiten, müssen Umweltverträglichkeitserklärungen erarbeiten. Die vorläufigen und endgültigen Fassungen werden von der NASA automatisch im NEPA-Archiv veröffentlicht und stehen Verantwortlichen und Interessenten frei zur Verfügung.

Im Folgenden werden Umweltverträglichkeitserklärungen zu ausgewählten NASA-Missionen mit Radionuklidinventar im Hinblick auf Quellterme und Umweltauswirkungen zusammengestellt; die Analysen beziehen sich entsprechend nur auf Starts in den USA. In Europa gibt es zur Zeit nur Raketenstartplätze für suborbitale Missionen, von denen keine in Deutschland liegt.

Im Rahmen der radiologischen Unfallbewertung erarbeiten die NASA, das Energieministerium der Vereinigten Staaten (Department of Energy, DOE) und andere Stellen Sicherheitsanalysen in Bezug auf

- die Widerstandsfähigkeit der Radionuklidbatterien unter simulierten Unfallbedingungen während des Starts
- Wahrscheinlichkeiten in Bezug auf Unfälle im Zusammenhang mit dem Start
- das Verhalten unterschiedlicher Komponenten und Teile der Trägerrakete unter verschiedenen Unfallbedingungen im Hinblick auf eine Gefährdung der Radionuklidbatterien
- mögliche Folgen auf die Integrität der Radionuklidbatterien unter verschiedenen Unfallbedingungen während des Starts

Darüber hinaus werden Unfallsequenzen betrachtet, die von einem späteren Absturz oder einem ungeplanten Wiedereintritt in die Erdatmosphäre ausgehen und zu einem Aufprall von Raketenkomponenten (inklusive der Radionuklidbatterien) auf den Erdboden führen. Ein Aufprall kann dabei sowohl im Zusammenhang mit der bekannten Flugtrajektorie erfolgen als auch an einem unbekanntem Ort weltweit, letzteres insbesondere beim ungeplanten (unbeabsichtigten) Wiedereintritt zu einem nicht näher spezifizierten Zeitpunkt. Die Parameter des Absturzes, insbesondere der Eintrittswinkel und die Eintrittsgeschwindigkeit der Komponenten in die Erdatmosphäre, tragen hierbei maßgeblich zur Integrität der Komponenten mit Radionuklidinventar und somit dem Unfallablauf bei.

6.3.2.1 Cassini-Huygens

Cassini-Huygens war eine Mission zweier Raumsonden zur Erforschung des Planeten Saturn und seiner Monde. Die gekoppelten Sonden starteten am 15. Oktober 1997 vom Launch Complex 40 in Cape Canaveral, Florida, USA. Wegen der großen Distanz zur Sonne, konnten keine Solarzellen zur Energieversorgung genutzt werden; Cassini verfügte daher über drei Radionuklidbatterien des Typs GPHS RTG, die mit je 12,2 kg Plutoniumdioxid ausgestattet waren, davon entfielen je 9,71 Kilogramm auf das radioaktive Isotop ^{238}Pu .

Die zu den unterschiedlichen Unfallszenarien im Rahmen des EIS bestimmten Quellterme sind in Abb. 6.8 gegeben, für eine detailliertere Beschreibung der Szenarien selbst sei auf /NAS 95/, Kapitel 4, verwiesen.

Neben den Unfalleintrittswahrscheinlichkeiten und den Quelltermen ist auch eine Abschätzung der möglicherweise von einer Kontamination bzw. Trümmerteilen betroffenen Gebiete zur Risikoabschätzung notwendig. Hierzu wurden im Rahmen des EIS Gebiete (hier als ‚footprints‘ bezeichnet) identifiziert, die für einen flachen („shallow“) und einen steilen („steep“) Eintrittswinkel für verschiedene Wiedereintrittsszenarien gegeben sind, siehe Abb. 6.7.

Reentry Type	Shallow Reentry km ² (mi ²)	Steep Reentry km ² (mi ²)
VVEJGA	27,600 (10,656)	4,800 (1,853)
VEEGA (E1) ^a	26,700 (10,309)	4,100 (1,583)
VEEGA (E2) ^a	28,200 (10,888)	7,200 (2,780)

Abb. 6.7 Von einem möglichen Absturz betroffene Gebiete, jeweils für einen flachen („shallow“) und einen steilen („steep“) Eintrittswinkel der Rakete bzw. Raketenteile der **Cassini-Huygens-Mission**.

Hierbei werden unterschiedliche Flugbahnen bezeichnet mit: VVEJGA: Venus-Venus-Earth-Jupiter Gravity Assist; VEEGA: Venus-Earth-Earth-Gravity Assist mit E1 dem ersten Swingby und E2 dem zweiten Swingby. Aus /NAS 95/, Tabelle 4-9

Eine Beschreibung der radiologischen Konsequenzenanalyse (insb. Strahlungsdosis, mögliche Auswirkung auf die menschliche Gesundheit, Bodenkontamination) für die unterschiedlichen Unfallszenarien geht über den Umfang dieser Arbeit hinaus, für Angaben hierzu sei jedoch auf Kapitel 4.1.6.1 in /NAS 95/ verwiesen.

Mission Phase	Accident Scenario Description		Mean Initiating Probability ^a	Conditional Probability	Total Probability	Source Term Bq (Ci) ^b	Release Location
1	Command Shutdown and Destruct (RTG end-on and GPHS modules impacts on concrete, with and without fragment impacts)	Exp. Case ^c Max. Case ^{d,e}	4×10^{-4}	3.84×10^{-1} 5.00×10^{-3}	1.69×10^{-4} 2.20×10^{-6}	2.97×10^{11} (8.02) 1.06×10^{12} (28.7)	CCAS-Ground
1	Titan IV (SRMU) Fail-to-Ignite (Bare fueled clads impacted by SRMU nose cone fragments)	Exp. Case ^c Max. Case ^d	1.4×10^{-3}	6.52×10^{-1} 9.29×10^{-5}	9.13×10^{-4} 1.30×10^{-7}	1.38×10^{11} (3.72) 5.96×10^{11} (16.1)	CCAS-Ground
1	Centaur Tank Failure/Collapse (RTG end-on impact on concrete, with/without fragment impacts)	Exp. Case ^c Max. Case ^d	1.1×10^{-4}	3.83×10^{-1} 5.00×10^{-3}	4.21×10^{-5} 5.50×10^{-7}	2.98×10^{11} (8.06) 1.06×10^{12} (28.7)	CCAS-Ground
5	Command Shutdown and Destruct (GPHS module impacts on rock, Africa)	Exp. Case ^c Max. Case ^d	3.2×10^{-2}	1.44×10^{-2} 6.25×10^{-6}	4.61×10^{-4} 2.00×10^{-7}	5.44×10^{10} (1.47) 2.77×10^{11} (7.49)	Africa-Ground
5	Centaur Tank Failure/Collapse (GPHS module impacts on rock, Africa)	Exp. Case ^c Max. Case ^d	2.6×10^{-3}	1.44×10^{-2} 5.77×10^{-5}	3.74×10^{-5} 1.50×10^{-7}	5.44×10^{10} (1.47) 2.35×10^{11} (6.34)	Africa-Ground
6	Inadvertent Reentry from Earth Orbit (GPHS module impacts on rock)	Exp. Case ^c Max. Case ^d	2.0×10^{-3}	2.18×10^{-1} 5.00×10^{-5}	4.36×10^{-4} 1.00×10^{-7}	5.55×10^{10} (1.50) 2.77×10^{11} (7.49)	Unspecified locations worldwide-Ground

Abb. 6.8 Zusammenfassung der Unfallszenarien zu verschiedenen (Start-)Zeitpunkten mit Angabe von Eintrittswahrscheinlichkeiten und Quelltermen der Cassini-Huygens-Mission. Tabelle aus /NAS 95/ (siehe Tabelle 4-7 im Dokument), für weitere Beschreibungen der Unfallszenarien sei ebenfalls auf /NAS 95/ verwiesen. Umrechnung $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq}$

6.3.2.2 New Horizons

Die Raumsonde New Horizons startete am 19. Januar 2006 vom Launch Complex 41 in Cape Canaveral, USA, um das Pluto-System und den Kuipergürtel zu erkunden. Da bei sonnenfernen Missionen eine Energieversorgung mit Solarzellen nicht möglich ist, war New Horizons mit einem Radioisotopengenerator des Typs GPHS-RTG ausgestattet. Die Einheit enthielt insgesamt rund 10,9 Kilogramm Plutonium, aufgeteilt auf 18 Module, die jeweils 151 g Plutonium in Form von Plutonium(IV)-oxid enthalten.

Im Rahmen der Umweltverträglichkeitserklärung (/NAS 05/) wurden Quellterme für fünf bzw. sechs (je nach Berücksichtigung der Phase vor dem eigentlichen Start) Missionsphasen angegeben, wobei für drei Phasen (vor dem Start, frühe Startphase, vor dem Erreichen des Orbit, im Orbit) Quellterme bestimmt worden sind, siehe Abb. 6.9

Mission Phase (Ground Impact Configuration)	Accident Probability	Conditional Probability of a Release ^(a)	Total Probability of a Release	Source Term, Ci	
				Mean	99-th Percentile ^(b)
0: Pre-Launch	2.9x10 ⁻⁸	0.78	2.2x10 ⁻⁸	71.9	217.0
(Stage 3/SC)	(2.8x10 ⁻⁸)	(0.78)	(2.2x10 ⁻⁸)	(71.9)	
(Intact RTG)	(3.5x10 ⁻¹²)	(0.78)	(2.7x10 ⁻¹²)	(29.0)	
1: Early Launch	6.4x10 ⁻³	0.25	1.6x10 ⁻³	11.8	98.2
(FSII)	(2.5x10 ⁻⁵)	(0.29)	(7.1x10 ⁻⁷)	(2610)	
(Stage2/Stage3/SC)	(5.5x10 ⁻⁷)	(0.10)	(5.5x10 ⁻⁸)	(767)	
(Stage3/SC)	(6.6x10 ⁻⁷)	(0.13)	(8.7x10 ⁻⁸)	(2520)	
(Intact SC)	(9.1x10 ⁻⁹)	(0.24)	(2.2x10 ⁻⁹)	(8.6)	
(Intact RTG)	(6.4x10 ⁻³)	(0.25)	(1.6x10 ⁻³)	(10.5)	
2: Late Launch	7.8x10 ⁻³	—	—	—	—
3: Pre-Orbit	1.8x10 ⁻²	0.04	7.9x10 ⁻⁴	0.4	1.2
4: Orbit	3.8x10 ⁻³	0.25	9.4x10 ⁻⁴	0.9	5.3
5: Escape	2.5x10 ⁻²	—	—	—	—
Overall Mission:	6.2x10 ⁻²	0.05	3.3x10 ⁻³	6.0	48.6

Source: DOE 2005

(a) The conditional probability of a release of PuO₂ given that an accident has occurred.

(b) Due to the nature of the methodology used in DOE's risk assessment (see Section 4.1.4.1), 99-th percentile source terms were not estimated for the individual ground impact configurations, listed in parentheses, which could occur during Phases 0 and 1.

Note: Differences in summations may be due to rounding.

Abb. 6.9 Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für insgesamt sechs Missionsphasen der **New Horizons** Mission, inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start.

Angaben aus /NAS 05/, siehe Tabelle 4-3. Umrechnung 1 Ci = 3,7 x 10¹⁰ Bq.

Eine Beschreibung der radiologischen Konsequenzenanalyse (insb. Strahlungsdosis, mögliche Auswirkung auf die menschliche Gesundheit, Bodenkontamination) für die

unterschiedlichen Unfallszenarien geht über den Umfang dieser Arbeit hinaus, für Angaben hierzu sei jedoch auf Kapitel 4.1.4.5 in /NAS 05/ verwiesen.

6.3.2.3 Mars 2020

Die Marsmission, die einen Rover und eine Helikopterdrohe auf den Mars brachte, startete am 30. Juli 2020 vom Space Launch Complex 41 in Cape Canaveral, USA.

Die Energieversorgung der Mission wird durch einen thermoelektrischen Generator des Typs MMRTG sichergestellt, der die radioaktive Zerfallswärme von ^{238}Pu nutzt und den Rover für die geplante Missionsdauer von drei Jahren und weit darüber hinaus (geplante Betriebsfähigkeit bis zu 14 Jahre) mit Energie versorgen kann. Der MMRTG ist im hinteren Abschnitt des Rovers verbaut; auf das Gesamtgewicht von 45 Kilogramm entfallen hierbei rund 4,8 Kilogramm auf das Plutoniumdioxid.

Im Rahmen der Umweltverträglichkeitserklärung (/NAS 14b/) wurden Quellterme für fünf bzw. sechs (je nach Berücksichtigung der Phase vor dem eigentlichen Start) Missionsphasen angegeben, siehe Abb. 6.10.

Eine Beschreibung der radiologischen Konsequenzenanalyse (insb. Strahlungsdosis, mögliche Auswirkung auf die menschliche Gesundheit, Bodenkontamination) für die unterschiedlichen Unfallszenarien geht über den Umfang dieser Arbeit hinaus, für Angaben hierzu sei auf /NAS 14b/ verwiesen.

Mission Phase ^(a)	Accident Probability	Source Term, Ci (given an accident)		Conditional Probability of Release ^(b)	Total Probability of a Release	Source Term ^(c) , Ci (given a release)	
		Mean	99 th Percentile			Mean	99 th Percentile
0: Pre-Launch	Very Unlikely (3.3×10^{-6})	0.092	0.048	0.33	Very Unlikely (1.1×10^{-5})	0.28	6.7
1: Early Launch							
On-Pad Explosion	Very Unlikely (9.8×10^{-6})	2.0	0.035	0.085	Very Unlikely (8.3×10^{-6})	23	40
FSII	Very Unlikely (2.2×10^{-6})	15	340	0.14	Very Unlikely (3.2×10^{-6})	110	1,800
Stage 2/SV	Very Unlikely (4.8×10^{-6})	2.8	55	0.036	Very Unlikely (1.8×10^{-6})	77	910
SVII	Extremely Unlikely (6.3×10^{-7})	2.7	40	0.054	Extremely Unlikely (3.4×10^{-6})	50	580
Low Altitude FTS	Unlikely (2.9×10^{-5})	1.5	16	0.025	Very Unlikely (7.5×10^{-6})	61	620
Overall Phase 1	Unlikely (3.1×10^{-5})	1.7	16	0.028	Very Unlikely (8.8×10^{-6})	59	630
2: Late Launch	Unlikely (3.6×10^{-3})	3.4×10^{-5}	-	0.0021	Very Unlikely (7.7×10^{-6})	0.016	0.23
3: Suborbital	1.3×10^{-2}	0.047	-	0.0013	Very Unlikely (1.5×10^{-5})	42	930
4: Orbital	Unlikely (4.7×10^{-5})	0.030	0.65	0.056	Unlikely (2.6×10^{-4})	0.53	6.2
5: Long-term Reentry	Very Unlikely (1.0×10^{-6})	0.073	1.5	0.094	Extremely Unlikely (9.4×10^{-6})	0.77	7.8
Overall Mission ^(d)	2.5×10^{-2}	0.24	0.0095	0.016	Unlikely (3.8×10^{-4})	16	340

Abb. 6.10 Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für insgesamt sechs Missionphasen der Mission ‚Mars 2020‘ inklusive Unfällen vor dem eigentlichen Start (/NAS 14b/, siehe Tabelle 4-3).

6.3.2.4 Galileo

Die Raumsonde Galileo wurde am 18. Oktober 1989 von Cape Canaveral aus gestartet und hatte die Untersuchung des Jupiter und seiner Monde zum Ziel. Die Energieversorgung erfolgt über zwei GPHS-RTGs mit insgesamt 120 Radionuklid-Heizelementen, die das Radioisotop ²³⁸Pu einsetzen.

Im Rahmen der Umweltverträglichkeitserklärung (/NAS 89/) wurden Quellterme für fünf bzw. sechs (je nach Berücksichtigung der Phase vor dem eigentlichen Start) Missionsphasen angegeben. Die Quellterme werden für die wahrscheinlichsten Unfallszenarien und für solche mit den größtmöglichen Quelltermen angegeben. Die Art der Freisetzung (release category) und eine Kurzbeschreibung möglicher Unfallabläufe sind ebenfalls angegeben.

Phase	Accident Type	Curies Released	Probability of Release	Release Category	Description
0	Fire followed by Explosion	44	5.01×10^{-7}	Fireball	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the launch pad o Fueled Clads breached by steel impact inside fireball
1	Solid Rocket Booster Failure resulting in Loss of Thrust	796 125	3.30×10^{-4} 3.30×10^{-4}	Fireball Ground level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the launch pad o Modules breached by concrete impact inside and outside fireball
2	Vehicle Breakup	1	2.27×10^{-6}	Ground level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the African continent o One module breached by impact on rock
3	Orbiter Reentry and Breakup	4	6.47×10^{-6}	Ground level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 0° latitude o One module breached by impact on rock
4	IUS Failure	4	3.50×10^{-4}	Ground level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 0° latitude o One module breached by impact on rock
5	Inadvertent Reentry	11,568 ^a	1.12×10^{-7}	Ground level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 0° latitude o Inventory of three Graphite Impact Shells released by impact on rock

Source: DOE 1989a

Abb. 6.11 Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für sechs Missionsphasen der Mission **Galileo** inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start für die wahrscheinlichsten Unfallszenarien

Angaben aus /NAS 89/, siehe Tabelle B-9. Umrechnung 1 Ci = $3,7 \times 10^{10}$ Bq

Phase	Accident Type	Curies Released	Probability of Release	Release Category	Description
0	Fire followed by Explosion	44	5.01×10^{-7}	Fireball	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the launch pad o Fueled Clads breached by steel impact inside fireball
1	Solid Rocket Booster Failure resulting in Loss of Thrust	1,860	1.39×10^{-4}	Ground-level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the launch pad o Module breached by impact on concrete outside fireball
2	Vehicle Breakup	1	2.27×10^{-6}	Ground-level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs on the African continent o Fueled Clads breached following impact of one module on rock
3	Orbiter Reentry and Breakup	8	1.35×10^{-7}	Ground-level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 33° latitude o Fueled Clads breached following impact of 2 modules on rock
4	IUS Failure	8	7.28×10^{-6}	Ground-level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 33° latitude o Fueled Clads breached following impact of 2 modules on rock
5	Inadvertent Reentry	11,568 ^a	1.12×10^{-7}	Ground-level	<ul style="list-style-type: none"> o Occurs at 33° latitude o Fueled Clads breached following impact of 3 Graphite Impact Shells on rock

Source: DOE 1989a

Abb. 6.12 Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für sechs Missionsphasen der Mission **Galileo** inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start für Unfallszenarien mit den größtmöglichen Quelltermen

Angaben aus /NAS 89/, siehe Tabelle B-10. Umrechnung 1 Ci = $3,7 \times 10^{10}$ Bq

Neben den Unfalleintrittswahrscheinlichkeiten und den Quelltermen ist auch eine Abschätzung der möglicherweise von einer Kontamination bzw. Trümmerteilen betroffenen Gebiete zur Risikoabschätzung notwendig. Hierzu wurden im Rahmen des EIS Gebiete identifiziert, die für das wahrscheinlichste, bzw. das Szenario mit den größtmöglichen Quelltermen von einer Kontamination (Bodenablagerung) von mehr $0,2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ betroffen wären. Ebenfalls angegeben werden hier Abschätzungen für eine Kollektivdosis für die Bevölkerung, für Details zu den Annahmen hierzu siehe /NAS 89/.

Mission Phase	Population Dose in Person-rem ^a				Square Kilometers Area With Deposition Above 0.2 uCi/m ^{2b}			
	Release Probability	Total	Above De Minimis	Health Effects	Dry Land	Swamp	Inland Water	Ocean
0	5.01x10 ⁻⁷	35.4	0.00	0	12.5	1.63	4.57	0.0
1	3.30x10 ⁻⁴	391	0.003	0.0000005	43.3	15.9	25.7	0.0
2	2.27x10 ⁻⁶	0.175	0.028	0.000005	0.0	0.0	0.0	0.0
3	6.47x10 ⁻⁶	4.64	1.34	0.00025	0.059	0.0	0.001	0.0
4	3.50x10 ⁻⁴	4.64	1.34	0.00025	0.059	0.0	0.001	0.0
5	1.12x10 ⁻⁷	1,010	581	0.107	13.2	0.0	0.296	0.0

Source: DOE 1989a

Abb. 6.13 Bevölkerungsgesamtdosis und betroffene Gebietsgröße für die wahrscheinlichsten Unfallszenarien der Mission **Galileo**

Angaben aus /NAS 89/, siehe Tabelle B-13. Umrechnung 1 Ci = 3,7 x 10¹⁰ Bq

Mission Phase	Population Dose in Person-rem ^a				Square Kilometers Area With Deposition Above 0.2 uCi/m ^{2b}			
	Release Probability	Total	Above De Minimis	Health Effects	Dry Land	Swamp	Inland Water	Ocean
0	5.01x10 ⁻⁷	133	0	0	4.13	0.128	2.64	0.044
1	1.39x10 ⁻⁴	4,890	3,710	0.7	2.03	0.688	2.53	0.18
2	2.27x10 ⁻⁶	7.3	0.9	0.00017	0.0	0.0	0.0	0.0
3	1.35x10 ⁻⁷	200	51	0.0094	0.12	0.0	0.003	0.0
4	7.28x10 ⁻⁶	100	51	0.0094	0.12	0.0	0.003	0.0
5	1.12x10 ⁻⁷	51,700	50,600	9.36	8.91	0.0	0.2	0.0

Source: DOE 1989a

Abb. 6.14 Bevölkerungsgesamtdosis und betroffene Gebietsgröße für Unfallszenarien mit den größtmöglichen Quelltermen der Mission **Galileo**

Angaben aus /NAS 89/, siehe Tabelle B-14. Umrechnung 1 Ci = 3,7 x 10¹⁰ Bq

7 Small Modular Reactors

Als SMRs (Small Modular Reactors) werden Kernreaktoren mit einer Leistung bis etwa 300 MW_e bezeichnet /SMR 22/. Somit beschreibt der Ausdruck „SMR“ keine spezifische Reaktortechnologie, sondern eher „kleine Versionen“ der heutigen Leichtwassertechnologie, wobei die meisten SMR-Konzepte keine verkleinerten Modelle aktueller Anlagen, sondern Neuentwicklungen darstellen. Neben den heute am weitesten verbreiteten Leichtwasserreaktoren werden SMR auch als gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren, flüssigmetallgekühlte Reaktoren (Na, Pb, Pb/Bi), Salzschmelzereaktoren oder Reaktoren mit Wärmerohrtechnologie entwickelt. Neben der Leistung wird „modular“ jedoch auch häufig für ein weiteres Charakteristikum der SMR, nämlich deren modulare Bauweise verwendet. So sehen die SMR-Konzepte vieler Hersteller einerseits vor, mehrere kleine Module mit geringen Leistungen zu einer großen Gesamtanlage zusammensetzen zu können. Andererseits wird damit auch die Möglichkeit zur Fabrikfertigung vollständig betriebsbereiter Reaktormodule oder großer Teile der Reaktoren ausgedrückt, wodurch sich die Hersteller einerseits Vorteile in Bezug auf die verkürzte Bauzeit vor Ort aber auch die Möglichkeit zu Serienfertigung und damit deutlicher Kosteneinsparungen versprechen. Beim einzigen zurzeit in den USA genehmigte SMR-Konzept der Firma NuScale Power (VOYGR™) lassen sich beispielsweise bis zu zwölf völlig autark betreibbare identischer Reaktormodule mit Modulleistungen von jeweils 47,5 MW_{e,netto} zu einer Gesamtanlage mit 570 MW_{e,netto} zusammenfügen. Der Hersteller hat darüber hinaus eine leistungsstärkere Variante mit Modulleistungen von rund 75 MW_{e,netto} entwickelt. Die in diesem Bericht gemachten Angaben beziehen sich jedoch auf die ursprüngliche Auslegung mit 47,5 MW_{e,netto}.

Auch konventionelle Standortlimitierungen werden durch die Hersteller von SMR-Reaktoren verschoben. So wurde im Jahr 2020 die „Akademik Lomonossow“ in Betrieb genommen. Dabei handelt es sich um ein schwimmendes Kraftwerk, welches am russischen Standort Pevek zur Stromerzeugung genutzt wird. An Bord des Schiffes kommen zwei KLT-40S Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 35 MW_e zum Einsatz. Typische Einsatzgebiete für die SMR vorgesehen und/oder denkbar sind, sind entlegene Regionen mit schlechter oder keiner Anbindung an das (nationale) elektrische Verbundnetz wie beispielsweise entlegene Regionen Kanadas oder Russlands. Hier wird neben einer Versorgung mit Elektrizität oftmals auch eine Wärmeauskopplung angestrebt. Aber auch in der Substitution kleinerer (fossil betriebener) Kraftwerke spielen SMR eine Rolle, da hier die vorhandene Infrastruktur vielfach mit nur geringen Umrüstungen weiter nutzbar

ist. Teilweise werden SMR daher auch als Beitrag zur Decarbonisierung betrachtet. Neben den SMR werden seit einigen Jahren auch Mikroreaktoren (MR/MMR, micro reactors, micro modular reactors) mit einer Leistung von nur wenigen MW_e zunehmend diskutiert und entwickelt.

Mit der Entwicklung von SMR werden die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden vor neue Herausforderungen gestellt. So lassen sich die etablierten Anforderungen im Rahmen der Bauartzulassung konventioneller Reaktoren nur bedingt auf die verschiedenen SMR-Konzepte anwenden. Insbesondere für nicht-Lichtwasserreaktoren müssen teilweise völlig neue Anforderungen und Genehmigungsvoraussetzungen definiert werden. Die Fragen reichen dabei vom Kerninventar und der Sicherheit und Rückhaltung in Unfallszenarien bis hin zur Definition und Reduktion der Notfallplanungszone (EPZ, emergency planning zone). Nahezu alle SMR-Entwickler streben an, die EPZ für ihre Anlagen auf das Anlagengelände beschränken zu können und erstellen entsprechende Sicherheitsnachweise, welche von den Genehmigungsbehörden geprüft werden müssen. Auf Grund der teilweise neuartigen Sicherheitskonzepte (bspw. vollständig passive Sicherheitssysteme ohne Notstromversorgung) fehlt die Erfahrung, was die Genehmigungsverfahren verlängern kann. Im Fall von NuScale Power hat die US NRC (nuclear regulatory commission) dieses vollständig passive Sicherheitskonzept genehmigt.

Die in diesem Bericht zusammengetragenen Informationen stützen sich einerseits auf Primärliteratur der Hersteller sowie der zuständigen atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden. Darüber hinaus veröffentlicht die IAEA im zweijährigen Rhythmus das SMR-Booklet als Ergänzung zur ARIS-Datenbank. Die aktuelle Version ist das SMR-Booklet 2022 /SMR 22/. Darüber hinaus wurde im März 2021 ein Gutachten des Öko-Institutes mit dem Titel „Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors)“ /OEK 21/ veröffentlicht, dem ebenfalls einige Informationen entnommen wurden. Schließlich konnte auf frühere Arbeiten der GRS zurückgegriffen werden, welche an den entsprechenden Stellen referenziert werden.

In Abschnitt 7.1 dieses Berichts werden ausgewählte SMR-Konzepte vorgestellt, deren Entwicklung bereits vergleichsweise weit vorangeschritten ist bzw. die bereits genehmigt wurden oder sich in Genehmigungsverfahren oder Vorgesprächen mit den jeweiligen nationalen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden befinden. In den Abschnitten 7.2 und 7.3 werden allgemeine und spezifische Störfallanforderungen an SMR diskutiert.

Im Projektverlauf hat sich das Interesse des Auftraggebers zunehmend auf den VOYGR SMR konzentriert, weshalb in Abschnitt 7.4 ausführlich auf dessen Gefährdungspotenzial, insbesondere das Kerninventar und mögliche Freisetzungen für diesen SMR eingegangen wird. In Abschnitt 7.5 sind – soweit verfügbar – ergänzend entsprechende Angaben für den BWRX-300 als Beispiel für ein SWR-Konzept zusammengestellt.

7.1 Überblick über die verschiedenen SMR-Technologien und -Konzepte

Das im Jahr 2001 gegründete Generation IV International Forum (GIF) bildet ein internationales Kooperationsprojekt von 13 Nationen (Argentinien, Australien, Brasilien, China, Frankreich, Großbritannien, Korea, Russland, Südafrika, die Schweiz und die Vereinigten Staaten), welche gemeinsam an der Erforschung und Entwicklung von sogenannten Generation IV Reaktoren arbeiten. Unter Reaktoren der Generation IV versteht das Forum nicht-wassergekühlte Reaktoren, deren Entwicklung in den nächsten Jahren und Jahrzehnten gefördert und vorangetrieben werden sollen. Den ersten Gen. IV Reaktor möchten die Mitglieder des Forums bis ins Jahr 2030 für den industriellen Einsatz realisieren. In Abb. 7.1 ist das „Generationenschema“ von Kernreaktoren des GIF aus dem Jahr 2013 dargestellt. Kernreaktoren der Generationen I-III umfassen Leichtwasserreaktoren, Leichtwasserreaktoren der Generation III+ sind evolutionäre Leichtwasserreaktorkonzepte, wozu auch die oben vorgestellten LWR-SMR gezählt werden können. Die Reaktorkonzepte der Generation IV basieren nicht mehr auf der Leichtwasserreaktor-Technologie, es kann nicht auf die langjährige Betriebserfahrung zurückgegriffen werden, weshalb diese als „revolutionäre Reaktorkonzepte“ bezeichnet werden.

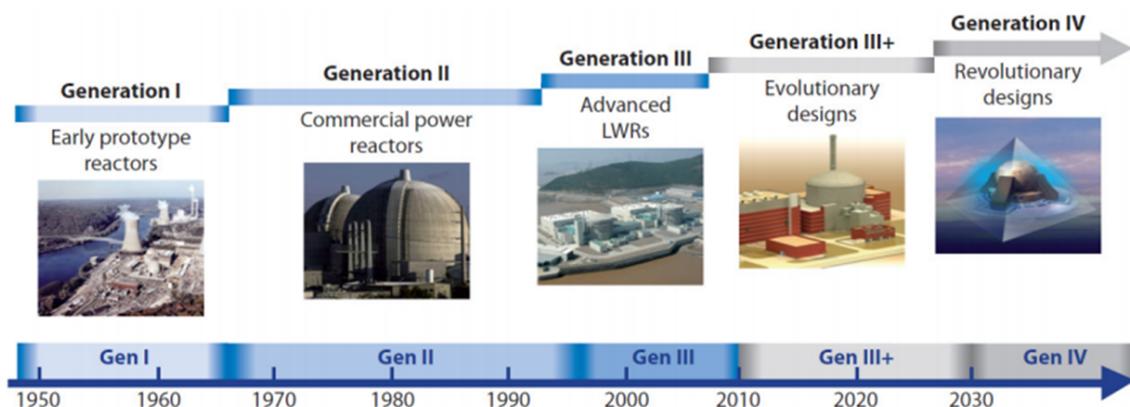


Abb. 7.1 Generationenschema von Kernreaktoren /GIF 14/

Das Forum hat sechs Technologien identifiziert, welche durch koordinierte F&E-Aktivitäten unterstützt und gefördert werden:

- schnelle gasgekühlte Reaktoren
(GFRs, gas-cooled fast reactors),
- schnelle bleigekühlte Reaktoren
(LFRs, lead-cooled fast reactors),
- Salzschnmelzereaktoren
(MSRs, molten salt reactors),
- schnelle natriumgekühlte Reaktoren
(SFR, sodium-cooled fast reactors),
- Reaktoren mit superkritischem Wasser als Kühlmittel
(SCWRs, supercritical-water-cooled reactors),
- Hochtemperatur-Reaktoren
(VHTRs, very high-temperature reactors)

Das Forum berichtet jährlich über die Aktivitäten des zurückliegenden Jahres, zuletzt im Jahresbericht 2021 /GIF 21/. Neben Berichten der teilnehmenden Nationen enthält der Bericht auch Beiträge aus den Arbeitsgruppen. Diese umfassen sowohl reaktortechnologiespezifische Arbeitsgruppen als auch methodische Arbeitsgruppen und zwei Task Forces:

- Arbeitsgruppe wirtschaftliche Modellierung
(EMWG, Economic Modelling Working Group),
- Arbeitsgruppe Aus- und Fortbildung
(ETWG, Education & Training Working Group),
- Arbeitsgruppe Proliferationssicherheit und physischer Schutz
(PRPPWG, Proliferation Resistance and Physical Protection assessment methodology Working Group)
- Arbeitsgruppe Risiko und Sicherheit
(RSWG, Risk and Safety Working Group)
- Task Force für fortschrittliche Fertigung und Werkstofftechnik
(AMMETF, Advanced Manufacturing and Material Engineering Task Force)
- Task Force für nicht-nukleare Anwendungen von nuklear erzeugter Hitze
(NeaNH TF, Non-Electric Applications of Nuclear Heat Task Force)

Durch das Zusammenspiel der Arbeitsgruppen und Task Forces, aber insbesondere durch die Informationen aus den Teilnehmerstaaten möchte das Forum die

internationale Zusammenarbeit, Entwicklung und Harmonisierung von Regelwerken und letztlich die Realisierung von Generation IV Reaktoren vorantreiben und Hürden ab-
bauen.

In den nachfolgenden Abbildungen sind jeweils der generelle Aufbau verschiedener Re-
aktortechnologien zu Informationszwecken dargestellt /GIF 21a/.

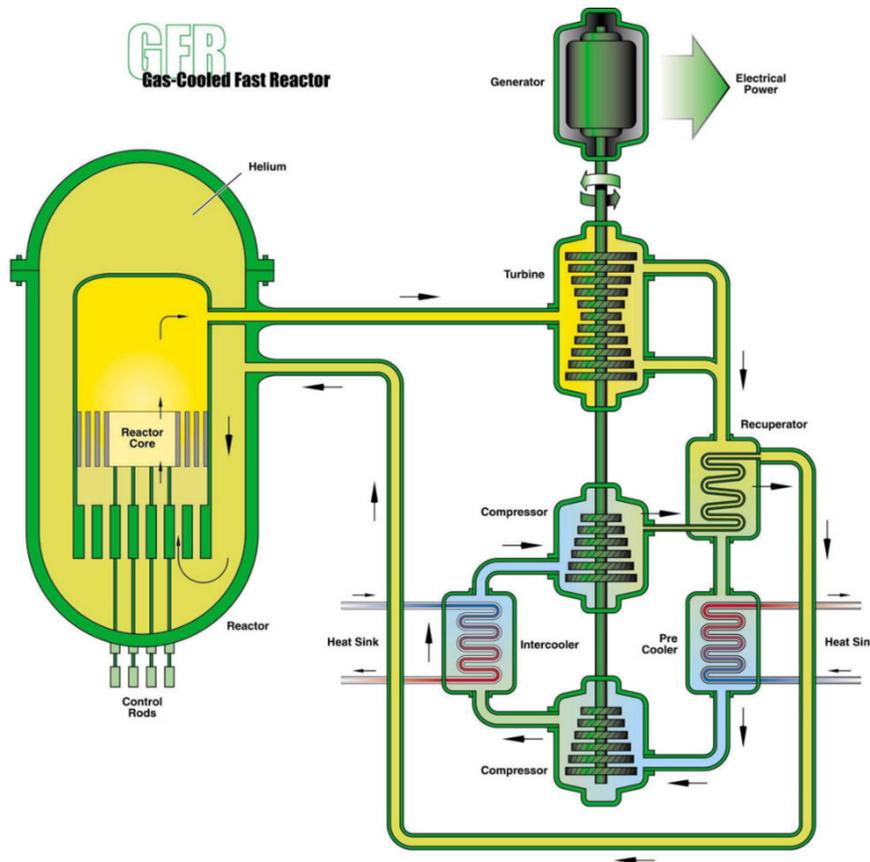


Abb. 7.2 Aufbau eines schnellen gasgekühlten Reaktors (GFR), /GIF 21a/

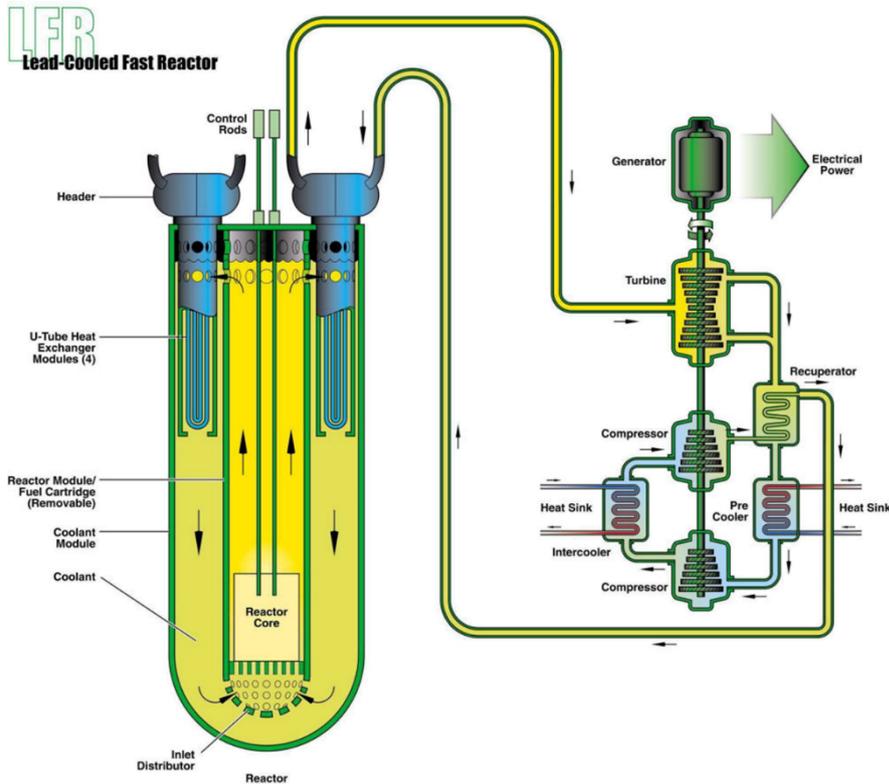


Abb. 7.3 Aufbau eines schnellen bleigekühlten Reaktors (LFR), /GIF 21a/

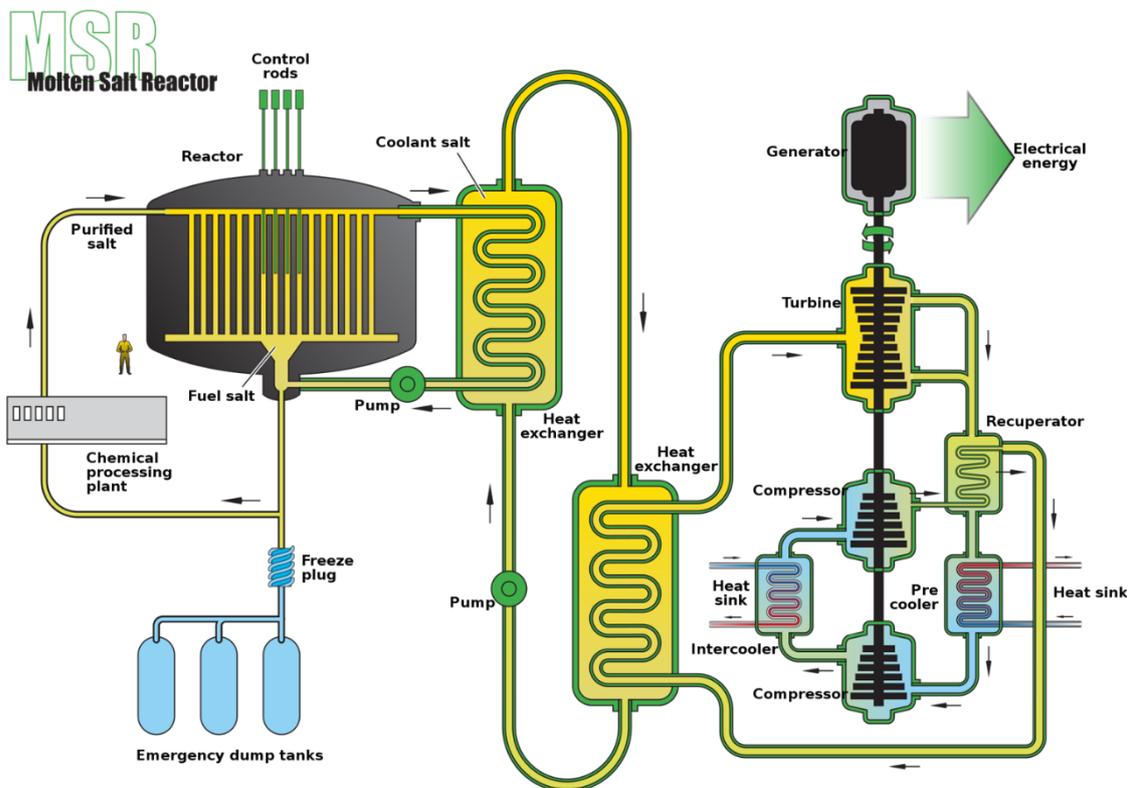


Abb. 7.4 Aufbau eines Salzschnmelzereaktors (MSR), /GIF 21a/

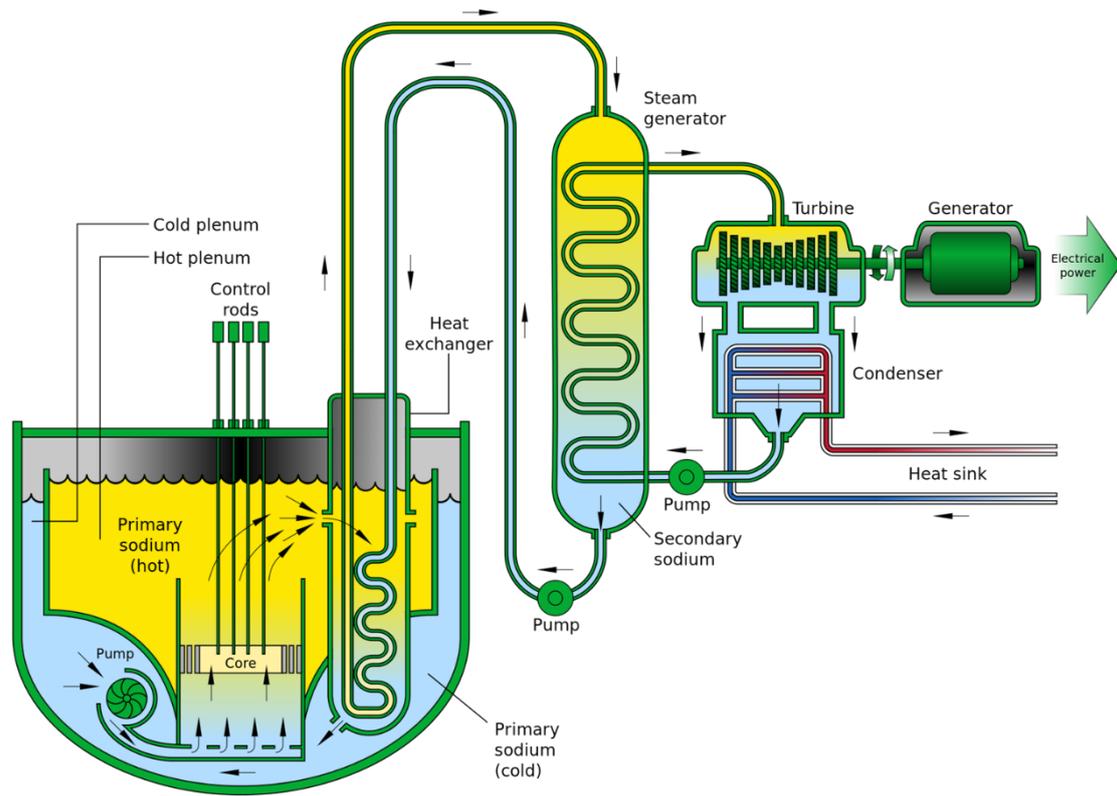


Abb. 7.5 Aufbau eines schnellen natriumgekühlten Reaktors (SFR), /GIF 21a/

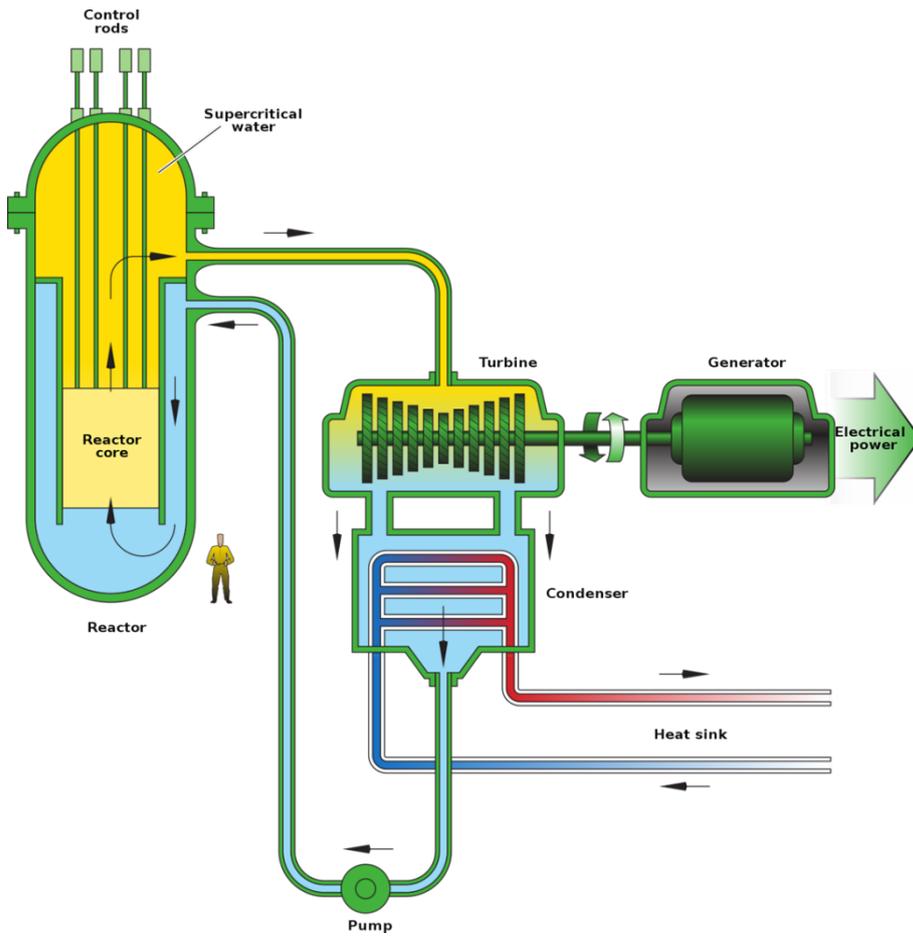


Abb. 7.6 Aufbau eines Reaktors mit superkritischem Wasser (SCWR), /GIF 21a/

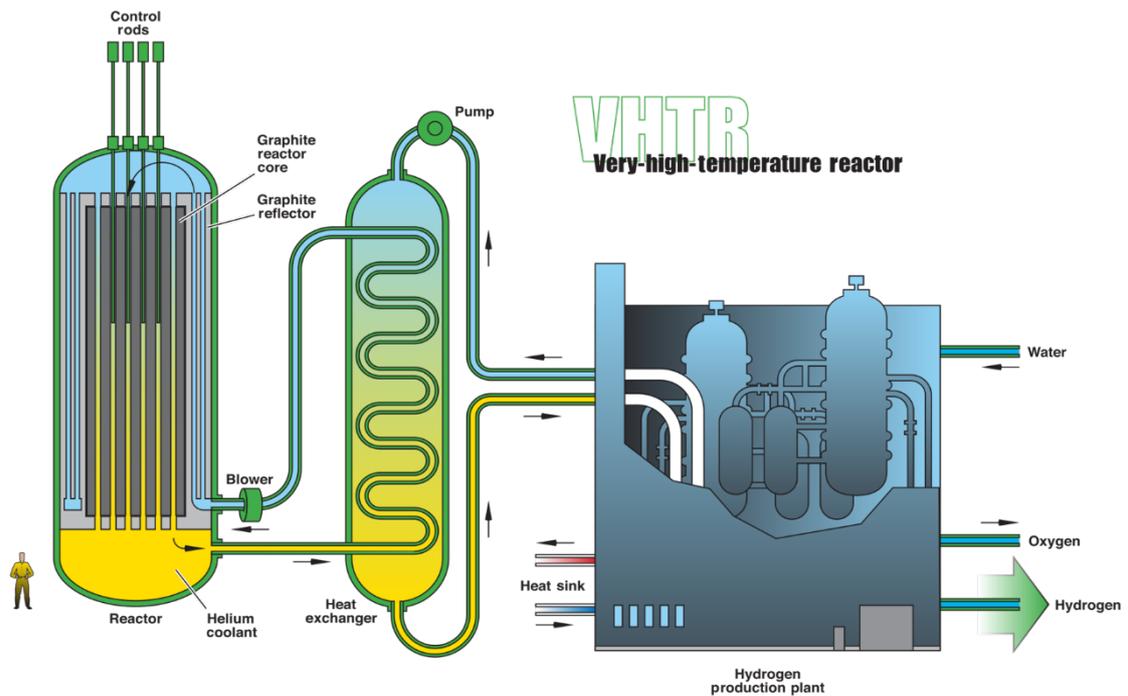


Abb. 7.7 Aufbau eines Hochtemperaturreaktors (VHTR), /GIF 21a/

In den folgenden Unterkapiteln werden exemplarisch verschiedene zurzeit in Entwicklung befindliche Reaktorkonzepte vorgestellt. Wassergekühlte Reaktoren stellen bereits heute den größten Teil der weltweit betriebenen kommerziellen Kernreaktoren dar. Ein großer Vorteil bei der SMR-Entwicklung und der Beurteilung durch die internationalen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden ist die langjährige internationale Betriebserfahrung. Demzufolge basieren auch die meisten SMR-Konzepte auf der Leichtwasser-Technologie. Mit dem VOYGR™-SMR der Firma NuScale Power wird im Folgenden ein Druckwasser-SMR und dem BWRX-300 der Firma GE Hitachi ein Siedewasserreaktor vorgestellt. NuScale Power hat das Genehmigungsverfahren zur Bauartzulassung bei der US-amerikanischen NRC bereits erfolgreich abgeschlossen, der BWRX-300 wird gerade durch die nuklearen Aufsichtsbehörden in den USA, Kanada sowie UK begutachtet. Darüber hinaus wird der HTR-PM als Beispiel für einen Hochtemperaturreaktor und der SSR-W als Beispiel für einen Salzschnmelzereaktor vorgestellt.

7.1.1 VOYGR™ (NuScale Power, DWR)

Hinweis:

In der weiteren Betrachtung geht dieser Bericht lediglich auf die 47,5 MW_{el,netto}-Variante des VOYGR SMR (damals noch NuScale SMR) ein, da für diesen bereits das Genehmigungsverfahren zur Bauartzulassung bei der US-NRC durchlaufen wurde und die entsprechenden Unterlagen öffentlich zur Verfügung stehen. Die Weiterentwicklung zur 77 MW_{el}-Variante wird im vorliegenden Bericht nicht weiter betrachtet. Auch die Bezeichnung „NuScale SMR“ und „NuScale Power Module“ wird beibehalten, um die Konsistenz zu den verwendeten Genehmigungsunterlagen zu wahren.

Das NuScale Power Module ist als integraler Druckwasserreaktor mit einer netto-Modulleistung von 47,5 MW_e (60 MW_{el, brutto}) konzipiert. Integral bedeutet dabei, dass der Primärkreis vollständig innerhalb des Reaktordruckbehälters verortet ist und das Primärkühlmittel diesen nicht verlässt (vgl. Abb. 7.8).

Der helikale Dampferzeuger umschließt den Aufstiegsraum und wird im Gegenstromprinzip vom Sekundärkühlmittel umspült. In sehr geringem Abstand wird der Reaktordruckbehälter vom evakuierten Sicherheitsbehälter umschlossen, welcher dann schließlich in einem großen Wasserpool installiert wird, der als Notwärmesenke (UHS, ultimate heat sink) für alle bis zu zwölf Reaktormodule je Anlage dient. Jedes Reaktormodul verfügt über einen separaten Turbinensatz mit Kondensator, wodurch die Anlagenverfügbarkeit insgesamt > 95% betragen soll.

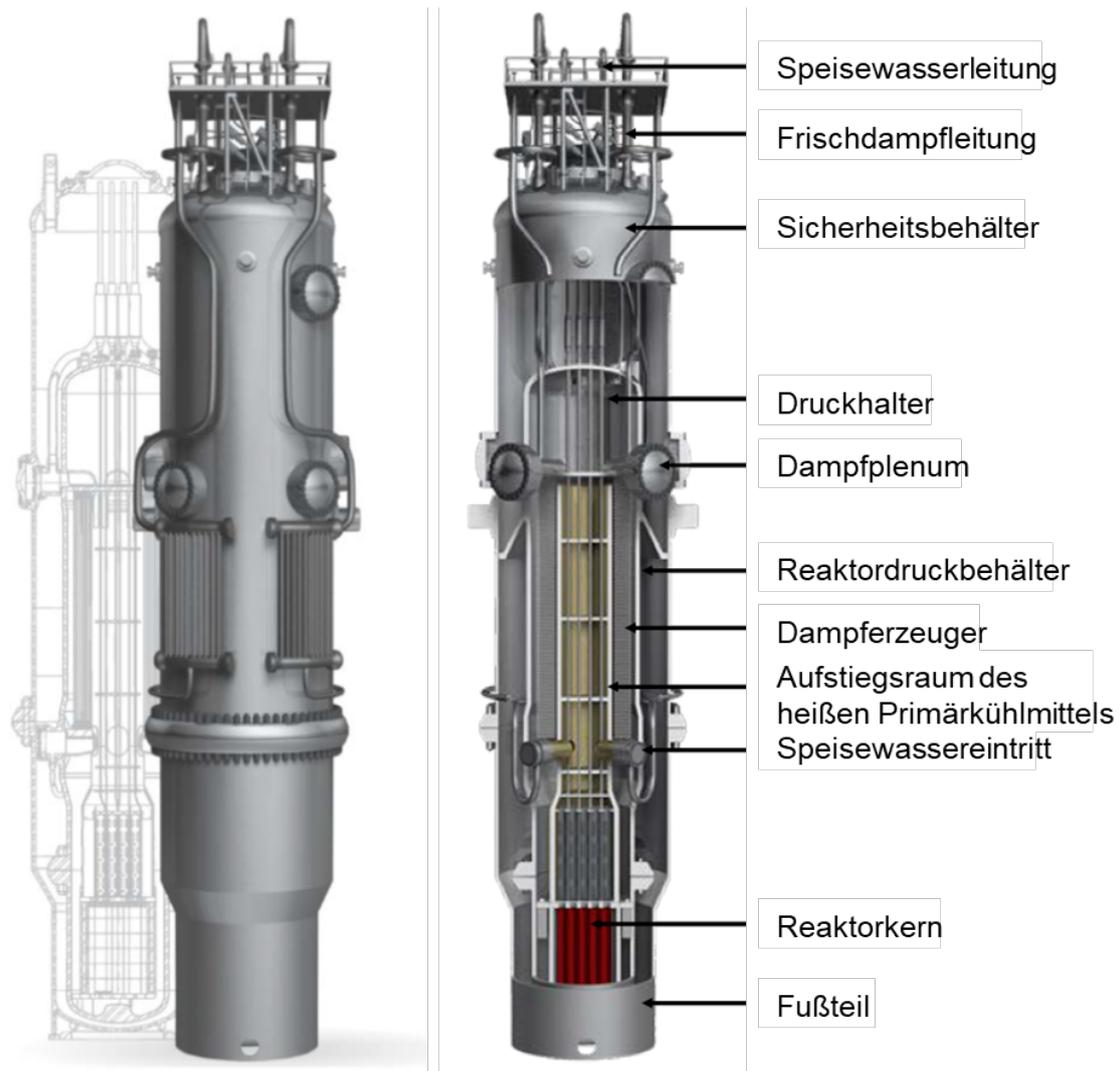


Abb. 7.8 Außenansicht (links) /NDA 01/ und Schnittzeichnung (rechts) /ING 15/ eines NuScale Power Modules.

Das Genehmigungsverfahren zur Bauartzulassung (GDA, Generic Design Assessment) bei der US NRC wurde im Dezember 2017 gestartet, mit dem Erhalt des Final Safety Evaluation Report (FSER) im August 2020 hat das Unternehmen das Verfahren erfolgreich abgeschlossen. Im Januar 2023 wurden schließlich die „final rules“ veröffentlicht, welche letzte Detailanforderungen festlegten. Damit ist NuScale Power der erste SMR-Hersteller, dessen Konzept auf US-amerikanischem Boden errichtet werden dürfte. Für konkrete Bauprojekte ist dann ein Verfahren zur Erteilung einer kombinierten Bau- und Betriebsgenehmigung nötig (COLA, Combined License Application). Der regionale Energieversorger UAMPS (Utah Associated Municipal Power Systems), ein Zusammenschluss verschiedener Energieversorgungs- und Energiedienstleistungsunternehmen der US-Staaten Utah, Kalifornien, Idaho, Nevada, New Mexico und Wyoming, plante bisher im Rahmen ihres Carbon Free Power Project (CFPP) eine 12-Modul Pilot-Anlage

auf dem Gelände des Idaho National Laboratory zu errichten. Aktuellen Berichten zufolge wurden die Pläne dahingehend revidiert, dass nun lediglich eine 6-Modul-Anlage errichtet werden soll. Statt der bisher vorgesehenen 60 MW_e Version, soll diese Anlage nun jedoch mit NuScales Weiterentwicklung, dem 77 MW_e-Modell des NPMs, ausgerüstet werden und mit dem Start des Leistungsbetriebes des ersten Moduls im Jahr 2029 und der Gesamtanlage im Laufe des Jahres 2030 eine Gesamtleitung von nunmehr 462 MW_{el, brutto} anstelle der vormals geplanten 720 MW_{e, brutto} produzieren /WNN 21a/, /CFP 22/. UAMPS plant, die dazu notwendigen Unterlagen zur Baugenehmigung im Jahr 2024 einzureichen.

Mit der Modulleistungserhöhung um ~25% bietet das Unternehmen nun unter dem Produktnamen VOYGR™ neben der 12-Modul Anlage auch 4- und 6- Modul-Anlagen an. Die entsprechenden Antragsunterlagen für die Bauartzulassung einer 6-Modul VOYGR-Anlage wurden im Januar 2023 bei der US NRC eingereicht.

7.1.2 BWRX-300 (SWR)

Beim BWRX-300 des amerikanischen Herstellers GE Hitachi handelt es sich um einen evolutionären (X steht für die römische Zahl 10) Siedewasserreaktor mit einer Leistung von 300 MW_{el}. Der BWRX-300, oder auch VSBWR (Very Small Boiling Water Reactor) ist eine Weiterentwicklung des leistungsstarken ESBWR (Economic Simplified Boiling-Water Reactor), welcher über eine Leistung von 1.520 MW_{el} verfügt. Die benötigte Betriebsmannschaft von lediglich 75 Personen, Kapitalkosten in der Größenordnung von etwa 40 %/MW vergleichbarer Leichtwasser-SMR-Konzepte (Herstellerangabe) sowie eine Reduktion der Anlagengröße auf 10% im Vergleich zum ESBWR spiegeln den Designanspruch der „signifikanten Reduktion“ wider. Großkomponenten wie der Reaktor-druckbehälter sollen vollständig fabrikgefertigt werden, um im Bauprozess vor Ort kostspielige Verzögerungen vermeiden zu können. Die Größe der Gesamtanlage soll der eines Fußballfeldes entsprechen. Im späteren Einsatz soll neben der Elektrizitätsproduktion mit Lastfolgebetrieb im Leistungsbereich 50 – 100 % auch Fernwärme produziert werden.

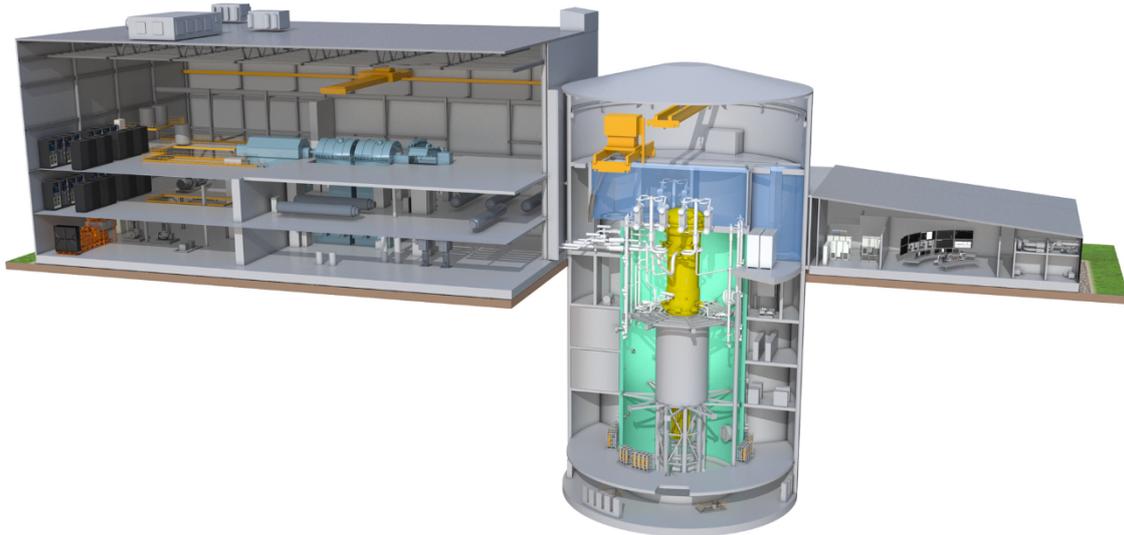


Abb. 7.9 Gesamtansicht einer BWRX-300 Anlage /GEH 21/

Die sicherheitstechnischen Einrichtungen des bereits lizenzierten ESBWR wurden beim BWRX-300 weitestgehend, teilweise vereinfacht und herunterskaliert, übernommen. Das Containment des BWRX-300 ist als trockenes Containment unterirdisch verortet und wird nach oben durch einen wassergefüllten „Reactor Well“ abgeschlossen (Abb. 7.9). Hauptinnovation des SMR-Konzeptes ist nach Herstellerangaben der Ausschluss von großen Kühlmittelverluststörfällen (LOCA, loss-of-coolant accident), wodurch der Einsatz vollständig passiver Sicherheitssysteme und einer kompakten Bauweise möglich geworden sei /GEH 02/. Die Systeme zur passiven Wärmeabfuhr sind innerhalb des trockenen Containments installiert und führen die Wärme des Reaktors in die Isolation Condenser (IC) in Wasserbecken neben dem Reactor Well ab. Der Kreislauf stellt viersträngig eine Wärmeabfuhr für die Dauer von mindestens sieben Tagen sicher, bevor das Wasser in den IC-Becken ersetzt werden muss, um somit eine dauerhafte Kühlung zu gewährleisten. Im Gegensatz zu den meisten vom ESBWR übernommenen Systemen wurde das IC-System nicht herunterskaliert und ist somit im direkten Vergleich deutlich überdimensioniert, was zu einem Zugewinn an Sicherheit führen soll. Durch das System wird der Systemdruck begrenzt und ein Auslösen der Druckentlastungs- und Sicherheitssysteme und somit der Frischdampfabschluss und die Inbetriebnahme des Notkühlsystems deutlich verzögert.

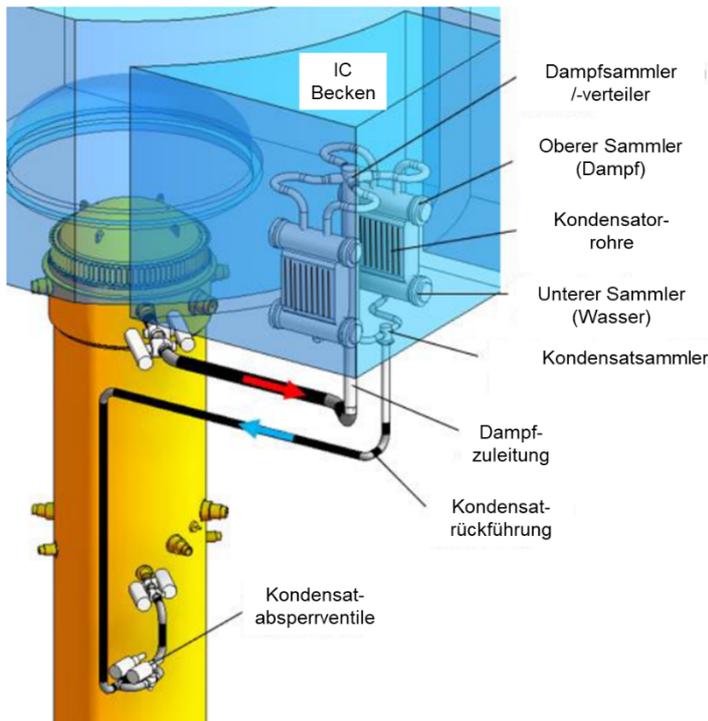


Abb. 7.10 Aufbau und Funktionsweise des Isolation Condenser Systems /GEH 19/

Im Mai 2019 hat GEH einen Antrag zum Start eines „pre-licensing vendor design review“ Prozesses bei der Kanadischen Absichtsbehörde CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission) gestellt /WNN 19/. Im Februar 2020 reichte GEH die ersten Unterlagen ein /GEH 20a/. Beim pre-licensing vendor design review handelt es sich um einen freiwilligen Prozess vor der späteren Design-Zertifizierung. Er dient der vorherigen Prüfung, ob das eingereichte Reaktormodell den generellen Anforderungen des kanadischen Regelwerks genügt.

Am 30. Dezember 2019 übermittelte GEH den ersten „licensing topical report“ (LTR) im Lizenzierungsprozess des BWRX-300 bei der US-amerikanischen NRC /GEH 20b/. Auf Basis dieser LTRs könnten später Energieunternehmen ihre Preliminary Safety Analysis Reports aufbauen. Das Unternehmen rechnet damit, im Jahr 2024/25 mit dem Bau der ersten Einheiten in den USA und Kanada beginnen zu können und den kommerziellen Betrieb in den Jahren 2027/28 aufnehmen zu können /GEH 19/.

International existieren Absichtserklärungen zum potenziellen Einsatz des BWRX-300 unter anderem in Kanada, Estland und Polen /WNN 21b/. Im April 2022 gaben der kanadische Energieversorger Ontario Power Generation (OPG) und die US-amerikanische Tennessee Valley Authority (Inhaber der einzigen US-amerikanischen „early site permit“,

also einer technologieutralen Standortgenehmigung für ein nukleares Neubauprojekt am Standort Clinch River) bekannt, eine Energiepartnerschaft einzugehen, um bei ihren jeweiligen Neubauplänen Synergien nutzen zu können /WNN 22a/.

Im Juni 2022 teilte der kanadische Energieversorger SaskPower mit, dass das BWRX-300-Design für einen möglichen Einsatz zur Mitte der 2030er Jahre geprüft werde /WNN 22b/.

Im Oktober 2022 begann OPG am bereits existierenden Standort Darlington (4 CANDU Reaktoren) mit den nicht-nuklearen Arbeiten zur Errichtung eines BWRX-300. Die entsprechende Ankündigung machte das Unternehmen bereits im Dezember 2021 /WNN 21d/. Die dazu erforderliche Nuclear Power Reactor Site Preparation License hatte das Unternehmen bereits inne. Aktuelle Planungen sehen vor, dass der Bau des SMR bis ins Jahr 2028 abgeschlossen und die Inbetriebnahme im Jahr 2029 erfolgen kann.

7.1.3 Nicht-wassergekühlte SMR

7.1.3.1 HTR-PM (HTGR)

Die Entwicklung gasgekühlter Hochtemperaturreaktoren hat bereits in den 1960er Jahren in Deutschland und den USA begonnen. Der erste gasgekühlte und graphitmoderierte Reaktor, war der AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) Jülich. Eine Weiterentwicklung erfolgte durch Interatom/Siemens zum HTR-Modul, dessen Umsetzung jedoch nicht stattfand. Ausgehend vom Konzept des HTR-Modul und dem AVR wurde in China der HTR-10 Prototyp betrieben, als Vorläufer des am chinesischen Standort Shidao Bay (Shidaowan) errichteten HTR-PM (High Temperature Reactor – Pebble-bed-Module). Baubeginn der Anlage war im Jahr 2012. Die HTR-PM Anlage besteht aus zwei Reaktorblöcken mit einer thermischen Leistung von jeweils 250 MW_{th}, welche neben der Stromproduktion über die gemeinsame Turbine auch zur Bereitstellung von Prozesswärme ausgekoppelt werden soll. Der heliumgekühlte Reaktor liefert eine elektrische Leistung von 80 MW_e je Modul. Die Netzanbindung erfolgte im Dezember 2021 /WNN 21e/.

Beim HTR-PM handelt es sich, wie schon beim AVR, um einen Kugelhaufenreaktor. Der Brennstoff mit einer Anreicherung von 8,5% ²³⁵U kommt als Urandioxid in der Form von TRISO (TRI-structural iSOtropic) -Partikeln zum Einsatz. Die einzelnen nur 0,5 Millimeter

großen Dioxidpartikel werden durch mehrere Schichten pyrolytischen Kohlenstoff und Siliziumcarbid ummantelt und schließlich eingebettet als 6 cm große Kohlenstoffkugeln verwendet. Pro Reaktormodul kommen etwa 420.000 Brennelement-Kugeln zum Einsatz, welche den Kern von oben nach unten in mehreren Durchläufen durchlaufen, bis der Ziellabbrand erreicht ist. Das heiße Primärkühlmittel Helium wird über den inneren Kanal des coaxialen Verbindungsbehälters dem tieferliegenden Dampferzeuger zugeführt. Das abgekühlte Primärkühlmittel gelangt ebenfalls durch diesen Behälter zurück. Dabei durchströmt es den coaxialen Behälter im äußeren Bereich und kühlt dabei die Außenwand. Auch der Reaktorbehälter wird zunächst entlang der Außenwand nach oben durchspült, bevor das Helium den Kern von oben nach unten durchströmt und dabei die Spaltungswärme des Kerns aufnimmt. Eine Darstellung des Primär- und Sekundärkreislaufs ist in Abb. 7.11 zu sehen.

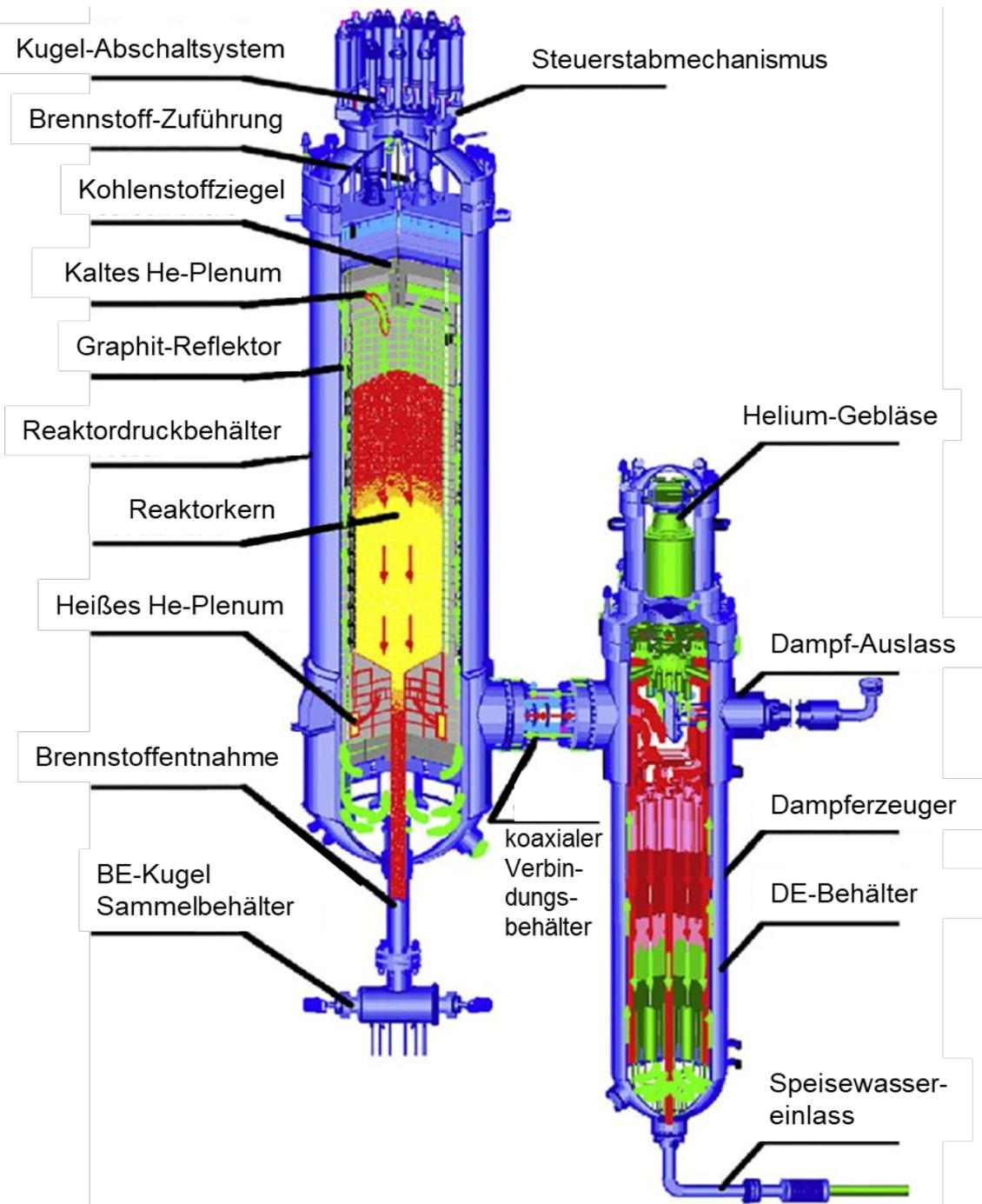


Abb. 7.11 Schematischer Aufbau des HTR-PM /JIA 19/

Das sicherheitstechnische Konzept beruht einerseits auf dem Brennstoff andererseits auf der Funktionsweise des Reaktors selbst. Auf Grund des ausgeprägten negativen Temperaturkoeffizienten (sinkende Reaktivität mit steigender Temperatur) werden Hochtemperaturreaktoren gemeinhin als inhärent sicher beschrieben. Bereits im Betrieb des AVR wurde gezeigt, dass ein gezieltes Abschalten der Heliumkühlung dazu führt, dass die nukleare Kettenreaktion zum Erliegen kommt. Dennoch verfügt der HTR-PM

über zwei unabhängige Abschaltssysteme, die im Reflektor außerhalb des Kerns verortet sind. Als erstes Abschaltssystem verfügt der Reaktor über 24 motorgetriebene Absorberstäbe, welche zur Leistungsregelung sowie zur Schnellabschaltung in den Reflektor eingefahren werden können. Darüber hinaus sind als zweites Abschaltssystem im Reflektor symmetrisch sechs Schächte installiert, in welche schwerkraftgetriebenen „small absorber spheres“ einfallen können und den Reaktor auch dauerhaft im Betriebszustand „unterkritisch kalt“ halten können. Beide Systeme arbeiten mit Borcarbid (B_4C) als Absorbermaterial.

Am 14. August 2021 wurde die Turbine des im Bau befindlichen HTR-PM mit nicht-nuklearem Dampf erfolgreich getestet /WNN 21c/. Die Kalttests des Primärkreislaufs wurden bereits im Oktober (Block 1) und November (Block 2) 2020 erfolgreich durchgeführt, mit den Heißtests wurde im Januar 2021 begonnen. Die Netzanbindung der 2-Block-Anlage erfolgte im Dezember 2021 /WNN 21e/. Nach Inbetriebnahme des HTR-PM sind am Standort noch 18 weitere Blöcke geplant. Perspektivisch soll eine 6-Block-Anlage, der HTR-PM600, errichtet werden. Zurzeit finden entsprechende Machbarkeitsstudien an verschiedenen chinesischen Kraftwerksstandorten statt /WNN 21c/.

7.1.3.2 Moltex-SSR

Der Stable Salt Reactor – Wasteburner (SSR-W) der Firma Moltex Energy Canada ist ein Salzschnmelzereaktor, mit dem das Unternehmen neben der Energieproduktion zur Reduktion der Abfälle aus der Energieerzeugung aus CANDU-Reaktoren beitragen möchte. Dazu wird bestrahlter Kernbrennstoff in der ebenfalls durch Moltex Energy Canada entwickelten WATTS (Waste To Stable Salt) -Anlage prozessiert und dann in Form eines Salzschnmelze-Brennstoffs im SSR-W eingesetzt. Da das Reaktorkonzept keine hohen Ansprüche an die Reinheit des Brennstoffes stellt, entfallen aufwendige Reinigungsschritte. Der Brennstoff kommt in hexagonalen, belüfteten Brennstäben zum Einsatz, welche von einem Magnesium/Natrium-Chloridsalzgemisch als Primärkühlmittel umspült werden („Stable Salt Reactor“). Die nukleare Kettenreaktion wird durch ein schnelles Neutronenspektrum erzeugt und führt zu einer Modulleistung von 750 MW_{th} und einer elektrischen Leistung von 300 MW_e im Grundlastbetrieb. Da das heiße Sekundärkühlmittel, ebenfalls eine Salzschnmelze, auf dem Anlagengelände in Tanks gelagert wird, kann der SSR-W für einen Zeitraum von bis zu acht Stunden eine Peakleistung von bis zu 900 MW_{el} bereitstellen. In Abb. 7.12 sind die wichtigsten Komponenten des SSR-W dargestellt. Das Brennstoffsalz besteht etwa zur Hälfte (45 mol%) aus Kaliumchloridsalz, die verbleibenden 55 mol% bestehen aus einer Mischung von Actiniden- und

Lanthaniden-Trichloriden aus dem aufgearbeiteten CANDU-Brennstoff. Auf Grund der fehlenden Aufarbeitung liegt der Uran-Vektor dabei noch unterhalb dem von Natururan, der Plutonium-Vektor enthält etwa 66 % spaltbare Nuklide. Die Korrosion der Brennstoffhüllrohre, insbesondere des enthaltenen Chroms, wird durch eine metallische Zirkon-Opferanode verhindert. Die in konventionellen Leichtwasserreaktoren üblicherweise flüchtig auftretenden Spaltprodukte Cäsium und Iod werden direkt nach ihrer Entstehung als Salze gebunden und verbleiben somit im Brennstoff. Die radioaktiven Isotope der Edelgase werden durch den Brennstab-Belüftungsmechanismus so lange zurückgehalten, bis ihre Radioaktivität so weit abgeklungen ist, dass sie durch das System zur Aufbereitung der Reaktoratmosphäre gefiltert werden können.

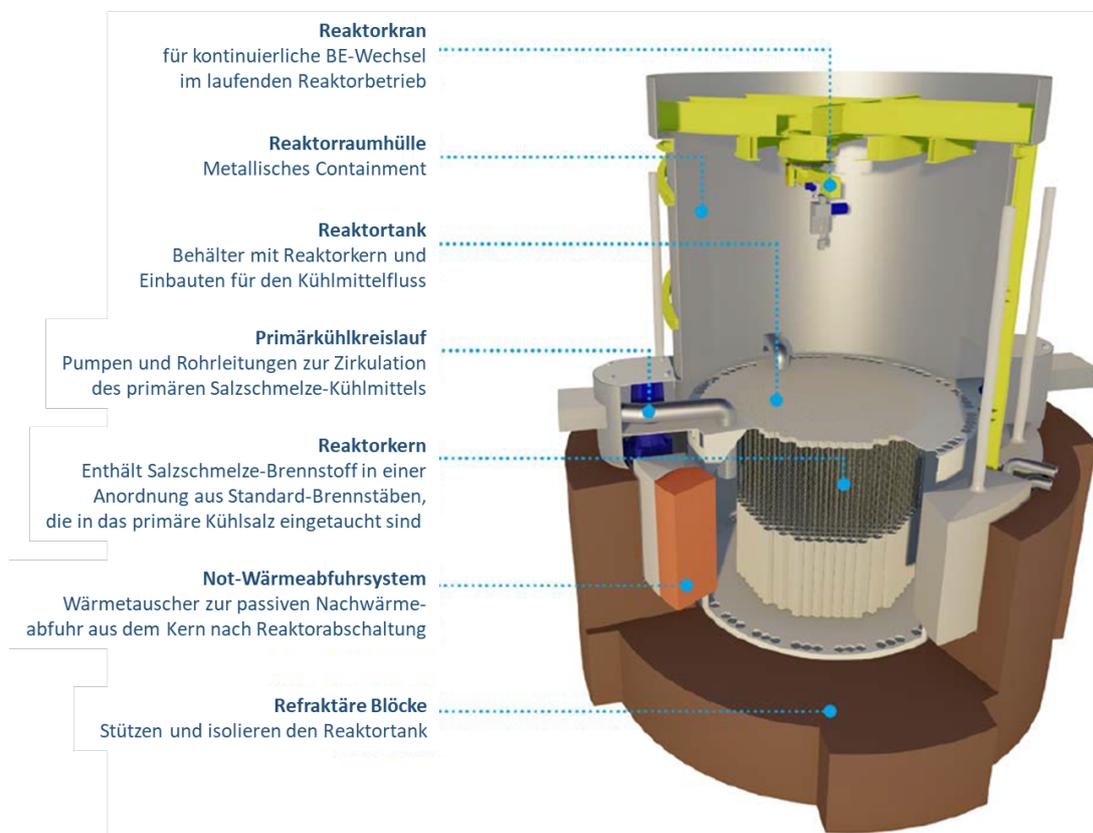


Abb. 7.12 Übersichtsdarstellung des SSR-W Reaktorgebäudes /MOL 21/

7.2 Allgemeine Störfallanforderungen und Unterschiede zwischen verschiedenen Reaktortechnologien

Abhängig von der Reaktortechnologie spielen verschiedene Störfälle unterschiedlich große Rollen. Für die in Deutschland betriebenen Kernreaktoren sind in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke (SiAnf) Ereignislisten (Anhang 2, Kapitel 5) /SIA 15/ hinterlegt, die für Ereignisse in den verschiedenen Sicherheitsebenen angeben, welche Schutzziele durch diese verletzt werden können. Die Listen variieren zwischen Druck- und Siedewasserreaktoren. Die wichtigsten Ereigniskategorien bei Druckwasserreaktoren sind /SIA 15/:

- Veränderungen der sekundären Wärmeabfuhr (inkl. Leck),
- Veränderungen der primärseitigen Wärmeabfuhr,
- Druck- oder Durchsatzänderungen,
- Zu- oder Abnahme des Primärkühlmittelinventars,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr
- Reaktivitäts- und Leistungsänderungen,
- Kühlmittelverlust innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall der Energieversorgung,
- Ereignisse in Folge von Einwirkungen von innen, und
- ATWS (Anticipated Transient Without Scram) - Transienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

Für Siedewasserreaktoren gelten leicht abgewandelte Ereigniskategorien:

- Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderungen der Wärmeabfuhr,
- Durchsatzänderungen des Reaktorkühlsystems,
- Zu- oder Abnahme des Reaktorkühlmittelinventars,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung,

- Nicht absperrbarer Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen,
- Ausfall der Energieversorgung,
- Ereignisse in Folge von Einwirkungen von innen, und
- ATWS - Transienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems.

In die oben genannten Ereignisklassen werden auch Ereignisse mit einbezogen, die nur sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeiten haben, sodass eine umfassende Ereignisanalyse durchgeführt wird. Nicht betrachtet werden müssen solche Ereignisse, die als praktisch ausgeschlossen angesehen werden können. Das Konzept des praktischen Ausschlusses von Ereignissen mit frühen oder großen Freisetzungen wird für die im Leistungsbetrieb befindlichen Kernkraftwerke durch das Zusammenwirken von Anlagenbetrieb, hoher Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme und einem umfassenden anlageninternen Notfallschutz nachgewiesen.

Entsprechend der Ergebnisse der durchzuführenden Ereignisanalysen (mit entsprechenden Randbedingungen) werden die Ereignisse unterschiedlichen Sicherheitsebenen zugeordnet. In Deutschland werden aktuell vier Sicherheitsebenen angewendet, wobei Sicherheitsebene vier dreigeteilt ist /SIA 15/:

- Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb (ungestörter bestimmungsgemäßer Betrieb)
- Sicherheitsebene 2: anormaler Betrieb (Störung des bestimmungsgemäßen Betriebs)
- Sicherheitsebene 3: Störfälle
- Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse
- Sicherheitsebene 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen
- Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Brennelementschäden

Die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerkes haben dabei jeweils die Aufgabe, den Ereignisfortschritt auf die nächsthöhere Sicherheitsebene zu verhindern. Ab dem Vorliegen von Ereignissen der Sicherheitsebene 4b werden Maßnahmen des Anlageninternen Notfallschutzes aktiviert um zunächst die Brennstoffintegrität (4b) und schließlich die Integrität des Sicherheitsbehälters (4c) und somit den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe zu erreichen.

Viele SMR-Konzepte auf LWR-Basis erheben den Anspruch, gewisse Unfallszenarien „konventioneller Leichtwasserreaktoren“ ausschließen zu können. So geben die meisten LWR-SMR-Hersteller an, den großen Kühlmittelverluststörfall über das jeweilige Design bereits ausgeschlossen zu haben. Durch die Verwendung vollständig passiver Sicherheitssysteme schließen darüber hinaus einige Hersteller den Ausfall der Energieversorgung als auslösendes Ereignis aus. SMR-Konzepte, die nicht auf Leichtwassertechnologie basieren, schließen auf Grund der physikalischen Eigenschaften vielfach den Kühlmittelverluststörfall aus, wohingegen andere Faktoren an Einfluss gewinnen.

Die nachfolgende Zusammenstellung wurde u. a. dem Gutachten des Öko-Institutes „Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors)“ /OEK 21/ entnommen.

7.2.1 Einwirkung von außen

Durch Einwirkungen von außen (EVA) besteht die Möglichkeit, dass gleichzeitig mehrere sicherheitsrelevante technische Einrichtungen beeinträchtigt werden. Zu den Einwirkungen von außen werden neben den naturbedingten Einwirkungen wie Hochwasser, Erdbeben, Stürme etc. auch zivilisatorische Einwirkungen wie etwa Industrieunfälle, Flugzeugabstürze, etc. gezählt.

Es ist möglich, dass in Folge eines EVA-Ereignisses verschiedene Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes gleichzeitig betroffen sind und nicht oder nur eingeschränkt zur Verfügung stehen. Daher fordern international sowohl die Safety Reference Level der WENRA /WEN 14/, als auch die nationalen Regelwerke (in Deutschland die SiAnf /BMU 15/ sowie die Richtlinien der KTA) ein robustes Schutzkonzept gegen EVA.

Auch die IAEA fordert in den Specific Safety Requirements No. SSR-1 /IAE 19/, dass bereits bei der Standortauswahl eine entsprechende Analyse zu EVA-Gefährdungen durchzuführen ist und basierend darauf alle SSC (Systems, Structures and Components) so auszulegen sind, dass sie im EVA-Ereignisfall verfügbar sind, um die grundlegenden Sicherheitsfunktionen erfüllen zu können. Da die Stärke der zu berücksichtigender EVA stets standortspezifisch erfolgen muss, fordert /WEN 14/ im Reference Level T4.2, dass Einwirkungsstärken für Ereignisse mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit $< 10^{-4}$ /Jahr zu bestimmen sind. Auftretende Unsicherheiten werden stellenweise mit Mindestanforderungen belegt, um eine Minimalrobustheit der zu errichtenden Anlage zu gewährleisten.

Für die Anwendung auf SMR gelten prinzipiell die gleichen Anforderungen, konkrete Analysen und sich daraus ergebende Auslegungswerte werden jedoch erst bei der spezifischen Standortwahl vorgenommen.

Beispielsweise werden die vorgesehenen Auslegungen ausgewählter SMR-Konzepte bezogen auf eine maximale Bodenbeschleunigung vom Hersteller wie folgt angegeben /OEK 21/.

- 0,20g (HTR-PM, PHWR-200),
- 0,25g (CAREM),
- 0,30g (Moltex-SSR, MMR, SMR-160, SSR-W300),
- 0,40g (PBMR-400),
- 0,50g (NuScale, Xe-100).

Darüber hinaus besteht, wie bereits für einige leistungsstarke Reaktoren praktiziert, die Möglichkeit zur seismischen Entkopplung der einzelnen Gebäudeteile. Aufgrund der meist deutlich geringeren Größe von SMR ist eine seismische Entkopplung aus ökonomischer Sicht meist deutlich einfacher zu realisieren /PET 21/. Bei den SMR-Konzepten 4S, EM² und PRISM ist eine seismische Entkopplung vorgesehen.

Insbesondere für schwimmende SMR (FNPP, Floating Nuclear Power Plants), wie die russische Akademie Lomonossow (zwei KLT-40S Reaktoren) oder andere transportfähige SMR ergeben sich weitere äußere Einwirkungspotentiale, wie etwa Stürme, Tsunamis, die Möglichkeit für Kollisionen oder Eislasten. Hier spielen auch Fragen der Sicherung eine größere Rolle, da klassische bauliche Barrieren ortsfester Anlagen entfallen.

Auch der zivilisatorische Flugzeugabsturz muss bei der Anlagenauslegung von neuen Anlagen berücksichtigt und relevante Gebäudeteile entsprechend ausgelegt werden /IAE 03/. Einige SMR-Konzepte wie beispielsweise NuScale oder SMR-160 berücksichtigen ein großes Zivilflugzeug explizit in der Anlagenauslegung. Bei anderen Konzepten wie etwa der Akademie Lomonossow wird explizit jedoch nur der Absturz eines kleinen Flugzeugs betrachtet.

Die unterirdische Verortung der gesamten SMR-Anlagen oder wichtiger Teile davon wird von vielen Herstellern vorgesehen (4S, BWRX-300, EM², IMSR, MMR, mPower,

NuScale, PRISM, SMR-160, Westinghouse SMR). Die unterirdische Verortung birgt zwar insbesondere mit Blick auf zivilisatorische EVA, die Erdbebenrobustheit oder die Rückhaltung von Radionukliden Vorteile, jedoch treten dafür andere Ereignisse wie etwa ein Überflutungsrisiko stärker zu Tage. Potenzielle Nachteile werden in /FOR 97/, /GLA 14/ und BLA 21/ zusammengetragen.

7.2.2 Notfallplanungszonen

Da die im Kapitel 7.4 verwendeten Daten den Antragsunterlagen zur US-amerikanischen Bauartzulassung des NuScale-SMR entnommen sind, werden im Folgenden kurz die dort geltenden Regeln und Terminologien eingeführt.

In den USA zu genehmigende Kernkraftwerke werden von verschiedenen Sicherheitszonen um das Kernkraftwerk herum umgeben, für die bestimmte Dosisgrenzwerte nicht überschritten werden dürfen. Die entsprechenden Regelungen finden sich im amerikanischen Regelwerk 10 CFR Part 100. Das Anlagengelände und ein gewisser kleiner Abstand darum werden als sogenannte „exclusion Zone“ bezeichnet, die von der „exclusion area boundary (EAB)“ umschlossen wird. Diese wird von der low population zone (LPZ) umschlossen, welche gemeinsam über die Standortwahl des Kraftwerks entscheiden. Die Dimensionen der inneren „exclusion zone“ und der äußeren „low population zone“ sind abhängig von der Art der Anlage (Leistung, erlaubte Containment-Leckrate) und atmosphärischen Durchmischungsverhältnissen am geplanten Standort. Darüber hinaus muss der Abstand zur nächsten Siedlung („population center“) mit mehr als 25.000 Einwohnern mindestens das 1,3-fache der Entfernung des Reaktors zur äußeren Grenze der Niedrigpopulationszone („low population zone“) betragen /CNS 20/.

Darüber hinaus ist der „Plume Exposure Pathway EPZ“ als die Zone um ein Kernkraftwerk definiert, in der der Großteil der potenziellen Strahlendosis im Ereignisfall aus Gamma-Strahlung aus der vorbeiziehenden Wolke herrührt. Diese ist für Leistungskraftwerke mit 10 Meilen (~16 km) festgelegt. Um diese liegt die „Ingestion Pathway EPZ“ mit einem Durchmesser von 50 Meilen (~80 km), wo der Großteil der Strahlenexposition über den Verzehr kontaminierter Nahrungsmittel und Wässer erfolgt.

7.3 Spezifische Störfallanforderungen nach Reaktortechnologie

7.3.1 Wassergekühlte SMR

Eine Reihe leichtwassergekühlter SMR haben die primärseitige Wärmeabfuhr als Naturumlauf ausgelegt. Das bedeutet, dass keine Hauptkühlmittelpumpen notwendig sind, sondern das Primärkühlmittel auf Grund seiner physikalischen Eigenschaften (Dichteunterschiede abhängig von der Temperatur) selbstständig innerhalb des Primärkreislaufs zirkuliert. Da bei dieser Umsetzung auch neben den Hauptkühlmittelpumpen keine aktiven Systeme zum Einsatz kommen, die auf eine Stromversorgung angewiesen sind, entfällt in diesen Konzepten das Ereignis „Ausfall der Energieversorgung“. Auch eine Verringerung des Kühlmitteldurchsatzes kann durch einen Ausfall von Pumpen nicht herbeigeführt werden. Unabhängig von dieser passiven Reaktorauslegung sind Änderungen des Kühlmittelinventars oder der Druckhaltung jedoch weiterhin möglich.

Einige Beispiele hierfür sind die SMR-Konzepte: BWRX-300, CAREM, NuScale und SMR-160.

Viele wassergekühlte SMR sind als sogenannte integrale Reaktoren ausgelegt. Das bedeutet, dass der Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters untergebracht ist, sodass das Primärkühlmittel diesen nicht verlässt, sondern das Speisewasser in den Reaktordruckbehälter hineingeleitet wird und diesen als Frischdampf verlässt. Durch diese integrale Bauweise schließen die Hersteller die Möglichkeit eines Kühlmittelverluststörfalls (LOCA) etwa durch den unterstellten Bruch einer Hauptkühlmittelleitung aus. Mögliche Schwierigkeiten, welche die integrale Bauweise mit sich bringen kann, ergeben sich in Bezug auf den (zeitlichen) Aufwand und die gesteigerte Zahl der Arbeitsschritte bei der Durchführung von Prüfungs-, Wartungs-, Instandhaltungs- und Reparaturarbeiten /OEK 21/.

Beispiele für integrale Druckwasser-SMR sind CAREM, mPower, NuScale, NUWARD, RITM-200M, SMART und Westinghouse SMR.

Alternativ zum integralen Design haben einige Hersteller die „traditionelle“ Anordnung der Dampferzeuger außerhalb des Reaktordruckbehälters beibehalten, jedoch die Länge der externen Hauptkühlmittelleitungen (deutlich) reduziert. Dies bietet den Vorteil, bei Brennelementwechseln nicht sämtliche Reaktoreinbauten entfernen zu müssen.

Druckwasser-SMR die nicht integral aufgebaut sind, sind beispielsweise: ACPR50S, KLT40S (Akademik Lomonossow), SMR-160 und Rolls Royce SMR.

Ein weiteres Merkmal, welches in einigen DWR-SMR umgesetzt wurde, ist die Reduktion des Dampferzeuger-Inventars. Dadurch soll wirkungsvoll verhindert werden, dass es im Falle eines Lecks im sekundären Kühlkreislauf zu einer schnellen und starken Temperaturabsenkung des Primärkühlmittels kommen kann. Somit wird verhindert, dass es (durch die Temperaturabsenkung ausgelöst) zu einem Anstieg der Reaktivität, was im schlimmsten Fall zu einer Re-Kritikalität des abgeschalteten Reaktors führen könnte. Diese Reduktion des Dampferzeuger-Kühlmittelinventars wird etwa bei den SMR-Konzepten ACPR50S und SMART umgesetzt.

Ein weiteres typischerweise zu berücksichtigendes Ereignis ist der Steuerstabauswurf oder das unkontrollierte Ausfahren eines oder mehrerer Steuerstäbe aus dem Kern und somit ein Reaktivitätseintrag in den Kern. Einige SMR-Konzepte sehen vor, die Steuerstäbe samt Antrieb innerhalb des Reaktordruckbehälters zu installieren und somit das Ereignis des Steuerstabauswurfs auszuschließen. Dadurch sind insbesondere die Antriebe und Versorgungskabel sowie Messeinrichtungen zur Stellungsüberwachung hohen Drücken und Temperaturen ausgesetzt, wozu ein entsprechender Sicherheitsnachweis zu erbringen ist /BEL 21/. SMR-Konzepte, welche den Steuerstabauswurf ausschließen sind beispielsweise mPower oder der Westinghouse SMR.

7.3.2 Nicht-wassergekühlte SMR

Die Störfallabläufe von wassergekühlten Reaktoren lassen sich grundsätzlich nicht auf Kernreaktoren anderer Technologien übertragen. Im Folgenden sind für die verschiedenen Technologie beispielhaft einige wichtige Unterschiede dargestellt.

7.3.3 Gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren (HTR)

Bei gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren dient das Kühlmittel, meist inertes Heliumgas, lediglich zur Kühlung, nicht aber zur Neutronenmoderation. Ein Ausfall des primären Kühlkreislaufs, etwa durch einen Ausfall der Heliumgebläse oder einen Druckverlust, führt zunächst dazu, dass der Kern sich weiter aufheizt. Auf Grund der spezifischen Eigenschaften von HTRs, nämlich dem negativen Temperaturkoeffizienten - also einer Abnahme der Reaktivität mit steigender Temperatur - kommt es mit steigender Temperatur des Kerns zu einem Verlust an Reaktivität und somit zu einer Selbstregulation des HTR-

Reaktors. Experimente haben ergeben, dass die kritische Brennstofftemperatur auf Grund der Beschaffenheit der zumeist verwendeten TRISO-Partikel 1600 °C beträgt. Neuere Untersuchungen legen nahe, dass sogar Temperaturen bis 1800 °C möglich sind, ohne dass es zu Spaltproduktfreisetzungen aus den Graphitkugeln kommt. Für den HTR-Modul wurde beispielsweise gezeigt, dass die maximale Brennelementtemperatur unter Unfallbedingungen bei < 1500 °C liegt und somit die Integrität des Brennstoffs nicht gefährdet ist /WOL 85/.

Weitaus problematischer sind Luft- oder Wassereinbrüche in den Reaktorkern. Auch Leistungsspitzen und Temperaturgradienten innerhalb des Reaktors können zu einer Schwächung und Schädigung der Strukturen führen /GIF 14/. In der Auslegung muss dabei der Wassereinbruch, etwa aus dem Sekundärkreis, derart limitiert sein, dass die durch das eintretende Wasser stattfindende Moderation der Neutronen (Helium hat nur eine vernachlässigbare Moderationswirkung, weshalb der Reaktor im Normalbetrieb untermoderiert ist) klein genug ist, um eine Moderation und damit einen Reaktivitätseintrag zu vermeiden. Große Mengen eintretenden Wassers können dazu führen, dass der Wert des negativen Temperaturkoeffizienten des Systems nicht mehr groß genug ist, um den Reaktivitätseintrag auszugleichen, was wiederum zu einer Leistungsexkursion und Überhitzung des Reaktors führen kann /ZHA 05/. Darüber hinaus besteht die Möglichkeit, dass das heiße Grafit des Kerns mit dem eintretenden Wasser reagiert und es zur Bildung des entflammbaren Wassergases ($\text{CO} + \text{H}_2$) kommt. Durch den daraus resultierenden Druckanstieg besteht zudem die Gefahr, dass die Sicherheitsventile ansprechen und das explosive Gasgemisch sowie Radionuklide in das Reaktorgebäude austreten können /ENG 17/.

Luft Eintritt in den Primärkreislauf kann dazu führen, dass das Grafit der Brennelementkugeln oder der Reaktoreinbauten auf Grund des enthaltenen Sauerstoffs oxidiert wird. Die Oxidationsprozesse sind stark exotherm ($2\text{C} + \text{O}_2 \rightarrow 2\text{CO}$, $\Delta H_R = -221,04 \text{ kJ/mol}$; $\text{C} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CO}_2$, $\Delta H_R = -393,51 \text{ kJ/mol}$), sodass die Temperatur im Reaktorkern stark ansteigen kann und es im schlimmsten Fall zu einem Brennelementversagen und damit Radioaktivitätsfreisetzungen kommen kann /ENG 17/.

Der HTR-PM verfügt über ein aktives System zur Begrenzung des Wassereintritts bei Dampferzeugerschäden. Andere Hersteller geben an, auslegungsbedingt den Wasser- und/oder Luft eintritt in den Primärkreislauf ausgeschlossen zu haben (U-Battery) oder aber begrenzt zu haben (Luft einbruch beim PBMR-400).

7.3.4 Schnelle Reaktoren mit Flüssigmetallkühlung (SFR, LFR)

Zu den am weitesten verbreiteten Reaktorkonzepten mit Flüssigmetallkühlung zählen solche Konzepte die entweder Natrium (4S, ARC-100) oder Blei (BREST-OD-300, LFR-AS-200, SEALER) als Kühlmittel verwenden. In einigen Konzepten soll statt Blei ein eutektisches Bismut-Blei-Gemisch verwendet werden. Dies hat den Vorteil, dass die Mischung bereits bei Temperaturen $< 150\text{-}200\text{ }^{\circ}\text{C}$ (abhängig vom Bi-Anteil) im Vergleich zu reinem Blei, dessen Schmelzpunkt bei $327\text{ }^{\circ}\text{C}$ liegt, flüssig vorliegt. Somit erweitert sich der temperaturbedingte Einsatzbereich (auch im Hinblick auf Unterkühlungstransienten). Darüber hinaus ist die Volumenänderung des Eutektikums vernachlässigbar, während sich reines Blei beim Schmelzen leicht ausdehnt.

Ein weiterer Vorteil der Flüssigmetallreaktoren ist der drucklose Betrieb, der durch die im Vergleich zu Wasser höheren Schmelz- und Siedepunkte der Metalle möglich wird. In Folge von Leckstörfällen tritt das Primärkühlmittel somit nicht unter hohem Druck aus dem Kühlkreislauf aus. Viele Flüssigmetall-Reaktorkonzepte sehen zudem einen Schutzbehälter „Guard-Vessel“ vor, in welchem austretendes Primärkühlmittel aufgefangen wird und dazu führt, dass es nicht zu einer Kernfreilegung kommen kann (ARC-100, 4S).

Die höheren Schmelzpunkte der Metalle bergen jedoch auch die Gefahr von Unterkühlungstransienten, also dem schnellen unkontrollierten Abkühlen und möglichen Erstarren der Metallschmelze beispielsweise in den Wärmetauschern. Ein Erstarren der Metallschmelze kann einerseits zu Schäden der Reaktoranlage führen, darüber hinaus sinkt auch der Wärmeübergang.

Bei der Verwendung von Natrium als Kühlmittel muss insbesondere die Reaktionsfreudigkeit des Alkalimetalls mit Wasser und Sauerstoff berücksichtigt werden. Insbesondere die Dampferzeuger stellen eine Gefahr dar, da hier der Natrium-Wasser-Kontakt lediglich durch die Dampferzeugerheizrohre verhindert wird. Dementgegen wurden bei der Auslegung von SFR verschiedene Design-Aspekte, wie etwa doppelwandige Dampferzeugerheizrohre (4S), entwickelt. Das 4S-Konzept verfügt darüber hinaus über einen Schutzbehälter, der den gesamten Primärkreislauf umgibt und mit Stickstoff inertisiert ist, um Natriumbrände zu verhindern.

Blei als Kühlmittel hingegen ist nicht brandgefährdet, dafür korrosiv, was besondere Anforderungen an die robuste Auslegung mit sich bringt. Die Entwicklung von bleigekühlten

Reaktoren geht auf die Verwendung in militärischen nuklear-U-Booten der ehemaligen UdSSR zurück. Hier wurde jedoch statt Blei ein Bismut-Blei-Eutektikum (siehe oben) verwendet. Obwohl drei Boote wegen schwerer Störfälle vorzeitig stillgelegt werden mussten, bescheinigt die IAEA der Technologie eine gute Betriebserfahrung /IAE 07b/.

7.3.5 Schnelle Salzschnmelze-Reaktoren (MSRs, Molten Salt Reactors)

Salzschnmelzereaktoren verfügen wie Flüssigmetallreaktoren über den Vorteil, dass der Primärkühlkreislauf nicht unter hohem Druck steht. Das Kühlmittel besteht meist aus Fluoridsalzgemischen („FLiBe“, eine Mischung aus LiF und BeF₂), welche hoch korrosiv sind. Da das spaltbare Material ebenfalls in Form von Fluoriden gelöst im Kühlmittel vorliegt („fuel salt“) ist weiterhin darauf zu achten, dass durch die Bildung von Spaltprodukten keine Löslichkeitsgrenzen unterschritten werden, was zu Ausfällungen oder schlimmstenfalls zur Erstarrung der Schmelze führen kann, wodurch es zu Verschlechterungen der Wärmeübertragung oder Durchflussänderungen in den Wärmetauschern kommen kann /HOL 15a/ /IRS 15/. Durch die Kombination des korrosiven Salzgemisches mit hohen Temperaturen und dem hohen Neutronenfluss steigen die Anforderungen an die Korrosionsbeständigkeit weiter /HOL 15a/.

Insgesamt liegt zu den chemischen, thermischen und neutronischen Eigenschaften von den in MSRs vorgesehenen Salzschnmelzen nur eine vergleichsweise kleine Datenbasis vor. Daher sehen die Entwickler von Salzschnmelzereaktoren verschiedene Konzepte für den Betrieb ihrer Reaktoren vor. Der IMSR beispielsweise soll für sieben Jahre ohne die Notwendigkeit von vor-Ort-Inspektionen oder Brennstoffwechsel durchgehend betrieben werden. Hier ist der Brennstoff direkt im Primärkühlmittel gelöst. Dahingegen sieht das SSR-W300-Konzept einen getrennten Brennstoff- und Kühlkreislauf vor. Der Brennstoff liegt zwar ebenfalls als Salzschnmelze vor, der Primärkühlkreis ist jedoch von diesem entkoppelt, sodass das Primärkühlmittel nicht unmittelbar mit dem Brennstoff und den Spaltprodukten in Kontakt steht, was die chemische Kontrolle verbessert.

Da es bei Salzschnmelze-Reaktoren unter Störfallbedingungen ebenfalls zu unerwünschten thermischen und/oder chemischen Reaktionen zwischen der Salzschnmelze und zutretender Luft oder Wasser kommen kann /GIF 14/, ist der Sekundärkreislauf der beiden genannten Reaktorkonzepte IMSR und SSR-W300 ebenfalls als Salzschnmelze ausgeführt. Beim IMSR wird darüber hinaus auch der Tertiärkühlkreislauf als Salzschnmelze ausgelegt und somit vollständig auf den Einsatz von Wasser als Kühlmittel verzichtet.

Das GIF sieht bei der Entwicklung von MSRs noch erheblichen Entwicklungsbedarf im Bereich der Rechenprogramme und Standards, sowie bei der Entwicklung von Modellen zur gekoppelten Analyse der neutronenphysikalischen und der thermohydraulischen Eigenschaften /GIF 14/.

Im Rahmen des „Workshop on MSR-Technologies - Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE“ stellte der technische Leiter im Bereich MSR beim US DoE die Vorteile und Herausforderungen von Molten Salt Reactors wie in Abb. 7.13 zusammen (/HOL 15a/).

Liquid Fuels Provide Additional Challenges and Potential Advantages

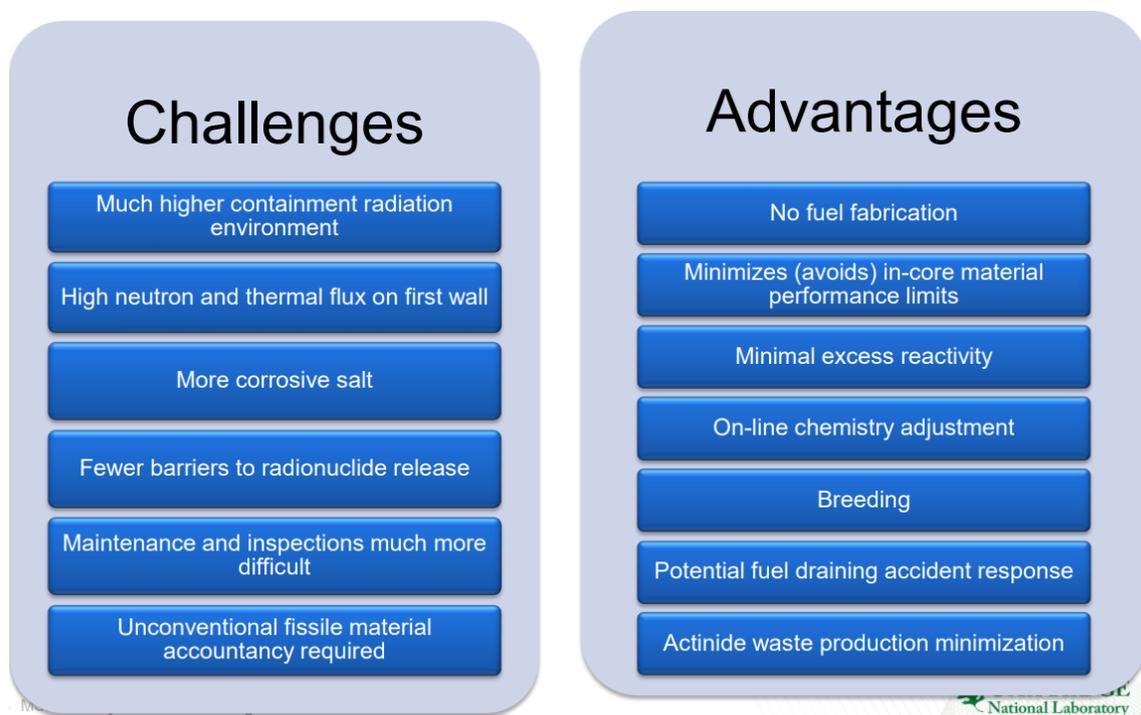


Abb. 7.13 Herausforderungen und Vorteile von Molten Salt Reactors /HOL 15a/

Eine weitere Möglichkeit, verschiedene Ereigniskategorien auszuschließen demonstrieren die Reaktorkonzepte, bei denen die Wärmerohrtechnik („heat pipes“) zum Einsatz kommt, etwa die beiden Mikroreaktoren Aurora Powerhouse (Oklo) oder eVinci (Westinghouse). Bei der Wärmerohrtechnik liegt der Brennstoff in Form von abgeschlossenen Reaktorzellen vor. Als Arbeitsmedium enthalten die Wärmerohre Natrium (eVinci) oder Kalium (Aurora) welches innerhalb der Wärmerohre verdampft wird und im Wärmetauscher seine Energie auf das Sekundärkühlmittel (superkritisches CO₂) überträgt.

Vorteil dieser Technologie ist der Verzicht auf bewegliche Teile zur Kernkühlung, wie Pumpen oder Armaturen. Kühlmittelverluststörfälle sind durch das gekapselte System ebenfalls ausgeschlossen, womit insbesondere Reaktivitätsstörfälle und Einwirkungen von außen in den Sicherheitsanalysen zu betrachten sind.

Eine weitere Fragestellung ergibt sich aus dem vielfach vorgesehenen Einsatz mehrerer Reaktormodule an einem Standort. Dabei sind die Reaktormodule zwar zumeist vollständig autark ausgelegt, jedoch nutzen manche Konzepte gemeinsame Komponenten wie beispielsweise eine gemeinsame Turbine (HTR-PM) oder einen gemeinsamen Reaktorpool als Not-Wärmesenke (NuScale). Für diese Fälle muss in den Sicherheitsanalysen nachgewiesen werden, dass die gemeinsame Nutzung nicht zu Einschränkungen in der Sicherheit des einzelnen Reaktormoduls führt oder ein Störfall in einem Modul sich auf die anderen Module fortpflanzen kann, Wechselwirkungen zwischen den Modulen also ausgeschlossen sind.

Darüber hinaus ist insbesondere bei nicht-elektrischen Anwendungen (etwa die Auskopplung von Prozesswärme für die chemische Industrie) der Nachweis zu erbringen, dass ein Ereignis im nicht-nuklearen Teil keine Auswirkungen auf die Sicherheit des nuklearen Teils der Anlage haben wird und umgekehrt. Ebenso müssen radioaktive und chemische Kontaminationen des jeweils anderen Anlagenteils ausgeschlossen sein /BUC 15/.

7.4 Diskussion des Gefährdungspotential des VOYGR™ SMR (NuScale Power, DWR)

In diesem Kapitel werden - basierend auf den öffentlich verfügbaren Informationen aus der Bauartzulassung bei der US-amerikanischen NRC, für das 47,5 MW_e (60 MW_{e, brutto}) NuScale SMR-Konzept - das Gefährdungspotential sowie wesentliche Ergebnisse aus dem Sicherheitsbericht der Anlage und den Auswirkungen sowie planerischen Ansätzen zur Bestimmung der Notfallplanungszone diskutiert. Darüber hinaus hat sich im Vorhabensverlauf die Frage nach Quelltermen des NuScale/VOYGR-SMR als zentrale Fragestellung erwiesen, weshalb hier im Besonderen darauf eingegangen wird.

7.4.1 Radioaktives Kerninventar

Als Brennstoff kommt herkömmliches LEU (< 4,95 gew. % ²³⁵U) zum Einsatz, welches in verkürzten Standardbrennelementen von zwei Metern Länge zum Reaktorkern mit 37

Brennelementen (17x17 Brennstäbe) zusammengesetzt wird. Als abbrennbaren Absorber enthalten die Brennstäbe Gd_2O_3 , die Leistungsregelung erfolgt über 16 Steuerstäbe (B_4C im oberen Bereich und AIC im unteren Bereich mit hohen Neutronenflüssen) sowie das boriierte Primärkreiswasser zum Ausgleich der Überschussreaktivität.

Die Zusammensetzung des radioaktiven Kerninventars des NuScale SMR wird in den Antragsunterlagen zur US-amerikanischen Bauartzulassung bei der NRC, der „Standard Design Certification“ in Teil 3 der Unterlagen, dem „Applicant’s Environmental Report“ /NUS 03/ angegeben. Bei den Berechnungen des Inventars wurde eine Leistung von 160 MW_{th} zugrunde gelegt. Dieser Wert entspricht der nominellen Leistung eines NuScale SMR Moduls. Die Angaben entsprechen dem Gleichgewichtskern zum Zyklusende. Abb. 7.14 zeigt eine grafische Darstellung des radioaktiven Kerninventars. Das gesamte Kerninventar eines NuScale Power Modules beträgt $1,29 \cdot 10^{10} \text{ GBq}$, bezogen auf die Leistung entspricht dies einer Aktivität von $8,05 \cdot 10^7 \text{ GBq/MW}_{th}$. In Bezug auf die Leitnuklide I-131, Cs-137, Te-132, Kr-88 und Xe-133 verteilt sich die Aktivität entsprechend Tab. 7-1

Tab. 7-1 Kerninventar bezogen auf die Leitnuklide eines NuScale Power Modules
/NUS 03/, Table B-5: Best Estimate Core Inventory

Leitnuklid	Inventar [GBq]	Inventar pro Leistung [GBq/MW _{th}]
I-131	1,58E+08	9,88E+05
Cs-137	2,52E+07	1,58E+05
Te-132	2,27E+08	1,42E+06
Kr-88	1,19E+08	7,44E+05
Xe-133	3,31E+08	2,07E+06

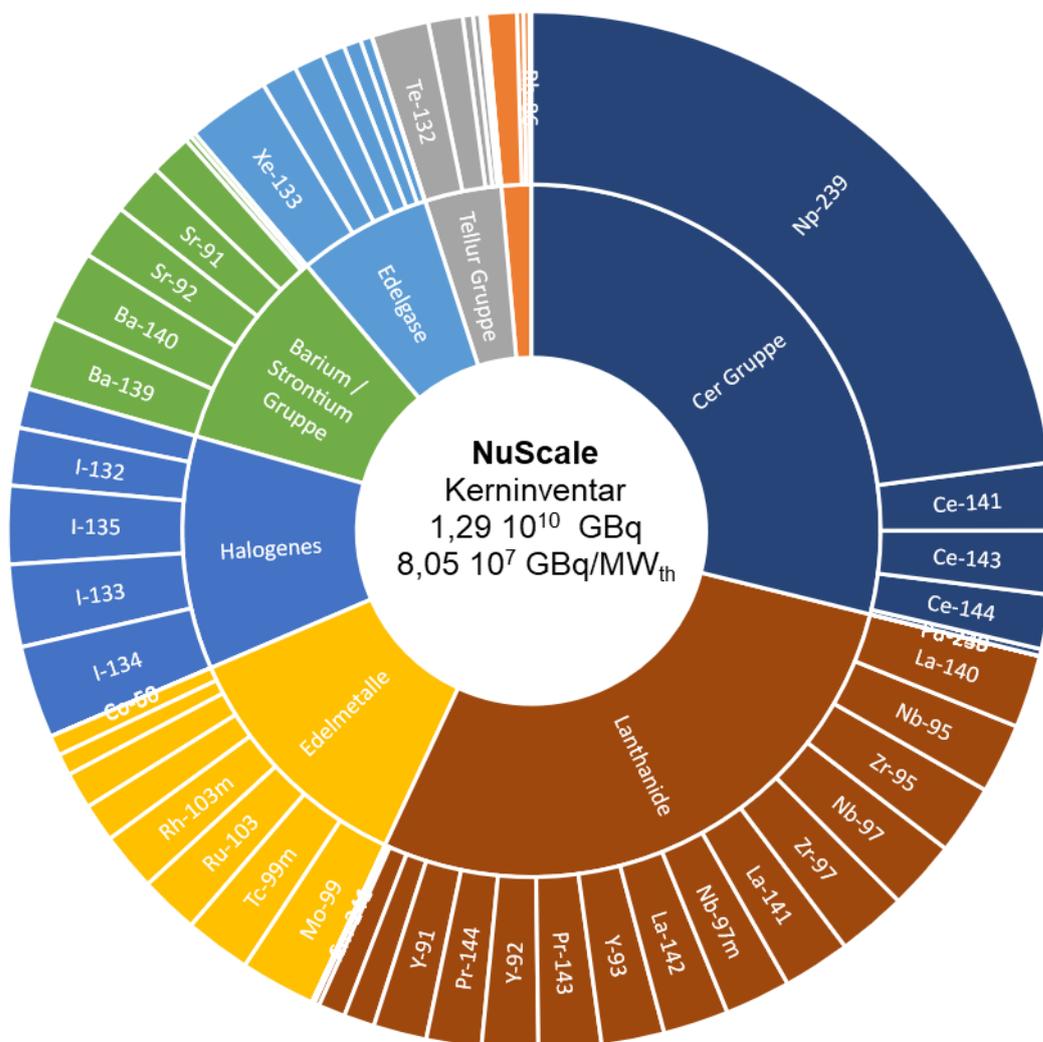


Abb. 7.14 Radioaktives Kerninventar eines NuScale Power Moduls
Erzeugt aus /NUS 03/, Table B-5: Best Estimate Core Inventory

7.4.2 Auslegungsstörfälle

Zur Untersuchung der Auslegungsstörfälle des NuScale Power Module wurden im Kapitel 15 der Unterlagen zur Bauartzulassung /NDA 15/ zunächst sieben Ereigniskategorien definiert, in denen die verschiedenen Ereignisse zusammengefasst wurden. Diese sind:

1. Gesteigerte Wärmeabfuhr über die Sekundärseite
(increase in heat removal by the secondary system).
2. Verringerte Wärmeabfuhr über die Sekundärseite
(decrease in heat removal by the secondary system).
3. Verringerung des Flussrate des Reaktorkühlsystems
(decrease in reactor coolant system (RCS) flow rate).
4. Anomalien der Reaktivitäts- und Leistungsdichteverteilung
(reactivity and power distribution anomalies).
5. Steigerung des Primärkühlmittel-Inventars
(increase in reactor coolant inventory).
6. Verringerung des Primärkühlmittel-Inventars
(decrease in reactor coolant inventory).
7. Radioaktivitätsfreisetzung durch ein Subsystem oder eine Komponente
(radioactive release from a subsystem or component).

Die dort zusammengefassten Ereignisse wurden entweder als AOO (anticipated operational occurrences) oder als postulierte Unfälle (postulated accidents) klassifiziert. Die postulierten Unfälle aus dieser Betrachtung sind:

- Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb oder außerhalb des Containments
(Steam Piping Failures Inside and Outside of Containment)
- Leck einer Speisewasserleitung
(Feedwater System Pipe Breaks Inside and Outside Containment)
- Steuerstabauswurf
(Spectrum of Rod Ejection Accidents)
- Dampferzeugerheizrohrleck
(Steam Generator Tube Failure)
- Großer Kühlmittelverluststörfall
(LOCAs Resulting From a Spectrum of Postulated Piping Breaks With the Reactor Coolant Pressure Boundary)

- Bruch einer kleinen, primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Containments
(Failure of Small Lines Carrying Primary Coolant Outside Containment)

Störfälle im Zusammenhang mit dem Brennelementlagerbecken sowie der Handhabung von Brennelementen werden im Rahmen dieses Berichts nicht behandelt.

7.4.3 Unfälle mit Kernschaden

Im „Environmental Report“ /NUS 03/ betrachtet NuScale Power verschiedene Freisetzungskategorien (RC, release categories), wozu die radiologischen Auswirkungen berechnet wurden. Innerhalb der RC sind verschiedene Unfallereignisse und -Sequenzen gruppiert, welche alle zu einem gemeinsamen Ausfallszenario (RC) führen können. Auslösende Ereignisse für spätere Unfallabläufe können verschiedene Ursachen, aber vergleichbare Abläufe haben, was die vorgenommenen Gruppierungen rechtfertigt. Die acht definierten release categories (RC) sind:

- RC1: CVCS loss-of-coolant accident (LOCA) Inside Containment
Großer Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Containments durch das Chemikalien- und Volumenregelsystem
- RC 2: Pipe Break Outside Containment, Insulated
Leitungsbruch außerhalb des Containments, isoliert
- RC 3: CVCS Pipe Break Outside Containment, Uninsulated
Bruch einer Leitung des Chemikalien- und Volumenregelsystems außerhalb des Containments, nicht isolierbar
- RC 4: ECCS Spurious Actuation
fälschliche Auslösung des ECCS (Notkühlsystems)
- RC 5: Steam Generator Tube Failure
Dampferzeugerheizrohrleck
- RC 6: General Transient with RSV Stuck Open
Unfall mit fehlerhaft offenem Frischdampfventil (ECCS und CVCS werden als ausgefallen unterstellt)
- RC 7: General Transient with No RSVs
Unfall mit angefordertem, aber nicht geöffnetem Frischdampfventil (DHRS und CFDS werden als ausgefallen unterstellt)

RC 8: Dropped NPM During Transport

Transportunfall mit NPM (NuScale Power Module) -Absturz

Die genauen Unfallbedingungen, -hergänge und Annahmen sowie anlagenexterne Konsequenzen bei den gewählten Randbedingungen werden in /NUS 03/ Anhang B „Off-site Consequence Calculation“ (Unterkapitel B.2.1 – B.2.8) ausführlich beschrieben. Für die Angabe des Kerninventars wurde von NuScale als „Best Estimate“ Radionuklidinventar ein Kern am Ende des Gleichgewichtsbrennstoffzyklus Tab. 7-2, /NUS 03/) sowie ein „High Burnup“ Inventar nach einem nominalen Kernabbrand von 102 % (Tab. 7-3, /NUS 03/) angegeben. Diese kommt jedoch lediglich im Rahmen der Sensitivitätsanalyse zur trockenen Aerosolablagerung in der Umwelt zum Einsatz (Sensitivity Case 10).

Das in nachstehenden Tab. 7-2 und Tab. 7-3 angegebene Kerninventar gruppiert NuScale in neun Nuklidkategorien:

- Xe Gruppe: Kr-85, Kr-85m, Kr-88, Xe-133, Xe-135, Xe-135m
- Cs-Gruppe: Cs-134, Cs-136, Cs-137, Rb-86, Rb-88
- Ba-Gruppe: Ba-139, Ba-140, Sr-89, Sr-90, Sr-91, Sr-92, Ba-137m
- I-Gruppe: I-131, I-132, I-133, I-134, I-135
- Te-Gruppe: Te-127, Te-127m, Te-129, Te-129m, Te-131m, Te-132, Te-131
- Ru-Gruppe: Rh-105, Ru-103, Ru-105, Ru-106, Rh-103m, Rh-106
- Mo-Gruppe: Nb-95, Co-58, Co-60, Mo-99, Tc-99m, Nb-97, Nb-97m
- Ce-Gruppe: Ce-141, Ce-143, Ce-144, Np-239, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Zr-95, Zr-97
- La-Gruppe: Am-241, Cm-242, Cm-244, La-140, La-141, La-142, Nd-147, Pr-143, Y-90, Y-91, Y-92, Y-93, Y-91m, Pr-144, Pr-144m.

Tab. 7-2 Kerninventar eines NuScale-Moduls bei Erreichen des Zielabbrands /NUS 03/, „Table B-5: Best Estimate Core Inventory“

NuScale Best Estimate Core Inventory (Bq)					
Kr-85	2.52E+15	I-135	3.13E+17	Ce-144	2.18E+17
Kr-85m	4.54E+16	Te-127	1.40E+16	Np-239	2.95E+18
Kr-87	9.04E+16	Te-127m	2.22E+15	Pu-238	4.99E+14
Kr-88	1.19E+17	Te-129	4.07E+16	Pu-239	9.76E+13
Xe-133	3.31E+17	Te-129m	7.01E+15	Pu-240	1.08E+14
Xe-135	1.41E+17	Te-131m	2.89E+16	Pu-241	2.75E+16
Xe-135m	6.93E+16	Te-132	2.27E+17	Zr-95	2.79E+17
Cs-134	2.40E+16	Te-131	1.37E+17	Zr-97	2.76E+17
Cs-136	7.77E+15	Rh-105	1.47E+17	Am-241	4.52E+13
Cs-137	2.52E+16	Ru-103	2.35E+17	Cm-242	8.29E+15
Rb-86	2.07E+14	Ru-105	1.53E+17	Cm-244	3.14E+14
Rb-88	1.21E+17	Ru-106	8.05E+16	La-140	2.92E+17
Ba-139	2.95E+17	Rh-103m	2.33E+17	La-141	2.69E+17
Ba-140	2.85E+17	Rh-106	8.60E+16	La-142	2.60E+17
Sr-89	1.66E+17	Nb-95	2.80E+17	Nd-147	1.07E+17
Sr-90	1.94E+16	Co-58	5.07E+12	Pr-143	2.49E+17
Sr-91	2.08E+17	Co-60	2.33E+13	Y-90	1.98E+16
Sr-92	2.22E+17	Mo-99	3.00E+17	Y-91	2.12E+17
Ba-137m	2.39E+16	Tc-99m	2.64E+17	Y-92	2.24E+17
I-131	1.58E+17	Nb-97	2.77E+17	Y-93	2.50E+17
I-132	2.31E+17	Nb-97m	2.62E+17	Y-91m	1.22E+17
I-133	3.30E+17	Ce-141	2.70E+17	Pr-144	2.19E+17
I-134	3.72E+17	Ce-143	2.55E+17	Pr-144m	2.58E+15

In Tab. 7-4 sind für ein beispielhaftes NuScale-Modul (am Standort Surry) die Freisetzunganteile des „Best Estimate“ Kerns aufgeschlüsselt nach den oben genannten Freisetzungskategorien und Nuklidgruppen dargestellt. Darüber hinaus gibt die Tabelle jeweils an, wann nach Schadenseintritt mit einer Freisetzung in die Umwelt zu rechnen ist und wie lange diese andauert. Die Daten wurde mit Hilfe des MELCOR Codes von NuScale Power berechnet und /NUS 03/ entnommen, potenzielle Nuklidrückhaltungen im Reaktorgebäude wurden vernachlässigt.

Tab. 7-3 Kerninventar eines NuScale-Moduls nach einem Abbrand von 102 % Kernleistung /NUS 03/, „Table B-6: High Burnup Core Inventory“

NuScale High Burnup Core Inventory (Bq)					
Kr-85	4.96E+15	I-135	3.16E+17	Ce-144	2.17E+17
Kr-85m	3.57E+16	Te-127	1.94E+16	Np-239	4.59E+18
Kr-87	6.89E+16	Te-127m	3.20E+15	Pu-238	3.06E+15
Kr-88	8.98E+16	Te-129	5.41E+16	Pu-239	1.27E+14
Xe-133	3.31E+17	Te-129m	9.24E+15	Pu-240	2.56E+14
Xe-135	1.31E+17	Te-131m	3.66E+16	Pu-241	6.34E+16
Xe-135m	7.73E+16	Te-132	2.37E+17	Zr-95	2.51E+17
Cs-134	9.88E+16	Te-131	1.44E+17	Zr-97	2.65E+17
Cs-136	2.18E+16	Rh-105	2.51E+17	Am-241	1.59E+14
Cs-137	6.05E+16	Ru-103	3.27E+17	Cm-242	3.91E+16
Rb-86	5.90E+14	Ru-105	2.67E+17	Cm-244	1.63E+16
Rb-88	9.21E+16	Ru-106	2.11E+17	La-140	2.89E+17
Ba-139	2.86E+17	Rh-103m	3.24E+17	La-141	2.58E+17
Ba-140	2.74E+17	Rh-106	2.27E+17	La-142	2.46E+17
Sr-89	1.24E+17	Nb-95	2.52E+17	Nd-147	1.06E+17
Sr-90	4.18E+16	Co-58	6.22E+12	Pr-143	2.31E+17
Sr-91	1.63E+17	Co-60	6.88E+13	Y-90	4.28E+16
Sr-92	1.81E+17	Mo-99	3.00E+17	Y-91	1.67E+17
Ba-137m	5.76E+16	Tc-99m	2.66E+17	Y-92	1.83E+17
I-131	1.72E+17	Nb-97	2.67E+17	Y-93	2.13E+17
I-132	2.45E+17	Nb-97m	2.52E+17	Y-91m	9.61E+16
I-133	3.30E+17	Ce-141	2.60E+17	Pr-144	2.18E+17
I-134	3.66E+17	Ce-143	2.35E+17	Pr-144m	2.62E+15

In Tab. 7-4 sind für ein beispielhaftes NuScale-Modul (am Standort Surry) die Freisetzungssanteile des „Best Estimate“ Kerns aufgeschlüsselt nach den oben genannten Freisetzungskategorien und Nuklidgruppen dargestellt. Darüber hinaus gibt die Tabelle jeweils an, wann nach Schadenseintritt mit einer Freisetzung in die Umwelt zu rechnen ist und wie lange diese andauert. Die Daten wurde mit Hilfe des MELCOR Codes von NuScale Power berechnet und /NUS 03/ entnommen, potenzielle Nuklidrückhaltungen im Reaktorgebäude wurden vernachlässigt.

Tab. 7-4 Anteil der Freisetzung in die Umwelt, Beginn der Freisetzung und Dauer der Freisetzung; Dauer für jede Freisetzungskategorie, MELCOR Rechnungen, /NUS 03/, „Table B-26: Release Fraction to the Environment, Start of Release, and Release Duration for each Release Category Calculated by MELCOR“

chemische Gruppe	Freisetzung als Anteil des gesamten "Best Estimate" Kerninventars							
	RC 1	RC 2	RC 3	RC 4	RC 5	RC 6	RC 7	RC 8
Xe	4,80E-03	3,14E-03	4,85E-01	3,27E-03	5,63E-01	3,05E-03	2,87E-03	6,40E-01
Cs	2,14E-06	2,33E-06	3,84E-01	2,08E-06	3,76E-02	1,48E-06	2,24E-06	0,00E+00
Ba	5,80E-08	5,38E-08	9,92E-03	5,81E-08	1,39E-03	4,40E-08	5,97E-08	0,00E+00
I	2,07E-05	2,04E-06	3,21E-01	1,84E-06	3,50E-02	1,69E-06	1,90E-06	2,26E-03
Te	1,88E-06	1,79E-06	3,28E-01	1,60E-06	2,81E-02	1,25E-06	1,72E-06	0,00E+00
Ru	9,93E-09	9,16E-09	2,66E-03	7,79E-08	1,47E-04	6,32E-09	8,10E-09	0,00E+00
Mo	5,19E-07	5,79E-07	9,44E-02	5,05E-07	8,14E-03	3,47E-07	5,43E-07	0,00E+00
Ce	2,33E-13	1,97E-13	4,96E-08	1,81E-13	3,26E-09	1,57E-13	1,79E-13	0,00E+00
La	2,37E-13	1,97E-13	4,96E-08	1,82E-13	3,28E-09	1,57E-13	1,79E-13	0,00E+00
Start der Freisetzung [Stunden]	3,37	8,17	2,4	7,27	12,3	10,2	7,27	53,2
Dauer der Freisetzung [Stunden]	96	96	13,9	96,1	58,7	96	96,1	96

Durch eine Multiplikation des Kerninventars zum „Best Estimate“ Kerninventar (Tab. 7-2) mit jenen der Freisetzunganteilen entsprechend den abdeckenden Freisetzungskategorien (Tab. 7-4) wurde ein spezifische Quellterm (als Zusammenfassung der Nuklide in chemischen Gruppen) bestimmt (Tab. 7-5). Unter der Annahme, dass sich die Freisetzunganteile je Nuklidgruppe entsprechend Tab. 7-4 exakt auf jedes Nuklid innerhalb dieser Gruppe übertragen lassen, ergeben sich die nuklidspezifischen freigesetzten Aktivitäten [Bq] (Tab. 7-6).

Dabei ist zu beachten, dass für die – wie oben beschrieben – ermittelten Quellterme in Tab. 7-5 und Tab. 7-6 der mögliche Nuklidzerfall bis zur Freisetzung unbeachtet bleibt. Auch die exakten zeitlichen Freisetzungverläufe (je Stunde und chemischer Gruppe) bleiben in den hier ermittelten Quelltermen unbeachtet. Die entsprechenden Daten sind in /NUS 03/ Anhang B (Unterkapitel B.2.1 – B.2.8) verfügbar.

Tab. 7-5 Ermittelter Quellterme nach Freisetzungskategorie
(Multiplikation **Tab. 7-2** mit **Tab. 7-4**)

chemische Gruppe	Quellterm [Bq]							
	RC 1	RC 2	RC 3	RC 4	RC 5	RC 6	RC 7	RC 8
Xe	3,83E+15	2,51E+15	3,87E+17	2,61E+15	4,50E+17	2,44E+15	2,29E+15	5,11E+17
Cs	3,81E+11	4,15E+11	6,84E+16	3,71E+11	6,70E+15	2,64E+11	3,99E+11	0,00E+00
Ba	7,07E+10	6,56E+10	1,21E+16	7,08E+10	1,69E+15	5,36E+10	7,28E+10	0,00E+00
I	2,91E+13	2,86E+12	4,51E+17	2,58E+12	4,91E+16	2,37E+12	2,67E+12	3,17E+15
Te	8,59E+11	8,18E+11	1,50E+17	7,31E+11	1,28E+16	5,71E+11	7,86E+11	0,00E+00
Ru	9,28E+09	8,56E+09	2,49E+15	7,28E+10	1,37E+14	5,91E+09	7,57E+09	0,00E+00
Mo	6,80E+11	7,59E+11	1,24E+17	6,62E+11	1,07E+16	4,55E+11	7,12E+11	0,00E+00
Ce	9,96E+05	8,42E+05	2,12E+11	7,74E+05	1,39E+10	6,71E+05	7,65E+05	0,00E+00
La	5,30E+05	4,40E+05	1,11E+11	4,07E+05	7,33E+09	3,51E+05	4,00E+05	0,00E+00

Tab. 7-6 Nuklidspezifische Freisetzungen [Bq] entsprechend der angegebenen Freisetzungswahrscheinlichkeiten unter der Annahme, dass sich die anteiligen Freisetzungen je Nuklidgruppe für jedes Einzelnuclid exakt gleich verhalten und entsprechend umrechnen lassen.

Nuklid	Kerninventar	Quellterm [Bq]							
		RC 1	RC 2	RC 3	RC 4	RC 5	RC 6	RC 7	RC 8
<i>Kr-85</i>	2,52E+15	1,21E+13	7,91E+12	1,22E+15	8,24E+12	1,42E+15	7,69E+12	7,23E+12	1,61E+15
<i>Kr-85m</i>	4,54E+16	2,18E+14	1,43E+14	2,20E+16	1,48E+14	2,56E+16	1,38E+14	1,30E+14	2,91E+16
<i>Kr-87</i>	9,04E+16	4,34E+14	2,84E+14	4,38E+16	2,96E+14	5,09E+16	2,76E+14	2,59E+14	5,79E+16
<i>Kr-88</i>	1,19E+17	5,71E+14	3,74E+14	5,77E+16	3,89E+14	6,70E+16	3,63E+14	3,42E+14	7,62E+16
<i>Xe-133</i>	3,31E+17	1,59E+15	1,04E+15	1,61E+17	1,08E+15	1,86E+17	1,01E+15	9,50E+14	2,12E+17
<i>Xe-135</i>	1,41E+17	6,77E+14	4,43E+14	6,84E+16	4,61E+14	7,94E+16	4,30E+14	4,05E+14	9,02E+16
<i>Xe-135m</i>	6,93E+16	3,33E+14	2,18E+14	3,36E+16	2,27E+14	3,90E+16	2,11E+14	1,99E+14	4,44E+16
Xe-Gruppe	3,83E+15	2,51E+15	3,87E+17	2,61E+15	4,50E+17	2,44E+15	2,29E+15	5,11E+17	
<i>Cs-134</i>	2,40E+16	5,14E+10	5,59E+10	9,22E+15	4,99E+10	9,02E+14	3,55E+10	5,38E+10	0,00E+00
<i>Cs-136</i>	7,77E+15	1,66E+10	1,81E+10	2,98E+15	1,62E+10	2,92E+14	1,15E+10	1,74E+10	0,00E+00
<i>Cs-137</i>	2,52E+16	5,39E+10	5,87E+10	9,68E+15	5,24E+10	9,48E+14	3,73E+10	5,64E+10	0,00E+00
<i>Rb-86</i>	2,07E+14	4,43E+08	4,82E+08	7,95E+13	4,31E+08	7,78E+12	3,06E+08	4,64E+08	0,00E+00
<i>Rb-88</i>	1,21E+17	2,59E+11	2,82E+11	4,65E+16	2,52E+11	4,55E+15	1,79E+11	2,71E+11	0,00E+00
Cs-Gruppe	3,81E+11	4,15E+11	6,84E+16	3,71E+11	6,70E+15	2,64E+11	3,99E+11	0,00E+00	
<i>Ba-139</i>	2,95E+17	1,71E+10	1,59E+10	2,93E+15	1,71E+10	4,10E+14	1,30E+10	1,76E+10	0,00E+00
<i>Ba-140</i>	2,85E+17	1,65E+10	1,53E+10	2,83E+15	1,66E+10	3,96E+14	1,25E+10	1,70E+10	0,00E+00
<i>Sr-89</i>	1,66E+17	9,63E+09	8,93E+09	1,65E+15	9,64E+09	2,31E+14	7,30E+09	9,91E+09	0,00E+00
<i>Sr-90</i>	1,94E+16	1,13E+09	1,04E+09	1,92E+14	1,13E+09	2,70E+13	8,54E+08	1,16E+09	0,00E+00
<i>Sr-91</i>	2,08E+17	1,21E+10	1,12E+10	2,06E+15	1,21E+10	2,89E+14	9,15E+09	1,24E+10	0,00E+00
<i>Sr-92</i>	2,22E+17	1,29E+10	1,19E+10	2,20E+15	1,29E+10	3,09E+14	9,77E+09	1,33E+10	0,00E+00
<i>Ba-137m</i>	2,39E+16	1,39E+09	1,29E+09	2,37E+14	1,39E+09	3,32E+13	1,05E+09	1,43E+09	0,00E+00
Ba-Gruppe	7,07E+10	6,56E+10	1,21E+16	7,08E+10	1,69E+15	5,36E+10	7,28E+10	0,00E+00	
<i>I-131</i>	1,58E+17	3,27E+12	3,22E+11	5,07E+16	2,91E+11	5,53E+15	2,67E+11	3,00E+11	3,57E+14
<i>I-132</i>	2,31E+17	4,78E+12	4,71E+11	7,42E+16	4,25E+11	8,09E+15	3,90E+11	4,39E+11	5,22E+14
<i>I-133</i>	3,30E+17	6,83E+12	6,73E+11	1,06E+17	6,07E+11	1,16E+16	5,58E+11	6,27E+11	7,46E+14
<i>I-134</i>	3,72E+17	7,70E+12	7,59E+11	1,19E+17	6,84E+11	1,30E+16	6,29E+11	7,07E+11	8,41E+14
<i>I-135</i>	3,13E+17	6,48E+12	6,39E+11	1,00E+17	5,76E+11	1,10E+16	5,29E+11	5,95E+11	7,07E+14
I-Gruppe	2,91E+13	2,86E+12	4,51E+17	2,58E+12	4,91E+16	2,37E+12	2,67E+12	3,17E+15	

Nuklid	Kern-inventar	Quellterm [Bq]							
		RC 1	RC 2	RC 3	RC 4	RC 5	RC 6	RC 7	RC 8
Te-127	1,40E+16	2,63E+10	2,51E+10	4,59E+15	2,24E+10	3,93E+14	1,75E+10	2,41E+10	0,00E+00
Te-127m	2,22E+15	4,17E+09	3,97E+09	7,28E+14	3,55E+09	6,24E+13	2,78E+09	3,82E+09	0,00E+00
Te-129	4,07E+16	7,65E+10	7,29E+10	1,33E+16	6,51E+10	1,14E+15	5,09E+10	7,00E+10	0,00E+00
Te-129m	7,01E+15	1,32E+10	1,25E+10	2,30E+15	1,12E+10	1,97E+14	8,76E+09	1,21E+10	0,00E+00
Te-131m	2,89E+16	5,43E+10	5,17E+10	9,48E+15	4,62E+10	8,12E+14	3,61E+10	4,97E+10	0,00E+00
Te-132	2,27E+17	4,27E+11	4,06E+11	7,45E+16	3,63E+11	6,38E+15	2,84E+11	3,90E+11	0,00E+00
Te-131	1,37E+17	2,58E+11	2,45E+11	4,49E+16	2,19E+11	3,85E+15	1,71E+11	2,36E+11	0,00E+00
Te-Gruppe		8,59E+11	8,18E+11	1,50E+17	7,31E+11	1,28E+16	5,71E+11	7,86E+11	0,00E+00
Rh-105	1,47E+17	1,46E+09	1,35E+09	3,91E+14	1,15E+10	2,16E+13	9,29E+08	1,19E+09	0,00E+00
Ru-103	2,35E+17	2,33E+09	2,15E+09	6,25E+14	1,83E+10	3,45E+13	1,49E+09	1,90E+09	0,00E+00
Ru-105	1,53E+17	1,52E+09	1,40E+09	4,07E+14	1,19E+10	2,25E+13	9,67E+08	1,24E+09	0,00E+00
Ru-106	8,05E+16	7,99E+08	7,37E+08	2,14E+14	6,27E+09	1,18E+13	5,09E+08	6,52E+08	0,00E+00
Rh-103m	2,33E+17	2,31E+09	2,13E+09	6,20E+14	1,82E+10	3,43E+13	1,47E+09	1,89E+09	0,00E+00
Rh-106	8,60E+16	8,54E+08	7,88E+08	2,29E+14	6,70E+09	1,26E+13	5,44E+08	6,97E+08	0,00E+00
Ru-Gruppe		9,28E+09	8,56E+09	2,49E+15	7,28E+10	1,37E+14	5,91E+09	7,57E+09	0,00E+00
Nb-95	2,08E+17	1,08E+11	1,20E+11	1,96E+16	1,05E+11	1,69E+15	7,22E+10	1,13E+11	0,00E+00
Co-58	5,07E+12	2,63E+06	2,94E+06	4,79E+11	2,56E+06	4,13E+10	1,76E+06	2,75E+06	0,00E+00
Co-60	2,33E+13	1,21E+07	1,35E+07	2,20E+12	1,18E+07	1,90E+11	8,09E+06	1,27E+07	0,00E+00
Mo-99	3,00E+17	1,56E+11	1,74E+11	2,83E+16	1,52E+11	2,44E+15	1,04E+11	1,63E+11	0,00E+00
Tc-99m	2,64E+17	1,37E+11	1,53E+11	2,49E+16	1,33E+11	2,15E+15	9,16E+10	1,43E+11	0,00E+00
Nb-97	2,77E+17	1,44E+11	1,60E+11	2,61E+16	1,40E+11	2,25E+15	9,61E+10	1,50E+11	0,00E+00
Nb-97m	2,62E+17	1,36E+11	1,52E+11	2,47E+16	1,32E+11	2,13E+15	9,09E+10	1,42E+11	0,00E+00
Mo-Gruppe		6,80E+11	7,59E+11	1,24E+17	6,62E+11	1,07E+16	4,55E+11	7,12E+11	0,00E+00
Ce-141	2,70E+17	6,29E+04	5,32E+04	1,34E+10	4,89E+04	8,80E+08	4,24E+04	4,83E+04	0,00E+00
Ce-143	2,55E+17	5,94E+04	5,02E+04	1,26E+10	4,62E+04	8,31E+08	4,00E+04	4,56E+04	0,00E+00
Ce-144	2,18E+17	5,08E+04	4,29E+04	1,08E+10	3,95E+04	7,11E+08	3,42E+04	3,90E+04	0,00E+00
Np-239	2,95E+18	6,87E+05	5,81E+05	1,46E+11	5,34E+05	9,62E+09	4,63E+05	5,28E+05	0,00E+00
Pu-238	4,99E+14	1,16E+02	9,83E+01	2,48E+07	9,03E+01	1,63E+06	7,83E+01	8,93E+01	0,00E+00
Pu-239	9,76E+13	2,27E+01	1,92E+01	4,84E+06	1,77E+01	3,18E+05	1,53E+01	1,75E+01	0,00E+00
Pu-240	1,08E+14	2,52E+01	2,13E+01	5,36E+06	1,95E+01	3,52E+05	1,70E+01	1,93E+01	0,00E+00
Pu-241	2,75E+16	6,41E+03	5,42E+03	1,36E+09	4,98E+03	8,97E+07	4,32E+03	4,92E+03	0,00E+00
Zr-95	2,79E+17	6,50E+04	5,50E+04	1,38E+10	5,05E+04	9,10E+08	4,38E+04	4,99E+04	0,00E+00
Zr-97	2,76E+17	6,43E+04	5,44E+04	1,37E+10	5,00E+04	9,00E+08	4,33E+04	4,94E+04	0,00E+00
Ce-Gruppe		9,96E+05	8,42E+05	2,12E+11	7,74E+05	1,39E+10	6,71E+05	7,65E+05	0,00E+00
Am-241	4,52E+13	1,07E+01	8,90E+00	2,24E+06	8,23E+00	1,48E+05	7,10E+00	8,09E+00	0,00E+00
Cm-242	8,29E+15	1,96E+03	1,63E+03	4,11E+08	1,51E+03	2,72E+07	1,30E+03	1,48E+03	0,00E+00
Cm-244	3,14E+14	7,44E+01	6,19E+01	1,56E+07	5,71E+01	1,03E+06	4,93E+01	5,62E+01	0,00E+00
La-140	2,92E+17	6,92E+04	5,75E+04	1,45E+10	5,31E+04	9,58E+08	4,58E+04	5,23E+04	0,00E+00
La-141	2,69E+17	6,38E+04	5,30E+04	1,33E+10	4,90E+04	8,82E+08	4,22E+04	4,82E+04	0,00E+00
La-142	2,60E+17	6,16E+04	5,12E+04	1,29E+10	4,73E+04	8,53E+08	4,08E+04	4,65E+04	0,00E+00
Nd-147	1,07E+17	2,54E+04	2,11E+04	5,31E+09	1,95E+04	3,51E+08	1,68E+04	1,92E+04	0,00E+00
Pr-143	2,49E+17	5,90E+04	4,91E+04	1,24E+10	4,53E+04	8,17E+08	3,91E+04	4,46E+04	0,00E+00
Y-90	1,98E+16	4,69E+03	3,90E+03	9,82E+08	3,60E+03	6,49E+07	3,11E+03	3,54E+03	0,00E+00
Y-91	2,12E+17	5,02E+04	4,18E+04	1,05E+10	3,86E+04	6,95E+08	3,33E+04	3,79E+04	0,00E+00
Y-92	2,24E+17	5,31E+04	4,41E+04	1,11E+10	4,08E+04	7,35E+08	3,52E+04	4,01E+04	0,00E+00
Y-93	2,50E+17	5,93E+04	4,93E+04	1,24E+10	4,55E+04	8,20E+08	3,93E+04	4,48E+04	0,00E+00
Y-91m	1,22E+17	2,89E+04	2,40E+04	6,05E+09	2,22E+04	4,00E+08	1,92E+04	2,18E+04	0,00E+00
Pr-144	2,19E+17	5,19E+04	4,31E+04	1,09E+10	3,99E+04	7,18E+08	3,44E+04	3,92E+04	0,00E+00
Pr-144m	2,58E+15	6,11E+02	5,08E+02	1,28E+08	4,70E+02	8,46E+06	4,05E+02	4,62E+02	0,00E+00
La-Gruppe		5,30E+05	4,40E+05	1,11E+11	4,07E+05	7,33E+09	3,51E+05	4,00E+05	0,00E+00
Gesamt-Quellterm		3,86E+15	2,51E+15	1,19E+18	2,62E+15	5,31E+17	2,44E+15	2,30E+15	5,14E+17

Entsprechend der Freisetzungskategorien sowie der Eintrittswahrscheinlichkeit und der zu erwartenden potenziellen Kollektivdosis je Ereignis hat NuScale potenzielle Jahreskollektivdosen ermittelt, die in Tab. 7-7 dargestellt sind.

Da Dosisabschätzungen stets standortspezifisch sind, wurde für die hier gemachten Berechnungen eine fiktive Anlage am Standort Surry, Virginia angenommen. Mit eingeflossen ist die potenzielle Bevölkerung im Jahr 2060 sowie meteorologische und ökonomische Daten. Zusammen mit den Daten zum Kerninventar (Tab. 7-1, Abb. 7.14) ließen sich so die genannten Werte ermitteln.

Tab. 7-7 Eintrittswahrscheinlichkeiten und potenzielle Jahreskollektivdosen je Freisetzungskategorie am Standort Surry /NUS 03/, Table B-27

Freisetzungskategorie (RC)	Ereignisfrequenz/ Jahr	pot. Kollektivdosis je Ereignis [pers.Sv/Ereignis]	gewichtete potenzielle Kollektivdosis pro Jahr [pers.Sv/Jahr]*
1	2,15E-11	3,16E-01	6,80E-12
2	1,06E-12	2,29E-01	2,43E-13
3	1,79E-11	1,21E+04	2,16E-07
4	2,44E-09	2,06E-01	5,03E-10
5	1,39E-13	2,36E+03	3,27E-10
6	2,06E-10	1,50E-01	3,09E-11
7	2,70E-10	2,20E-01	5,94E-11
8	1,05E-06	7,57E+00	7,95E-06
Summe Σ	1,05E-06	-	8,17E-06

Weiterhin wurde eine Sensitivitätsanalyse durchgeführt, bei der verschiedene, für den Standort Surry spezifische, Faktoren angepasst wurden. Insgesamt wurden elf Einflussfaktoren (Sensitivity Cases) analysiert. Die Ergebnisse können in Anhang B, Unterkapitel B.3 /NUS 03/, eingesehen werden.

7.4.4 Notfallplanungszonen

NuScale Power reichte im Dezember 2015 das Dokument „Methodology for Establishing the Technical Basis for Plume Exposure Emergency Planning Zones at NuScale Small Modular Reactor Plant Sites“ bei der NRC ein, um wissenschaftlich-technische Grundlagen und Anforderungen an die Notfallplanungszone (EPZ, Emergency Planning Zone) abzustimmen /EPZ 15/. Im März 2018 folgte die erste Revision des Dokumentes /EPZ 18/. Da weite Teile des Berichts auf Grund sicherheitstechnisch sensibler

Informationen nicht öffentlich zugänglich sind, wird hier lediglich die Zusammenfassung des öffentlichen Berichts (Rev.1) wiedergegeben.

NuScale führt aus, dass es für die 10-Meilen-Regel der „Plume Exposure Pathway EPZ“ bereits Ausnahmen für Reaktoren mit einer Leistung $< 250 \text{ MW}_{\text{th}}$ gebe. Hier werde der Einzelfall individuell bewertet. Darüber hinaus befindet sich die NRC zurzeit in der Erstellung zum „Rulemaking for Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies: Regulatory Basis“ /NRC 17/. Hierzu möchte NuScale mit seiner Methodik zur Ermittlung der technischen Grundlagen bei der Ermittlung geeigneter „Plume Exposure Pathway EPZs“ beitragen. Bei der Entwicklung der Methodik stützt sich der SMR-Entwickler auf das Whitepaper der NEI aus dem Jahr 2013 /NEI 13/. Außerdem werden Konzepte der ursprünglichen, generischen EPZ-Größenabschätzung aus dem Jahr 1978 berücksichtigt /EPZ 78/, bei der dosisbasierte Abschätzungen und Konsequenzen im Vordergrund standen. NuScale hat die Methodik mit spezifischen Daten aus den probabilistischen Sicherheitsanalysen und der Analyse schwerer Unfälle ergänzt. Die Methodik lässt sich auf EVI- (Einwirkung von Innen), und EVA-Ereignisse sowie alle Betriebs- und Leistungszustände der Anlage anwenden. In den Betrachtungen werden sowohl Unfälle unter Beteiligung eines NPMs, sowie mehrerer Module betrachtet. In Abb. 7.15 ist NuScales Methodik zur Ermittlung des EPZ-Radius dargestellt.

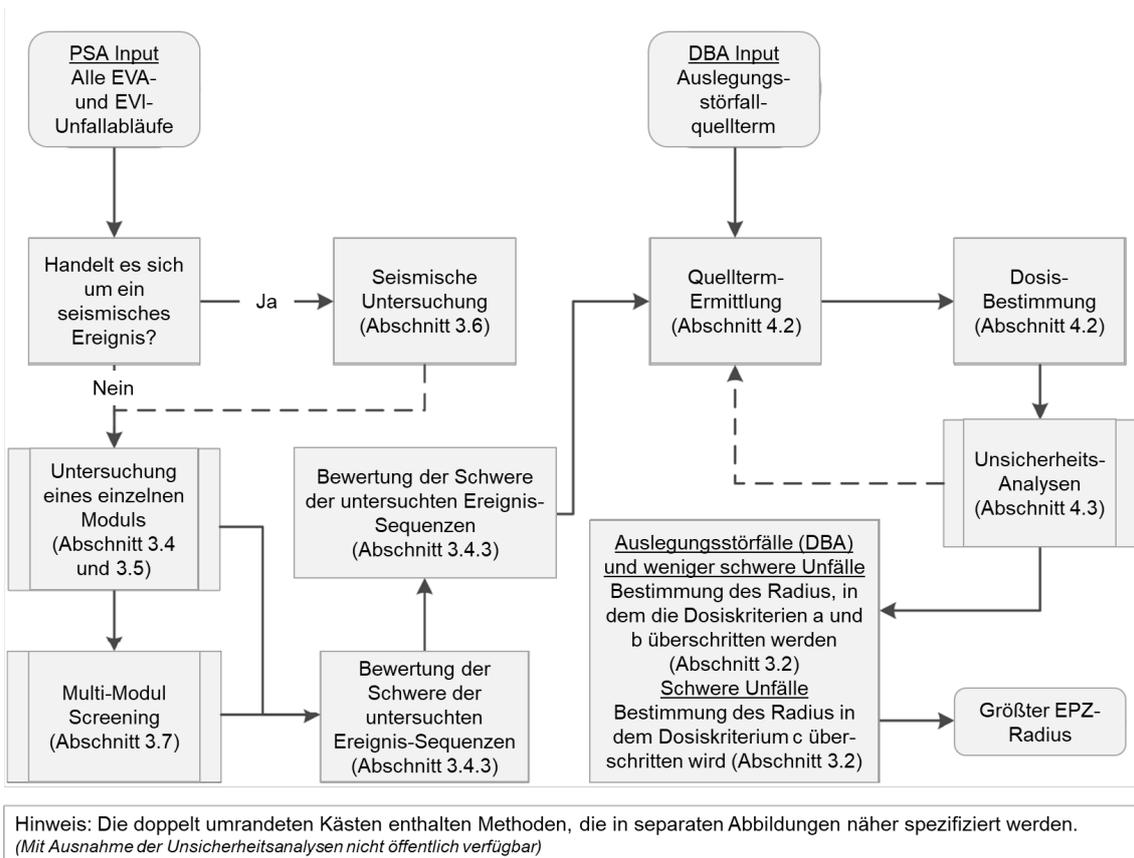


Abb. 7.15 NuScales Methodik zur Bestimmung des EPZ-Radius /EPZ 18/

Abschließend stellt NuScale fest, dass zwar auf /NEI 13/ und /EPZ 78/ zurückgegriffen wurde, sich NuScales Methodik jedoch in drei wesentlichen Punkten abhebe:

- NuScale hat einen Design-spezifischen Ansatz entwickelt, der Erkenntnisse aus der PSA (Probabilistische Sicherheitsanalyse) mit einbezieht.
- Die internationale Wissensbasis zu schweren Unfällen sowie Analysemethoden, die seit der Formulierung der ursprünglichen EPZ-Bemessung /EPZ 78/ aufgebaut und entwickelt wurden, finden Eingang in NuScales Methodik.
- NuScales Methodik ist umfassend und Ergebnisse sind reproduzierbar.

Darüber hinaus greift NuScale auf den Erfahrungsschatz durchgeführter PSAs der letzten Dekaden zurück und kann so mittels risikoorientierter Methoden geeignete Unfallsequenzen zur EPZ-Bemessung auswählen. Neben PSA-Informationen umfasst dieser risikoorientierte Ansatz auch deterministische Defense-in-Depth (DiD)-Analysen zur Unfallmitigation bei der Methodik zur EPZ-Bemessung.

Mit dem Licensing Topical Report /EPZ 18/ verfolgt NuScale Power das Ziel, von der US NRC im Rahmen des Final Safety Evaluation Reports (FSER) die Genehmigung zur Anwendung der entwickelten anlagenspezifischen Methodik zu erhalten. Dazu gehören

- die Feststellung, dass die vorgeschlagene Methodik zur Bestimmung der „Plume Exposure EPZ“, gestützt durch auslegungsspezifische Informationen und vom Antragssteller (COL, Combined License, kombinierte Bau- und Betriebsgenehmigung) entsprechend umgesetzt, einen akzeptablen Weg zur EPZ-Bemessung der NuScale-Anlage darstellt;
- die Identifikation von Unklarheiten und Themen, welche vor Bewilligung der COL gelöst werden müssen.

Im Oktober 2022 wurde NuScales Methodik von der US NRC akzeptiert und kann nun auch bei anstehenden Genehmigungsverfahren zur Errichtung von NuScale-Reaktoranlagen verwendet werden. /WNN 22c/

7.5 Diskussion des Gefährdungspotentials des Siedewasserreaktors BWRX-300

7.5.1 Radioaktives Kerninventar

Die Brennelementauslegung des BWRX-300 entspricht jener der anderen Siedewasserreaktoren von GE Hitachi. Die aktuelle Brennelementauslegung entspricht dem GNF-2 Typ und besteht aus einer 10x10 Anordnung von 78 Brennstäben voller Länge, 14 Stäben in Teillänge (etwa 2/3 der aktiven Kernlänge von 3,8 m) und zwei zentralen Wasserkanälen. Der Reaktorkern wird aus 240 Brennelementen zusammengesetzt. Die Anreicherung des Brennstoffes beträgt im Durchschnitt 3,4 % ²³⁵U mit einer Maximalanreicherung von 4,95 % ²³⁵U. Gadoliniumoxid wird als abbrennbares Neutronengift eingesetzt. Als Hüllrohrwerkstoff ist Zircaloy-2 vorgesehen. Innerhalb der Zykluslänge, die zwischen 12 und 24 Monaten variieren kann, soll der Maximalabbrand 63 MWd/kgHM betragen /GEH 19/. Bei einem Brennelementwechsel nach dieser Zeit werden zwischen 15 und 25% der Brennelemente durch frischen Brennstoff ersetzt. Zur Leistungssteuerung kommen kreuzförmige Abschaltelemente (B₄C oder Hf) zum Einsatz, die von unten in den Kern eingefahren werden können. Zur Notabschaltung (ATWS-Störfall, Anticipated Transient Without Scram) kann ein flüssiger Neutronenabsorber in den Kern injiziert

werden, um den Reaktor aus dem Volleleistungsbetrieb in den Betriebszustand unterkritisch kalt zu überführen.

7.5.2 Auslegungsstörfälle

Zur Vermeidung von unerwünschten Anlagenzuständen setzt GEH bei der Auslegung des BWRX-300 auf großzügig dimensionierte Strukturvolumina und Wasserinventare. Die Sicherheitsphilosophie des BWRX-300 besteht aus einer Kombination aus aktiven und passiven Systemen zur Unfallmitigation und Beherrschung. Das sogenannte gestaffelte Sicherheitskonzept (DiD) ist mehrstufig aufgebaut. In der ersten Stufe („first line of defense“) werden strenge Regeln bei der Anlagenkonstruktion umgesetzt. Die zweite Stufe beinhaltet die Fähigkeiten der Betriebssysteme Transienten zu beherrschen, etwa durch drehzahlgeregelte Speisewasserpumpen und Steuerstabantriebspumpen hoher Leistung sowie die 6,6 kV Notstromversorgung („plant investment protection buses“) der Anlage. In der dritten Stufe sind schließlich die Sicherheitssysteme passiv ausgelegt, um das Vertrauen in die Anlage zur Bewältigung von Störungen und Unfällen zu stärken /GEH 19/.

Das erste passive Sicherheitssystem, die Isolation Condenser, wurde bereits in Kapitel 7.1.2 beschrieben. Das zweite passive Kühlsystem ist das Passive Containment Cooling System, welches überschüssige Wärmeenergie aus dem trockenen Containment (Primary Containment Vessel) über mehrere unabhängige Wärmetauscher in das offene Reaktorbecken oberhalb des Reaktors abführt. Das Passive Containment Cooling System ist als geschlossenes „ready standby“ System ausgelegt und benötigt somit keinerlei externe Aktivierung /GEH 19/.

In Abb. 7.16 ist das DiD-Konzept des BWRX-300 zur Sicherstellung der Schutzziele (Fundamental Safety Functions) Reaktivitätskontrolle, Brennstoffkühlung, Wärmeabfuhr und Einschluss radioaktiver Stoffe dargestellt.

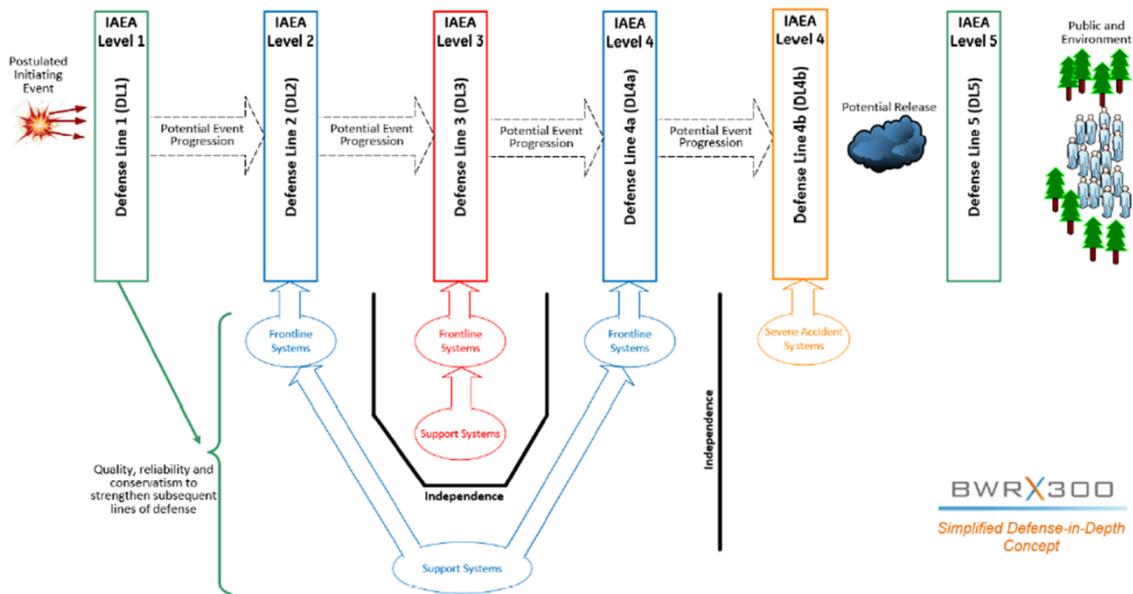


Abb. 7.16 Defense-in-Depth Aufbau des BWRX-300 /GEH 19/

7.5.3 Unfälle mit Kernschaden

Unter Anwendung des DiD Konzeptes gibt GEH die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency) resultierend aus internen Ereignissen mit 10^{-7} /Jahr und die Wahrscheinlichkeit einer großen Freisetzung mit $< 10^{-8}$ /Jahr an /GEH 19/.

Zur Beherrschung schwerer Unfälle verfügt der BWRX-300 über Systeme zur gefilterten Druckentlastung des Containments und ein Wechselstrom-unabhängiges System zum Wasserersatz. Im Reaktordruckbehälter kommt ein System zur in-vessel retention, also der Schmelzerückhaltung zum Einsatz, darüber hinaus ist das trockene Containment mit einer Ausbreitungsfläche ausgerüstet, in dem sich das ausgetretene Coriums großflächig verteilen kann und somit die Abkühlung beschleunigt. /GEH 19/

Da der BWRX-300 nicht auf eine Wechselstromversorgung angewiesen ist und sich die Notwärmesenke (IC-Pools, Reaktorbecken) innerhalb des gegen Erdbeben ausgelegten Reaktorgebäudes befindet, sieht GEH seinen SMR als sehr widerstandsfähig gegen Einwirkungen von außen an /GEH 19/. Bei der Anlagenauslegung wurden die bereits durchgeführten und von der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde genehmigten PSAs für den ASBWR und ESBWR ebenfalls herangezogen.

Zur Beherrschung auslegungsüberschreitender externer Ereignisse wie etwa dem auslegungsüberschreitenden Erdbeben oder Überflutungsereignissen, hat GEH

Maßnahmen des „Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide“ des Nuclear Energy Institute /NEI 12/ auf der Sicherheitsebene 4b umgesetzt (siehe Abb. 7.17). Diese adressieren insbesondere Herausforderungen, welche ein Verlust der externen Stromversorgung und der Notwärmesenke mit sich bringen und beinhalten /GEH 19/:

- Mobiles Equipment zur Bereitstellung von Strom und Wasser zur Sicherstellung oder Wiederherstellung der Systeme zum Schutzzielerhalt aller Reaktoren auf dem Anlagengelände.
- Angemessene Bereitstellung und Schutz mobilen Equipments zur Beherrschung auslegungsüberschreitender externer Ereignisse am Anlagenstandort.
- Verfahren und Anleitungen zur Umsetzung der entsprechenden Strategien.
- Programmatische Kontrollen, die die kontinuierliche Durchführbarkeit und Zuverlässigkeit der verschiedenen Strategien gewährleisten.

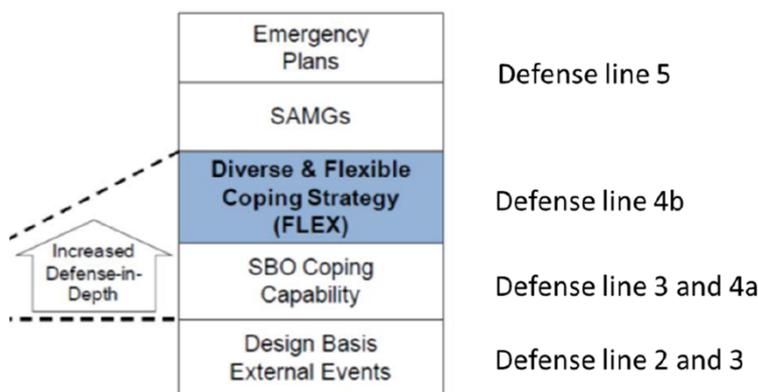


Abb. 7.17 FLEX-Strategie im DiD-Konzept des BWRX-300 /GEH 19/

7.5.4 Notfallplanungszonen

GEH sieht für seinen BWRX-300 Reaktor als EPZ einen Radius von 1 km vor. Durch die unterirdische Bauweise des Reaktors strebt der Konzern darüber hinaus an, dass außerhalb des Anlagengeländes keine Evakuierungen notwendig werden sollten /GEH 19/.

Das konkrete Sicherheitskonzept des BWRX-300 ist nicht öffentlich einsehbar. Unter dem Aspekt des physischen Schutzes sind sämtliche unverzichtbaren Systeme und Einrichtungen innerhalb des Bereichs mit eingeschränktem Zutritt verortet. Der Großteil befindet sich innerhalb des Kontrollbereichs, welcher während des Anlagenbetriebs unzugänglich ist. Entsprechend den Grundsätzen von Redundanz und physischer Trennung

wird die Anlagensicherheit zusätzlich erhöht, da mehrere sicherheitstechnisch wichtige technische Einrichtungen kompromittiert werden müssten, um eine effektive Sabotage herbeizuführen. Alle unverzichtbaren Systeme und Komponenten sind in Bereichen verstärkter Betonstrukturen mit nur wenigen durch den Objektschutz überwachten Zutrittspunkten verortet, viele davon unterhalb des Erdbodens /GEH 19/.

8 Zusammenfassung

In diesem Vorhaben wurden für insgesamt vier verschiedene Referenzszenarien und einen von Referenzszenarien unabhängigen kerntechnischen Anlagentyp mögliche Quellterme erarbeitet und deren Bandbreiten analysiert mit dem weiterführenden Ziel, Notfallszenarien bezüglich des Gefährdungspotentials zu untersuchen, um eine belastbare Basis für nötige Schutzmaßnahmen zu entwickeln.

Zu Beginn des Vorhabens wurden generische Kriterien zur Erstellung von repräsentativen Quelltermen erarbeitet, um mögliche Bandbreiten von Quelltermen aufstellen und im Hinblick auf verschiedene Unfallszenarien vergleichend beschreiben zu können.

Die Kriterien wurden bei der Aufstellung von Quelltermen bzw. möglichen Quelltermbandbreiten für die betrachteten Szenarien bzw. Anlagen herangezogen und szenarienspezifisch beurteilt.

Im Einzelnen wurden betrachtet

- das Kernkraftwerk Temelín als exemplarische Auswahl für das Referenzszenario „Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze (Referenzszenario S2)“
- mögliche Unfallszenarien beim Transport von radioaktiven Stoffen im Inland und im grenznahen Ausland (Referenzszenario S7)
- Notfälle im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen („Ein Notfall beim Umgang mit radioaktiven Stoffen wie hochradioaktiven Strahlenquellen kann nicht ausgeschlossen werden oder ist eingetreten oder ein Ereignis im Zusammenhang mit vagabundierenden Strahlenquellen ist eingetreten“ – Referenzszenario S8);
- Unfallszenarien mit Satelliten oder Raumfahrzeugen, die über Radionuklidinventar verfügen (Referenzszenario S9).
- Gefährdungspotentiale von modularen Reaktoren mit geringerer Leistung, sogenannten Small Modular Reactors (SMR), im Hinblick auf den anlagenexternen Notfallschutz auf der Basis möglicher Freisetzungsszenarien mit entsprechenden Quelltermangaben

9 Literaturverzeichnis

- /ADR 19/ Anlage zur Bekanntmachung der Neufassung der Anlagen A und B des Europäischen Übereinkommens vom 30. September 1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) (ADR 2019) in der Fassung vom 30. September 1957, zuletzt geändert 19. Juli 2019 (BGBl. II, Anlagenband 2019, Nr. 14).
- /ALL 00/ Allen, J. T., Atkinson, G., Thyer, A. M.: RELEASE FRACTIONS FOR RADIOACTIVE SOURCES IN FIRES, FS/99/19. Hrsg.: Health and Safety Laboratory, Health and Safety Executive, 27 S., Juli 2000.
- /BAS 21a/ BASE: Behälterzulassungen /Anerkennungen. Stand vom 23. November 2021, erreichbar unter https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/behaelterzulassungen/zulassungen/zulassungen_node.html, abgerufen am 23. November 2021.
- /BAS 21b/ BASE: Zahlen und Fakten. Stand vom 14. Dezember 2021, erreichbar unter https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/transporte/fakten/fakten_node.html, abgerufen am 14. Dezember 2021.
- /BAY 22a/ Bayerisches Staatsministerium für Ernährung, Landwirtschaft und Forsten (StmELF): Waldbrand. Stand vom 31. Mai 2022, erreichbar unter <https://www.stmelf.bayern.de/wald/waldschutz/waldbrand/index.php>, abgerufen am 31. Mai 2022.
- /BAY 22b/ Bayerische Landesanstalt für Wald und Forstwirtschaft (LWF): Entwicklung der Waldbrandgefahr in Bayern. Hrsg.: Forstliche Versuchs- und Forschungsanstalt Baden-Württemberg (FVA), Bayerische Landesanstalt für Wald und Forstwirtschaft (LWF), Bundesforschungszentrum für Wald (BFW), Eidg. Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft (WSL), LWF aktuell, Stand vom 13. April 2022, erreichbar unter <https://www.waldwissen.net/de/waldwirtschaft/schadensmanagement/waldbrand/entwicklung-der-waldbrandgefahr-in-bayern>, abgerufen am 31. Mai 2022.
- /BEL 21/ Belles, R. J., Key reactor system components in integral pressurized water reactors (iPWRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of

Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 95-115

- /BEN 06/ Bennet, G. L.: Space Nuclear Power: Opening the Final Frontier. 4th International Energy Conversion Engineering Conference and Exhibit (IECEC), 2006.
- /BER 17/ bertin GmbH: SaphyGATE G, Portalmonitor zur radiologischen Kontrolle von Fahrzeugen & Ladungen. 2 S., Oktober 2017.
- /BfS 20/ Bundesamt für Strahlenschutz: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung - Jahresbericht 2019. Hrsg.: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU), Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 371 S., Dezember 2020.
- /BfS 22/ Bundesamt für Strahlenschutz: Umweltkontaminationen und weitere Folgen des Reaktorunfalls von Tschernobyl. Hrsg.: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Stand vom 12. April 2022, erreichbar unter <https://www.bfs.de/DE/themen/ion/notfallschutz/notfall/tschernobyl/umweltfolgen.html#doc6055566bodyText3>, abgerufen am 30. Mai 2022.
- /BFS 12/ Motzkus, K.-H., Häusler, U., Dollan, R.: Wissenswertes über hochradioaktive Strahlenquellen, Fachbereich Strahlenschutz und Gesundheit. Hrsg.: BfS, urn:nbn:de:0221-2012112610240, 60 S., November 2012.
- /BFS 13/ Czarwinski, R., Dollan, R., Häusler, U.: German Regulatory System - HRQ. Präsentation, BfS, International Conference on the Safety and Security of Radioactive Sources, IAEA: Abu Dhabi, Vereinigte Arabische Emirate, 27. Oktober 2013.
- /BFS 19a/ Bundesamt für Strahlenschutz: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung - Jahresbericht 2018. Hrsg.: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU), 368 S., Dezember 2019.
- /BFS 19b/ BfS: Sicherheit von radioaktiven Strahlenquellen in Deutschland. Stand vom 1. Juli 2019, erreichbar unter <https://www.bfs.de/DE/themen/ion/>

anwendung-alltag/strahlenquellen/strahlenquellen_node.html, abgerufen am 19. August 2021.

- /BLA 21/ Black, G. et al., Small modular reactor (SMR) adoption: Opportunities and challenges for emerging markets. In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 557–593
- /BMU 22/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) (Hrsg.): Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresbericht 2019. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), April 2022.
- /BMV 13/ Bundesministerium für Verkehr, Bau und Stadtentwicklung (BMVBS) (Hrsg.): Die Beförderung radioaktiver Stoffe. 18. Aufl.: Bonn, 2013.
- /BUC 15/ Buchholz, S. et al., Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR), Abschlussbericht (GRS-376). GRS gGmbH. Köln, Mai 2015,
- /BUD 93/ Buden, D.: Summary of space nuclear reactor power systems (1983-1992). 69 S.: Albuquerque, NM, 1993.
- /BUR 02/ Burkart, K., Haug, T., Hefner, A., Jahn, S.-G., Korn, H., Neu, A., Otto, R.: Radioaktivität und Strahlung, Grenzwerte und Richtwerte. Hrsg.: Fachverband für Strahlenschutz (FS), 77 S., Juli 2002.
- /CEU 14/ Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom (Richtlinie 2013/59/Euratom) in der Fassung vom 5. Dezember 2013 (Amtsblatt der Europäischen Union), zuletzt geändert 17. Januar 2014 (Amtsblatt der Europäischen Union 2014, Nr. L 13, S. 1–73).

- /CEZ 12/ CEZ: Temelín NPP Stress tests, Final Report. 229 S., erreichbar unter <https://www.cez.cz/edee/content/file/pro-media-2012/02-unor/final-report-st-ete.pdf>, Stand von 2012.
- /CFP 22/ Carbon Free Power Project, UAMPS, <https://www.uamps.com/Carbon-Free>
- /CHE 04/ Cherubini, M.: Comparison between PSB and VVER 1000 Steam generator modelling, DIMNP University of Pisa Italy. 2004.
- /CNS 20/ US NRC, Office of Nuclear Reactor Regulation, The United States of America Eight National Report for the Convention on Nuclear Safety, NUREG-1650, Rev.7
- /COR 69/ Corliss, W. R.: SNAP Nuclear Space Reactors. U.S. Atomic Energy Commission, 1969.
- /CZA 18/ Czarwinski, R., Häusler, U.: Übersicht über die besonderen Vorkommnisse mit ionisierender Strahlung in Deutschland (2005 - 2016). Hrsg.: Fachverband für Strahlenschutz e. V. (FS), 7 S., Februar 2018.
- /DIN 90/ DIN: Berechnung der Nachzerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren, nichtrezyklierte Kernbrennstoffe, deutsche Norm. DIN 25463:1990, 1990.
- /DOE 94/ U.S. Department of Energy (DOE) (Hrsg.): Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities, Volume I - Analysis of Experimental Data. DOE Handbook, DOE-HDBK-3010-94, 359 S.: Washington, DC, Dezember 1994.
- /EAN 09/ Drouet, F., Crouail, P.: The management of the Co-60 contamination in lift buttons in European countries. European ALARA Network, Stand vom 21. September 2009, erreichbar unter <https://www.eu-alara.net/index.php/activities/sub-networks-and-working-groups/16-articles-newsletter/issue-25-october-2009/206-co-60.html>, abgerufen am 26. Oktober 2021.
- /ECK 16/ Eckert & Ziegler Strahlen- und Medizintechnik AG: ISO Classification. Stand vom 3. März 2022, erreichbar unter <https://www.ezag.com/home/>

products/isotope_products/isotrak_calibration_sources/general_technical_information/iso_classification/, abgerufen am 3. März 2022.

- /ENG 17/ 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

- /EPZ 18/ NuScale Power, Licensing Topical Report TR-0915-17772, Methodology for Establishing the Technical Basis for Plume Exposure Emergency Planning Zones at NuScale Small Modular Reactor Plant Sites, Rev.1, 12. März 2018, NRC Dokument ML18071A354

- /EPZ 78/ US NRC, Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans, NUREG-0396

- /ESC 93/ Escó, R., López, P., Bellosta, R., Baquedano, J. E., Mateo, P.: Accidental overirradiation syndrome. Radiotherapy and Oncology, Bd. 28, Nr. 2, S. 177–178, DOI 10.1016/0167-8140(93)90012-W, 1993.

- /EVA 14/ Evangeliou, N., Balkanski, Y., Cozic, A., Hao, W. M., Møller, A. P.: Wildfires in Chernobyl-contaminated forests and risks to the population and the environment: a new nuclear disaster about to happen? Environment international, Bd. 73, S. 346–358, DOI 10.1016/j.envint.2014.08.012, 2014.

- /FOR 97/ Forsberg, C., Kress, T., Underground Reactor Containments: An Option for the Future?, Prepared for Presentation at the 2nd International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety (CONF-970649-3), 18.02.1997

- /GEH 02/ GE Hitachi Nuclear Energy (GEH), BWRX-300 Fact Sheet, GEA34170A (01/2020)

- /GEH 19/ GE-Hitachi, Status Report – BWRX-300, 30. September 2019, ARIS-Datenbank der IAEA

- /GEH 20a/ „GE Hitachi Progresses Vendor Design Review in Canada for BWRX-300 Small Modular Reactor“, GE Newsroom, 26. Februar 2020,

- /GEH 20b/ „GE Hitachi Nuclear Energy Begins NRC Licensing Process for BWRX-300 Small Modular Reactor“ GE Newsroom, 30. Januar 2020,
- /GEH 21/ GE Hitachi, <https://nuclear.gepower.com/build-a-plant/products/nuclear-power-plants-overview/bwrx-300>
- /GES 93/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerkes Stendal, Block A, vom Typ WWER-1000/W-320. GRS-99, 495 S., ISBN 3-923875-49-5, GRS: Köln, Garching b. München, Berlin, Mai 1993.
- /GIF 14/ Generation IV International Forum (2014). Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems. Generation IV International Forum, Januar 2014. https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-2013
- /GIF 21/ Gen IV International Forum, Annual Report 2021
- /GIF 21a/ Gen IV International Forum, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9353/systems
- /GLA 14/ Glaser, A., Small Modular Reactors, Technology and Deployment Choices. Briefing for the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). Rockville, Maryland, 05.11.2014
- /GNS 19/ GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: Produktinfo - MOSAIK, Transport- und Lagerbehälter für MAW. 2 S., erreichbar unter <https://www.gns.de/language=de/21620/mosaik>, abgerufen am 29. November 2021.
- /GRS 07/ Mester, W., Moser, F. E.: Besondere Vorkommnisse in ausländischen Kernbrennstoffversorgungsanlagen und Forschungszentren im Zeitraum 2005 - 2006, GRS-A-3383. Hrsg.: GRS gGmbH, GRS-A, Nr. 3383, 144 S., Juli 2007.
- /GRS 08/ F.-N. Sentuc, G. Schwarz: Erfassung, Bewertung und Fortentwicklung der sicheren Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2497 (Arbeitspunkt 3): Erfassung und Analyse der Strahlenexpositionen

des Transportpersonals und der Bevölkerung beim normalen Transport von radiographischen und sonstigen Strahlenquellen (Teil A), Zusammenfassende Bewertung der Transportsicherheit in Deutschland (Teil B). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3378/III a, Januar 2008.

- /GRS 10/ Sentuc, F.-N., Brücher, W., Büttner, U., Fett, H.-J., Lange, F., Martens, R., Schmitz, B. M., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-256, 190 S., ISBN 978-3-939355-31-1: Köln, 2010.
- /GRS 13/ Mester, W., Moser, F. E., Geupel, S.: Besondere Vorkommnisse in ausländischen Kernbrennstoffversorgungsanlagen und Forschungszentren im Zeitraum 2011 - 2012. GRS-A, Nr. 3712, 232 S., Juni 2013.
- /GRS 14a/ Eberhardt, H., Eich, P., Sentuc, F.-N.: Untersuchungen zur Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Teil 3: Abdeckungsgrad der Prüfbedingungen für Versandstücke, Abschlussbericht zum Arbeitspaket 3. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-363: Köln, August 2014.
- /GRS 14b/ Büttner, U., Löffler, H., Mildenerger, O., Sogalla, M.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen, Ergänzende Angaben zur Auswahl von Übungsszenarien, Bericht zum Vorhaben 3611S60006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 51 S.: Köln, November 2014.
- /GRS 17/ Richter, C., Forell, B., Sentuc, F.-N.: Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht, Arbeitspaket 3. GRS-Bericht, GRS-482, 90 S., ISBN 978-3-946607-66-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Oktober 2017.
- /GRS 20/ Filby, A., Günther, A.: Weiterentwicklung von Modellen zur Berechnung der Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum

Vorhaben 4717E03370, Arbeitspaket 4. Hrsg.: GRS gGmbH: Köln, September 2020.

- /GRS 22/ Holbein, S., Mühr-Ebert, E., Petermann, I.: Identifikation von Freisetzungsmechanismen und Ereignissen, für die tieferes wissenschaftliches Interesse an theoretischen Möglichkeiten für die schnelle und umfassende Lagebewertung besteht, GRS - 666. Hrsg.: GRS gGmbH, 118 S., März 2022.
- /HEI 12/ Heinzl-Große, S., Löffler, C., Jonas, R., Schumacher, P., Küppers, C., Ustohalova, V.: Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines KKW befindenden Inventare (außer Kerninventar) als Input für das Entscheidungshilfesystem RODOS -, Vorhaben 3608S06006. Hrsg.: BfS, TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG, Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, 118 S.: Salzgitter, November 2012.
- /HOL 15a/ Holcomb, D.; Molten Salt Reactors Today, Status & Challenges. Work-shop on MSR Technologies – Commemorating the 50th Anniversary of the Startup of the MSRE. U.S. Department of Energy. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 15.10.2015
- /HOL 15b/ Holm, E., Rääf, C., Rabesiranana, N., Garcia-Tenorio, R., Chamizo, E.: FALLOUT OF 3X-238 OVER MADAGASCAR FOLLOWING THE SNAP 9A SATELLITE FAILURE. Environmental Radiochemical Analysis V, 2015.
- /IAE 95a/ IAEA: Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Accident Progression, Containment Analysis and Estimation of Accident Source Terms. 1995.
- /IAE 95b/ IAEA: Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2). 1995.
- /IAE 02/ International Atomic Energy Agency: The Radiological accident in Samut Prakarn. 52 S., ISBN 9201109024: Vienna, 2002.
- /IAE 03/ External Events excluding earthquakes in the design of nuclear power plants (Standard Safety Series No. NS-G-1.5), IAEA, Vienna, Austria, 2003

- /IAE 07a/ Internationale Atom Energie Organisation (IAEO) (Hrsg.): Identification of Radioactive Sources and Devices, Technical Guidance Reference Manual, STI/PUB/1278. IAEA, IAEA Nuclear Security Series, Nr. 5, 154 S.: Wien, Österreich, September 2007.
- /IAE 07b/ Liquid Metal Cooled Reactors: Experience in Design and Operation (IAEA-TECDOC-1569). IAEA, Vienna, Austria, 2007
- /IAE 09/ IAEA: The radiological accident in Nueva Aldea. Internationale Atomenergie-Organisation, STI/PUB, Bd. 1389, STI/PUB/1389, 101 S., ISBN 9789201030092: Vienna, 2009.
- /IAE 19/ Site Evaluation for Nuclear Installations (Specific Safety Requirements, No. SSR-1). IAEA, Vienna, Austria, 2019,
- /IAE 22/ Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) (Hrsg.): Power Reactor Information System (PRIS), The Database on Nuclear Power Reactors. Erreichbar unter <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>, Stand von 2022.
- /IAEA 88/ International Atomic Energy Agency (IAEA): The Radiological Accident in Goiânia. IAEA Non-serial Publications, STI/PUB/815, 132 S., ISBN 92-0-129088-8: Vienna, 1988.
- /IAEA 05/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Categorization of Radioactive Sources, Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. RS-G-1.9: Vienna, August 2005.
- /IAEA 06/ MacKenzie, C.: IAEA Bulletin Volume 47, No.2 - Reducing the Risk from Radioactive sources. Hrsg.: IAEA, IAEA Bulletin, Nr. 2, 47. Aufl., 3 S.: Wien, Österreich, März 2006.
- /IAEA 15/ IAEA (Hrsg.): Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, General Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, v.GSR Part 7, 136 S., ISBN 978-92-0-105715-0, DOI IAEA: Vienna, 2015.

- /IAEA 18/ IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards, SSR-6, 190 S.: Vienna, Austria, 2018.
- /IAEA 19/ IAEA: Hazard Categorization, including the definition and use of D-values, GSR Part 7, Requirement 4. Präsentation, INS-IAEA Workshop on Radiation Safety and Emergency Response in the Medical or Industrial Use of Radiation: Daejeon, Südkorea, 10. Juni 2019.
- /ING 15/ Ingersoll, D. T. et al., Can Nuclear Power and Renewables be Friends?, Proceedings of ICAPP 2015, Paper 15555
- /IRS 07/ IRSN: Booklet: Transport of radioactive materials. Bd. 2007, 2007.
- /IRS 15/ Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2015). Review of Generation IV Nuclear Energy Systems. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, April 2015,
- /ISO 92/ International Organization for Standardization (ISO): Radiation Protection - Sealed Radioactive Sources - Leak Test Methods. 9978:1992-02, ISO 9978:1992(E), 18 S., 1992.
- /ISO 99/ International Organization for Standardization (ISO): Radiation protection - Sealed radioactive sources - General requirements and classification., ISO 2919. International Standard, 2. Aufl., 25 S.: Genf, Schweiz, 15. Februar 1999.
- /JIA 19/ Jiang, S. et al., A review of pebble flow study for pebble bed high temperature gas-cooled reactor, Experimental and Computational Multiphase Flow 1(3): 1-18, 2019
- /KOW 20/ Kowalik, M.: Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus dem RDB bei Nichtleistungsbetriebszuständen in Kernkraftwerken, GRS-A 3998. 2020.
- /LEI 87/ Leifer, R., Juzdan, R., Kelly, W.R., Fassett, J.D., Eberhardt, K.R.: Detection of Uranium from Cosmos-1402 in the Stratosphere. 1987.

- /LfU 21/ Bayerisches Landesamt für Umwelt (LfU): infoBlätter Kreislaufwirtschaft - Ionisationsrauchmelder. Abfallratgeber Bayern, 3 S., Oktober 2021.
- /LOE 16/ Loeffler, H.: Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, Bericht zum Vorhaben 3612R01361, GRS 393. 2016.
- /MAR 68/ Martin Marietta Corporation: SNAP 19 Radioisotope Power Supply, Technical Manual - Operation and Field Maintenance. 428 S., 1968.
- /MAS 18/ Mason, L.: Kilopower overview and mission applications. NASA, Los Alamos Laboratories, 18 S., 2018.
- /MIA 07/ Mianji, F. A., Rastkhah, N., Kardan, M. R., Mehdizadeh, S., Babakhani, A.: Analysing an accident related to orphan sources including dose assessment. Radiation Protection Dosimetry, Bd. 123, Nr. 3, S. 394–397, DOI 10.1093/rpd/ncl147, 2007.
- /MOL 21/ Moltex technology - An overview for the National Academies of Sciences, Engineering, and Medicine committee on fuel cycles and waste aspects of advanced nuclear reactors; 23.2.2021, Rory O'Sullivan, Chief Executive Officer, North America
- /NAS 89/ NASA: Final Environmental Impact Statement for the Galileo Mission. 1989.
- /NAS 95/ NASA: Cassini Final Environmental Impact Statement. Stand vom 21. November 2022, erreichbar unter <https://solarsystem.nasa.gov/resources/17808/cassini-final-environmental-impact-statement/>, 1995.
- /NAS 05/ NASA: New Horizons Mission Final EIS Volume 1. 2005.
- /NAS 09/ NASA: Orbital Debris, Quarterly News. Volume 13, Issue 1, 2009.
- /NAS 14a/ NASA: Orbital Debris, Quarterly News. Volume 18, Issue 3, 2014.
- /NAS 14b/ NASA: Final Environmental Impact Statement for the Mars 2020 Mission. 2014.

- /NAS 21/ NASA: Enhanced Multi-Mission Radioisotope Thermoelectric Generator (eMMRTG) Concept. 2021.
- /NBC 09/ NBC News: Russia says old nuclear satellite poses no threat. Erreichbar unter , Stand von 2009.
- /NDA 05/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter Five: Transient and Accident Analysis, Rev. 2, October 2018
- /NDA 15/ NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Tier 2, Chapter Fifteen: Reactor Coolant System and Connecting Systems, Rev. 2, October 2018
- /NEI 12/ Nuclear Energy Institute, Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide, August 2012, NEI 12-06
- /NEI 13/ Nuclear Energy Institute, White Paper, Proposed Methodology and criteria for establishing the technical basis for small modular reactor emergency planning zone, 23. Dezember 2013
- /NEN 09/ Nénot, J.-C.: Radiation accidents over the last 60 years. Journal of radiological protection : official journal of the Society for Radiological Protection, Bd. 29, Nr. 3, S. 301–320, DOI 10.1088/0952-4746/29/3/R01, 2009.
- /NRC 17/ US NRC, Rulemaking for Emergency Preparedness for Small Modular Reactors and Other New Technologies: Regulatory Basis, ML17206A265, September 2017
- /NUC 21/ nucléaire, A. d. s.: Autorité de sûreté nucléaire - ASN. Stand vom 24. September 2021, erreichbar unter <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/accident-de-radiotherapie-centre-hospitalier-d-epinal>, abgerufen am 24. September 2021.
- /NUC 23/ Nuclear Newswire: Cs-137 sealed source found in Western Australia. Stand vom 2. Februar 2023, erreichbar unter <https://www.ans.org/news/article-4703/cs137-sealed-source-lost-in-western-australia/>, abgerufen am 2. Februar 2023.

- /NUS 03/ NuScale Power LLC, NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 3, Applicant's Environmental Report – Standard Design Certification, Rev. 5
- /OEK 21/ Öko-Institut e.V., Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors), Vorhabensbericht 4720F50500 (BASE)
- /PET 21/ Petrovic, B., Safety of integral pressurized water reactors (iPWRs). In: Ingersoll, D. T. und Carelli, M. D. (Hg.): Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Second Edition. Duxford: Woodhead Publishing (WP) (Woodhead Publishing Series in Energy;), S. 188–215
- /POR 99/ Portree, D.S.F., Loftus Jr., J.P.: Orbital Debris: A Chronology. 1999.
- /POW 18/ Power, E., Keeling, A.: Cleaning up Cosmos: Satellite Debris, Radioactive Risk, and the Politics of Knowledge in Operation Morning Light. The Northern Review, S. 81–109, DOI 10.22584/nr48.2018.004, 2018.
- /RIC 19/ Richter, C., Löffler, H., Meinerzhagen, F., Holbein, S., Kowalik, M., Klobes, B., Büttner, U., Mühr-Ebert, E.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen und Durchführung von Schulungen für die Notfallorganisationen des BfS und des BMUB, Abschlussbericht zum Vorhaben 3615S62506. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3964, 99 S.: Köln, Juli 2019.
- /RIH 19/ Richter, C., Löffler, H., Meinerzhagen, F., Holbein, S., Kowalik, M., Klobes, B., Büttner, U., Mühr-Ebert, E.: Fortschreibung des Szenarienkatalog für behördliche Notfallübungen und Durchführung von Schulungen für die Notfallorganisationen des BfS und des BMUB, Fachlicher Abschlussbereich zum Vorhaben 3615S62506. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3964, Juli 2019.
- /SCH 17/ Scholl, C.: Unfall mit einer Se-75 HRQ-Quelle. Präsentation, Landesinstitut für Arbeitsgestaltung des Landes Nordrhein-Westfalen, Jahrestagung des LIA.nrw 2017: Düsseldorf, 21. September 2017.

- /SEF 09/ Sefzig, R., Saha, B., Stoppa, G.: Co-60 contaminated stainless steel in Germany - experiences and first steps. Präsentation, BMUB, IAEA, 23.-27. Februar 2009.
- /SIA 15/ BMUB, Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, 3. März 2015
- /SMR 22/ IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), 2022 Edition
- /SSG 17/ Gesetz zur Neuordnung des Rechts zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung in der Fassung vom 27. Juni 2017 (BGBl. I 2017, Nr. 42, S. 1966), zuletzt geändert 3. Januar 2022 (BGBl. I 2022, Nr. 1, S. 15).
- /SSK 94/ SSK: Strahlenschutzüberlegungen zum Messen und Bergen von radioaktiven Satellitenbruchstücken. 1994.
- /SSV 01/ BMU: Strahlenschutzverordnung Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen, StrlSchV 2001. Stand vom 19. Mai 2021, erreichbar unter https://www.umwelt-online.de/recht/energie/strahlen/ssv_ges.htm, abgerufen am 12. August 2021.
- /SSV 20/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 29. November 2018 (BGBl. I 2018, Nr. 41, S. 2034, 2036), zuletzt geändert 20. November 2020 (BGBl. I 2020, Nr. 54, S. 2502).
- /SSV 21/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 29. November 2018 (BGBl. I 2018, Nr. 41, S. 2034, 2036), zuletzt geändert 8. Oktober 2021 (BGBl. I 2021, S. 4645).
- /STA 01/ State Office for Nuclear Safety (SÚJB): Assessment of Beyond Design and Severe Accidents Consequences, Principles and Methods of Emergency Planning and Response at NPP Temelin. Hrsg.: SUJB, 37 S., erreichbar unter <https://www.umweltbundesamt.at/fileadmin/site/themen/energie/>

kernenergie/verfahren/tschechien/temelin/melk/gesamtuvp/uvpnachreichungen/unfaelle_neu_engl.pdf, Stand von 2001.

- /STR 88/ Strahlenschutzkommission (SSK): Strahlenrisiko und Verhaltensempfehlungen für den Fall des Absturzes des Satelliten Kosmos 1900. 1988.

- /STR 89/ Strahlenschutzkommission (SSK): Strahlenschutzüberlegungen hinsichtlich des Absturzes von nuklearbetriebenen Satelliten, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission. Hrsg.: Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, 9 S., 1989.

- /UNI 00/ University of Wisconsin: History of Soviet Topaz Reactors. lecture 35, erreichbar unter , Stand von 2000.

- /WEN 14/ Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA). WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors. Western European Nuclear Regulators' Association, 24.09.2014,

- /WIK 21a/ Wikipedia: BES-5; <https://en.wikipedia.org/wiki/BES-5>, Stand 2021.

- /WIK 21b/ Wikipedia: List of nuclear power systems; https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_nuclear_power_systems_in_space, Stand 2021.

- /WIK 21c/ Wikipedia: TEM (nuclear propulsion); [https://en.wikipedia.org/wiki/TEM_\(nuclear_propulsion\)](https://en.wikipedia.org/wiki/TEM_(nuclear_propulsion)), Stand 2021.

- /WIL 67/ Wilson, R. J.: Operational and system testing of SNAP 3 thermoelectric generator. 32 S., 1967.

- /WIS 07/ Wischnewski, B.: Peace Software zur Berechnung thermodynamischer Zustandsgrößen. Erreichbar unter <https://www.peacesoftware.de/einigewerte/luft.html>, abgerufen am 8. März 2023.

- /WNN 19/ „Canadian pre-licensing review starts for BWRX-300“, World Nuclear News, 22. Mai 2019,

- /WNN 21a/ World Nuclear News, Scaled down SMR pilot project remains on course, 23. Juli 2021, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Scaled-down-SMR-pilot-project-remains-on-course>
- /WNN 21b/ World Nuclear News, BWRX-300 deployment and commercialisation MoU signed, 7. Juli 2021, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Companies-sign-MoU-on-deployment-and-commercialisa>
- /WNN 21c/ World Nuclear News, Turbine tests completed at China's HTR-PM, 16. August 2021, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Turbine-tests-completed-at-Chinas-HTR-PM>
- /WNN 21d/ World Nuclear News, OPG chooses BWRX-300 SMR for Darlington new build, 02. Dezember 2021,
- /WNN 21e/ World Nuclear News, Demonstration HTR-PM connected to grid, 21. Dezember 2021,
- /WNN 22a/ World Nuclear News, OPG, TVA partner to advance SMRs, 20 April 2022,
- /WNN 22b/ World Nuclear News, GE Hitachi Nuclear Energy's BWRX-300 SMR selected for Saskatchewan, 28. Juni 2022,
- /WNN 22c/ World Nuclear News, US regulator approves methodology for SMR emergency planning, 28. Oktober 2022,
- /WOL 85/ Wolters, J.: Risikoanalyse für den HTR-MODUL in Sicherheit von Hochtemperaturen, Tagungsbericht, KFA Jülich, Juni 1985, Jül-Conf-53, ISSN 0344-5798
- /WOR 23/ World Energy: Cs-137 Sealed Source Found in Western Australia - World Energy. Stand vom 2. Februar 2023, erreichbar unter <https://www.world-energy.org/article/29147.html>, abgerufen am 2. Februar 2023.
- /YOS 06/ Yoschenko, V. I., Kashparov, V. A., Levchuk, S. E., Glukhovskiy, A. S., Khomutinin, Y. V., Protsak, V. P., Lundin, S. M., Tschiersch, J.: Resuspension and redistribution of radionuclides during grassland and forest fires in

the Chernobyl exclusion zone: part II. Modeling the transport process. Journal of Environmental Radioactivity, Bd. 87, Nr. 3, S. 260–278, DOI 10.1016/j.jenvrad.2005.12.003, 2006.

/ZHA 05/ 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

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Regressionsrechnung für die DIN 25 463 anhand KKW Temelín.....	14
Abb. 3.2	Regressionsrechnung für die Erosionstiefe in der KONVOI-Simulation.....	20
Abb. 4.1	Häufigkeitsverteilung der Aktivität pro Transporteinheit (Mittelwerte je Referenzabfall), /GRS 10/.....	31
Abb. 4.2	Anteil der Herkunftsbereiche an der in den Abfällen enthaltenden Aktivität, /GRS 10/.....	31
Abb. 4.3	Aufteilung der beförderten Versandstücke nach zugeordneten Bereichen /GRS 20/.....	37
Abb. 4.4	Aufteilung der beförderten Versandstücke nach Verkehrsträgern /GRS 20/.....	38
Abb. 5.1	Vorgaben der zugehörigen Dokumentation für eine HRQ nach der Richtlinie 2013/59/Euratom /CEU 14/.....	55
Abb. 5.2	Beispiele für Am-241-HRQ und ihren Aufbau vom Hersteller Eckert & Ziegler, /BFS 12/.....	62
Abb. 5-3	Prüfanforderungen für HRQ nach ISO 2919:2012(E), aus /ECK 09/.....	68
Abb. 5.4	Vorfälle mit radioaktiven Quellen in Deutschland zwischen 1991 bis 2012, /BFS 13/.....	69
Abb. 5.5	Bodenkontamination mit ¹³⁷ Cs im Jahr 1986 /BfS 22/.....	79
Abb. 5.6	Zahl und kumulierte Waldbrände in Bayern zwischen 2005 bis 2020, /BAY 22b/.....	80
Abb. 6.1	Schematischer Aufbau eines <i>Multi-mission radioisotope thermoelectric generator</i> (Abbildung aus /NAS 21/.....	91
Abb. 6.2	Schematischer Aufbau eines GPHS-RTG, wie er z.B. in der Cassini-Sonde genutzt wird (Abbildung aus /BEN 06/).	92
Abb. 6.3	Schematischer Aufbau eines sowjetischen Reaktors für den Einsatz im Weltraum als thermoelektrischer Generator des Typs BES-5 (/WIK 21a/).	95
Abb. 6.4	Schematischer Aufbau eines TOPAZ thermionischen Brennelements (Abbildung aus /BUD 93/).	96
Abb. 6.5	Konfiguration des TOPAZ-I Reaktors (Abbildung aus /BUD 93/).	97

Abb. 6.6	Das Trümmerfeld, das nach dem Absturz des Satelliten Kosmos 954 im Rahmen der Suchaktion ‚Operation Morning Light‘ abgedeckt wurde.....	103
Abb. 6.7	Von einem möglichen Absturz betroffene Gebiete, jeweils für einen flachen („shallow“) und einen steilen („steep“) Eintrittswinkel der Rakete bzw. Raketenkomponenten der Cassini-Huygens-Mission.	110
Abb. 6.8	Zusammenfassung der Unfallszenarien zu verschiedenen (Start-)Zeitpunkten mit Angabe von Eintrittswahrscheinlichkeiten und Quelltermen der Cassini-Huygens-Mission. Tabelle aus /NAS 95/ (siehe Tabelle 4-7 im Dokument), für weitere Beschreibungen der Unfallszenarien sei ebenfalls auf /NAS 95/ verwiesen. Umrechnung $C_i = 3,7 \times 10^{10}$ Bq	111
Abb. 6.9	Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für insgesamt sechs Missionsphasen der New Horizons Mission, inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start.	113
Abb. 6.10	Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für insgesamt sechs Missionphasen der Mission ‚Mars 2020‘ inklusive Unfällen vor dem eigentlichen Start (/NAS 14b/, siehe Tabelle 4-3).....	115
Abb. 6.11	Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für sechs Missionsphasen der Mission Galileo inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start für die wahrscheinlichsten Unfallszenarien	117
Abb. 6.12	Unfallwahrscheinlichkeiten und Quellterme für sechs Missionsphasen der Mission Galileo inklusive Unfälle vor dem eigentlichen Start für Unfallszenarien mit den größtmöglichen Quelltermen	118
Abb. 6.13	Bevölkerungsgesamtdosis und betroffene Gebietsgröße für die wahrscheinlichsten Unfallszenarien der Mission Galileo	119
Abb. 6.14	Bevölkerungsgesamtdosis und betroffene Gebietsgröße für Unfallszenarien mit den größtmöglichen Quelltermen der Mission Galileo	119
Abb. 7.1	Generationenschema von Kernreaktoren /GIF 14/.....	123
Abb. 7.2	Aufbau eines schnellen gasgekühlten Reaktors (GFR), /GIF 21a/	125
Abb. 7.3	Aufbau eines schnellen bleigekühlten Reaktors (LFR), /GIF 21a/	126
Abb. 7.4	Aufbau eines Salzschnmelzereaktors (MSR), /GIF 21a/	126
Abb. 7.5	Aufbau eines schnellen natriumgekühlten Reaktors (SFR), /GIF 21a/....	127

Abb. 7.6	Aufbau eines Reaktors mit superkritischem Wasser (SCWR), /GIF 21a/	128
Abb. 7.7	Aufbau eines Hochtemperaturreaktors (VHTR), /GIF 21a/	128
Abb. 7.8	Außenansicht (links) /NDA 01/ und Schnittzeichnung (rechts) /ING 15/ eines NuScale Power Modules.	130
Abb. 7.9	Gesamtansicht einer BWRX-300 Anlage /GEH 21/	132
Abb. 7.10	Aufbau und Funktionsweise des Isolation Condenser Systems /GEH 19/	133
Abb. 7.11	Schematischer Aufbau des HTR-PM /JIA 19/	136
Abb. 7.12	Übersichtsdarstellung des SSR-W Reaktorgebäudes /MOL 21/	138
Abb. 7.13	Herausforderungen und Vorteile von Molten Salt Reactors /HOL 15a/ ...	149
Abb. 7.14	Radioaktives Kerninventar eines NuScale Power Moduls Erzeugt aus /NUS 03/, Table B-5: Best Estimate Core Inventory	152
Abb. 7.15	NuScales Methodik zur Bestimmung des EPZ-Radius /EPZ 18/	163
Abb. 7.16	Defense-in-Depth Aufbau des BWRX-300 /GEH 19/	166
Abb. 7.17	FLEX-Strategie im DiD-Konzept des BWRX-300 /GEH 19/	167

Tabellenverzeichnis

Tab. 2-1	Generische Kriterien zur Auswahl eines repräsentativen Quellterms	6
Tab. 3-1	Mögliche Kriterien und Art des Kriteriums zur Auswahl eines repräsentativen Quellterms für Kernkraftwerksunfälle.	7
Tab. 3-2	Liste grenznaher KKW mit einer Entfernung von <100 km zur deutschen Staatsgrenze (Angabe der thermischen Leistung, Modell und Typ von PRIS, IAEA /IAE 22/).....	10
Tab. 3-3	Aktivitätsfreisetzung der Elementklassen beim Szenario V, nach /STA 01/, rad. Zerfall berücksichtigt	22
Tab. 3-4	Zeiten relevanter Ereignisse beim Szenario V, Zeitabschätzung auf Basis einer MELCOR-KONVOI-Simulation	22
Tab. 3-5	Aktivitätsfreisetzung der Elementklassen beim Szenario AB, nach /STA 01/, rad. Zerfall berücksichtigt	23
Tab. 4-1	Aktivitätsgrenzwerte nach Table 2 in /IAEA 18/ für fünf Beispielnuklide.....	27
Tab. 4-2	Definitionsschema der neun Belastungsklassen	28
Tab. 4-3	Definition der Abfallgebindegruppen (AGG).....	28
Tab. 4-4	Freisetzungsanteile in Belastungsklasse BK 9.....	29
Tab. 4-5	Einteilung radioaktiver Stoffe nach Anwendungsbereichen, orientiert an /GRS 20/.....	32
Tab. 4-6	Gängige Nuklide und Inventare radioaktiver Versandstücke orientiert an /GRS 20/.....	33
Tab. 4-7	Verkehrsträger beim Transport von Kernbrennstoffen	33
Tab. 4-8	Häufigkeit der Versandstückarten beim Transport von Kernbrennstoffen	34
Tab. 4-9	Verkehrsträger beim Transport von Großquellen	34
Tab. 4-10	Verkehrsträger beim Transport sonstiger radioaktiver Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung	35
Tab. 4-11	Häufigkeit der Versandstückarten beim Transport sonstiger radioaktiver Stoffe aus der nuklearen Ver- und Entsorgung	35
Tab. 4-12	Häufigste Nuklide unter den in Deutschland im Jahr 2011 als HRQ registrierten Nukliden (insgesamt ca. 23.000) /BFS 12/	36

Tab. 4-13	Transport-Vorkommnisse mit Freisetzungen.....	41
Tab. 4-14	Untere Grenzen für Quellterm-Bandbreiten und Expositionen bei Vorkommnissen im Referenzszenario S7	43
Tab. 4-15	Quellterm Szenario 1: Gussbehälter	45
Tab. 4-16	Quellterm Szenario 2: Betonbehälter	46
Tab. 4-17	Quellterm Szenario 3: Stahlblechcontainer	48
Tab. 4-18	Quellterm Szenario 4: Unfall im Tunnel.....	49
Tab. 5-1	IAEA-Kategorisierung der Gefährdung von Menschen durch direkte Nähe zu HRQ /IAEA 05/	60
Tab. 5-2	IAEA-Kategorien für HRQ und mögliche Risiken bei Freisetzung des enthaltenen radioaktiven Materials aus der Umschließung bei Feuer oder Explosion.....	60
Tab. 5-3	Eigenschaften und Verwendung der in Deutschland überwiegend verwendeten Geräte mit HRQ /BFS 12/, /IAE 07/.....	65
Tab. 5-4	Grenzwerte für Versandstücktypen radioaktiver Stoffe in besonderer Form nach §§ 422, 429, 433 /IAEA 18/	66
Tab. 5-5	Prüfanforderungen für Versandstücke radioaktiver Stoffe in besonderer Form /IAEA 18/	67
Tab. 5-6	In Deutschland gängige Nuklide /BFS 12/.....	82
Tab. 5-7	Quellterm-Bandbreiten bei Vorkommnissen im Referenzszenario S6 und S8.	84
Tab. 6-1	In Satelliten hauptsächlich genutzte und theoretisch denkbare Radionuklide (in kursiver Schrift) für den realisierten oder technisch denkbaren Einsatz in Radionuklidbatterien oder Kernreaktoren.....	89
Tab. 6-2	Im Erdorbit befindliche Satelliten mit Radionuklidinventar nach /WIK 21b/.....	99
Tab. 6-3	Mittlere Erhöhung der Ortsdosisleistung (ODL) für unterschiedliche betroffene Gebietsgrößen und für verschiedene Abklingzeiten.	108
Tab. 7-1	Kerninventar bezogen auf die Leitnuklide eines NuScale Power Modules /NUS 03/, Table B-5: Best Estimate Core Inventory	152
Tab. 7-2	Kerninventar eines NuScale-Moduls bei Erreichen des Zielabbrands /NUS 03/, „Table B-5: Best Estimate Core Inventory“	156

Tab. 7-3	Kerninventar eines NuScale-Moduls nach einem Abbrand von 102 % Kern-leistung /NUS 03/, „Table B-6: High Burnup Core Inventory“ 157
Tab. 7-4	Anteil der Freisetzung in die Umwelt, Beginn der Freisetzung und Dauer der Freisetzung; Dauer für jede Freisetzungskategorie, MELCOR Rechnungen, /NUS 03/, „Table B-26: Release Fraction to the Environment, Start of Release, and Release Duration for each Release Category Calculated by MELCOR“ 158
Tab. 7-5	Ermittelter Quellterme nach Freisetzungskategorie (Multiplikation Tab. 7-2 mit Tab. 7-4) 159
Tab. 7-6	Nuklidspezifische Freisetzungen [Bq] entsprechend der angegebenen Freisetzungswahrscheinlichkeiten unter der Annahme, dass sich die anteiligen Freisetzungen je Nuklidgruppe für jedes Einzelnuklid exakt gleich verhalten und entsprechend umrechnen lassen. 159
Tab. 7-7	Eintrittswahrscheinlichkeiten und potenzielle Jahreskollektivdosen je Freisetzungskategorie am Standort Surry /NUS 03/, Table B-27 161

Abkürzungsverzeichnis

ANoPI	Allgemeiner Notfallplan
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BE	Brennelemente
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BK	Belastungsklasse
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BWR	Boiling Water Reactor (Siedewasserreaktor)
DE	Dampferzeuger
DEHEIRO	Dampferzeugerheizrohr
dfU	druckführende Umschließung
DH	Druckhalter
DWR	Druckwasserreaktor
EIS	Environmental Impact Statement
GFR	Gas-cooled fast reactor
GPHS	General-purpose heat source
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
HRQ	Hochradioaktive Quelle
IAEA	International Atomic Energy Agency

INES	International Nuclear and Radiological Event Scale
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
KM	Kühlmittel
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall
LFR	Lead-cooled fast reactor
LOCA	Loss of coolant accident
LWR	Leichtwasserreaktor
MCCI	Molten-Core-Concrete Interaction
MHW	Multihundred-Watt
MMRTG	Multi-mission radioisotope thermoelectric generator
MOX	Mischoxid
MSR	Molten salt reactor
NEPA	National Environmental Policy Act
NZL	Nachzerfallsleistung
OIL	Operational Intervention Level
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
RTG	Radioisotope thermoelectric generator

SBO	Station Black Out
SCWR	Supercritical water-cooled reactor
SFR	Sodium-cooled fast reactor
SHB	Sicherheitsbehälter
SiV	Sicherheitsventil
SMR	Small Modular Reactor
SNAP	Systems Nuclear Auxiliary Power
STCP	Source Term Code Package
StrlSchG	Strahlenschutzgesetz
StrSchV	Strahlenschutzverordnung
SWR	Siedewasserreaktor
VHTR	Very high temperature reactor
WH	Westinghouse
WWER	Wasser-Wasser-Energie-Reaktor

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungsinstitute

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de