



Bundesamt
für Strahlenschutz

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

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

Vorhaben 3623S62516

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

I. Petermann
O. Gerber
E. Geringer
M. Hage
M. Kowalik
J. Martens
M. Obergfell
M. Sogalla

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

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für Strahlenschutz im Rahmen der Ressortforschung des BMUKN (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-268/26

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
[urn:nbn:de:0221-2026090162052](https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:0221-2026090162052)

Salzgitter, September 2026

Analyse radiologisch signifi-
kanter Gefährdungspotentiale
und Ereignisabläufe zur Kon-
kretisierung von Schutzmaß-
nahmen im Rahmen der Not-
fallpläne

Abschlussbericht zum Vorha-
ben 3623S62516

I. Petermann
O. Gerber
E. Geringer
M. Hage
M. Kowalik
J. Martens
M. Obergfell
M. Sogalla

Oktober 2025
Auftrags-Nr.: 862516

Anmerkung:

Dieser Bericht wurde von der Ge-
sellschaft für Anlagen- und Reaktor-
sicherheit (GRS) gGmbH im Auftrag
des Bundesministeriums für Umwelt,
Naturschutz, nukleare Sicherheit
und Verbraucherschutz im Rahmen
des Vorhabens 3623S62516 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 zu-
gänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und
Meinung des Auftragnehmers

Deskriptoren

Gefährdungspotentiale, Quellterme, Notfallschutz, Rückbauphasen, Zwischenlager, Atom-U-Boote, Kernenergieantrieb, Kernbrennstofftransport

Kurzfassung

Bei der Erstellung des Allgemeinen Notfallplans des Bundes (ANoPI-Bund) und den ergänzenden besonderen Notfallplänen gemäß Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) kommt der Durchführung sog. Gefährdungsanalysen besondere Bedeutung zu. Gemäß § 108 Abs. 3 StrlSchG wird auf Basis dieser Gefährdungsanalysen unter anderem festgelegt, bei welchen der Referenzszenarien S1 bis S15 jeweils zunächst von einem überregionalen, regionalen oder lokalen Notfall auszugehen ist. Die Zuordnung eines eingetretenen Notfalls zu einem der Referenzszenarien geht somit einher mit einer vorläufigen Einstufung als überregionaler, regionaler oder lokaler Notfall und dient als Grundlage der Notfallschutzplanungen von Bund und Ländern.

Wesentlicher Bestandteil der Gefährdungsanalysen ist die Erarbeitung von Quelltermen, welche die Zusammensetzung und die Menge von radioaktiven Stoffen, die bei einem unfallbedingten Ereignis freigesetzt werden, angeben und die einen zeitlichen Verlauf der Freisetzung spezifizieren.

In diesem Vorhaben werden für fünf Referenzszenarien Gefährdungspotentiale erarbeitet. Betrachtet wurden der 'Notfall in einer ortsfesten Anlage oder Einrichtung im In- und Ausland mit besonderem Gefahrenpotential' (S5), 'Notfall auf einem Oberflächengewässer' (S10) sowie 'Notfall auf einem Meeresgewässer' (S11), 'Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer Einrichtung oder kerntechnischen Anlage' (S12) und 'Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine Einrichtung oder kerntechnische Anlage' (S13). Im Zusammenhang mit dem Referenzszenario S5 kam dem Rückbau von Kernkraftwerken besondere Bedeutung zu, insbesondere im Hinblick auf im Verlauf der Stilllegung veränderliche Gefährdungspotentiale und den damit erforderlichen Notfallschutzmaßnahmen. Ergänzt wird das Vorhaben durch eine Sachstandsanalyse zu kleinen modularen Reaktoren („Small modular Reactors“) und Kernfusionsreaktoren.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
1	Einleitung	1
2	Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk vor Brennelementfreiheit (S1), Notfall in ortsfester Anlage mit besonderem Gefahrenpotential (S5)	5
2.1	Stilllegung von Kernkraftwerken: Gefährdungspotentiale in verschiedenen Rückbauphasen.....	5
2.2	Rückbauphasen.....	11
2.3	Aktuelle Forschungen zu schweren Unfällen im Nichtleistungsbetrieb	17
2.4	Aktuelle Forschungen zu schweren Unfällen in Brennelementlagerbecken	21
2.5	Abschätzung der Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion.....	22
2.5.1	Vereinfachtes Modellierungsverfahren.....	23
2.5.2	Vergleichsrechnungen mit Literaturergebnissen zur Validierung	26
2.5.3	Berechnungen für einen generischen Druckwasserreaktor	31
2.5.4	Vorläufiges Fazit und Ausblick	34
2.6	Notfall in einem Standort-Zwischenlager für Brennelemente.....	36
2.6.1	Typen von Standort-Zwischenlagern in Deutschland	36
2.6.2	Lager- bzw. Transportbehälter	40
2.6.3	Mögliche Inventare	43
2.6.4	Mögliche Einwirkungen	44
2.6.5	Hypothetische Freisetzungen.....	48
2.6.6	Zusammenfassung	49
2.7	Small Modular Reactors (SMR)	50
3	Referenzszenario S13: Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine Einrichtung oder Kerntechnische Anlage	55

3.1	Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung	56
3.1.1	Einwirkung im Inneren	58
3.1.2	Militärische Mittel	60
3.1.3	Flugzeugabsturz	62
3.2	Ortsfeste kerntechnische Anlagen oder Einrichtungen.....	63
3.2.1	Zwischenlager	64
3.2.2	Bestrahlungsanlagen	72
3.2.3	Urananreicherungsanlagen.....	77
3.2.4	Brennelement-Fertigungsanlagen.....	84
4	Referenzszenario S12: Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung	101
4.1	Kernbrennstofftransporte	101
4.2	Schädigung von Personen, Sachwerten und der Umwelt.....	104
4.2.1	Unkonventionelle Spreng- und Brandvorrichtung	104
5	Notfall auf Oberflächen- und Meeresgewässern (S10, S11).....	109
5.1	Unfälle mit nuklearbetriebenen Schiffen.....	117
5.1.1	Rekritikalitätsunfall am Beispiel des Unfalls in der Chazma Bucht	122
5.2	Referenzunfall: nuklearbetriebene Kriegsschiffe in Häfen Australiens....	125
5.3	Generisches Konzept zur Abschätzung von Quelltermen für nuklearbetriebene Wasserfahrzeuge	133
5.3.1	Klassifikation potenzieller Ereignisabläufe	134
5.3.2	Schema zur Plausibilitätsbewertung angenommener Ereignisabläufe ...	136
5.3.3	Modellierungsverfahren	142
5.3.4	Eingabedaten	145
5.3.5	Beispielrechnungen	148
6	Sachstandsanalyse zu Kernfusionsreaktoren	157
6.1	Physikalische Grundlagen und Reaktorkonzepte	157
6.2	Prototypen und Versuchsanlagen	159

6.2.1	ASDEX Upgrade.....	162
6.2.2	National Spherical Torus Experiment (NSTX-U)	163
6.2.3	Experimental Advanced Superconducting Tokamak (EAST)	163
6.2.4	JT-60SA	164
6.2.5	KSTAR	164
6.2.6	WEST	164
6.2.7	ITER	165
6.2.8	SPARC	167
6.2.9	Burning Plasma Experiment Superconducting Tokamak (BEST)	167
6.2.10	Chinese Fusion Engineering Test Reactor (CFETR).....	167
6.2.11	Wendelstein 7-X	168
6.2.12	Large Helical Device (LHD)	168
6.2.13	Proxima Fusion.....	168
6.2.14	DEMONstration Power Plant (EU-DEMO)	169
6.2.15	National Ignition Facility (NIF).....	170
6.2.16	Laser Mégajoule (LMJ)	171
6.2.17	Focused Energy	171
6.2.18	Marvel Fusion	172
6.2.19	Z Pulsed Power Facility	172
6.2.20	Zap Energy	173
6.3	Radiologisches Gefahrenpotential	174
6.3.1	Aktiviere Anlagenstrukturen	174
6.3.2	Tritium	180
6.3.3	Deterministische Stör- und Unfallanalysen.....	185
6.3.4	Überblick Gefährdungsanalysen Kernfusionsreaktoren	191
7	Zusammenfassung	213
	Literaturverzeichnis.....	215
	Abbildungsverzeichnis.....	233
	Tabellenverzeichnis.....	237

	Abkürzungsverzeichnis.....	239
A	Anhang.....	245

1 **Einleitung**

Mit der Anfang 2014 im europäischen Rahmen erlassenen Richtlinie 2013/59/Euratom, die von den Mitgliedsstaaten binnen vier Jahren in nationales Recht umzusetzen war, erfuhr in Deutschland verschiedene Verordnungen und Gesetze eine Überarbeitung. So wurden etwa die Strahlenschutzverordnung und das Strahlenschutzvorsorgegesetz in einem neuen Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) mit nachgeordneten Verordnungen zusammengefasst und es wurde, nach Empfehlungen der Strahlenschutzkommission, ein „Radiologisches Lagezentrum der Länder und des Bundes“ gegründet.

Durch die Richtlinie 2013/59/Euratom ist ebenfalls vorgeschrieben, dass die Notfallenschutzplanung ereignis- und szenarienspezifisch sein soll. In Deutschland werden die dafür entwickelten Notfallszenarien als sogenannte „Referenzszenarien“ im Allgemeinen Notfallplan des Bundes (ANoPI-Bund) festgelegt. Sie sind Ausgangspunkt, um die radiologischen Auswirkungen eines Unfalls abzuschätzen und Schutzstrategien zu planen. Im ANoPI-Bund sind 15 Referenzszenarien festgelegt:

- S1: Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk (vor Brennelementfreiheit)
- S2: Notfall in einem Kernkraftwerk im grenznahen Ausland (in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)
- S3: Notfall in einem Kernkraftwerk auf dem europäischen Kontinent (in mehr als 100 km Entfernung von der deutschen Grenze)
- S4: Notfall in einem Kernkraftwerk außerhalb des europäischen Kontinents
- S5: Notfall in einer ortsfesten Anlage oder Einrichtung im In- und Ausland mit besonderem Gefahrenpotential, die nicht unter S1 bis S4 fällt
- S6: Notfall im Zusammenhang mit sonstigen Tätigkeiten nach § 4 StrlSchG oder vergleichbaren Tätigkeiten nach ausländischem Recht
- S7: Transportunfall an Land (Straße, Schiene, Luft)
- S8: Sonstiger Notfall mit radioaktiven Stoffen oder mit radioaktiven Kontaminationen
- S9: Absturz eines Satelliten oder Raumfahrzeugs mit radioaktivem Material
- S10: Notfall auf einem Oberflächengewässer
- S11: Notfall auf oder in Meeresgewässern

- S12: Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung
- S13: Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine kerntechnische Anlage oder Einrichtung
- S14: Nuklearwaffenexplosion
- S15: Sonstiger Notfall beim Umgang mit einer Nuklearwaffe

Das RLZ-Bund stellt die Bewertung der möglichen Notfallexpositionssituationen, die aus den einzelnen Referenzszenarien entstehen können, im Rahmen von sogenannten Gefährdungsanalysen zusammen. Gefährdungsanalysen werden zumeist auf Grundlage von atmosphärischen Ausbreitungsrechnungen vorgenommen, welche die Verbreitung von freigesetzten radioaktiven Partikeln in der Luft und ihrer Ablagerung am Boden simulieren. Hierfür steht spezielle Software wie die Entscheidungshilfesystem RODOS (Real-time Online Decision Support System) und LASAIR zur Verfügung. Wesentliche Eingabeparameter zu Gefährdungsanalysen sind Angaben und Werte zu Mechanismen, Abläufen und der zeitlich detaillierten Freisetzung radioaktiven Materials („Quellterm“) während eines radiologischen Notfallszenarios, die im Rahmen dieses Vorhabens für im Folgenden ausgeführten Referenzszenarien erarbeitet werden.

In Kapitel 2 werden der „Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk vor Brennelement-freiheit“ (S1) sowie der „Notfall in ortsfester Anlage mit besonderem Gefahrenpotential“ (S5) anhand mehrerer Aspekte untersucht. Dazu gehören eine Zusammenstellung von aktuellen Forschungen zu schweren Unfällen in Brennelementlagerbecken und eine Erarbeitung von Quelltermen für Notfälle in einem Standort-Zwischenlager für Brennelemente. Des Weiteren wurden anhand einer „Rückbautabelle“, die wesentlichen Schritte beim Rückbau deutscher Kernkraftwerke zusammengestellt, Meilensteine ausgearbeitet, die sich auf das Gefährdungspotential der Anlage auswirken und damit die Zuordnung zu einem Referenzszenario leiten können. In diesem Zusammenhang wurde untersucht, ab welchem Zeitpunkt die Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion theoretisch möglich und ausreichend wäre. Darüber hinaus werden in diesem Kapitel Informationen zu kleinen modularen Reaktoren zusammengestellt.

Das Kapitel 3 befasst sich mit Aspekten zum Referenzszenario „Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine kerntechnische Anlage oder Einrichtung“ (S13). Es wird ein Grundkonzept zur Abschätzung der

Freisetzung infolge einer äußeren Einwirkung (Flugzeugabsturz, militärische Mittel) bzw. einer Störhandlung im Inneren ausgearbeitet. Das Konzept wird für vier generisch beschriebene kerntechnische Anlagen angewendet.

In Kapitel 4 wird das im vorhergehenden Kapitel erarbeitete Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzungen im Rahmen des Referenzszenarios S12 (Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung) auf Kernbrennstofftransporte übertragen. Der Aspekt der „Schädigung von Personen, Sachwerten und Umwelt“ wird anhand einer „Unkonventionellen Spreng- und Brandvorrichtung“ („Schmutzige Bombe“) dokumentiert und eine Zusammenstellung möglicher Radionuklide gegeben.

Das Kapitel 5 befasst sich mit nuklearbetriebenen Schiffen und umfasst damit Aspekte der Referenzszenarien S10 (Notfall auf einem Oberflächengewässer) und S11 (Notfall auf oder in Meeressgewässern). Es werden die derzeit aktiven Schiffe/Schiffstypen mit Kernenergieantrieb zusammengestellt und dokumentierte Unfälle der letzten Jahrzehnte beschrieben. Anhand eines Unfallszenarios und internationaler Arbeiten werden exemplarisch Quellterme zu spezifischen, schiffsbezogenen Unfallabläufen zusammengestellt, Anhand eines „generischen Konzepts“ wird eine Methodik entwickelt, Quellterme für eine Bandbreite von nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen und möglichen Unfallszenarien zu bestimmen.

In Kapitel 6 wird eine Sachstandsanalyse zu Kernfusionsreaktoren zusammengestellt. Dies umfasst die physikalischen Grundlagen und Reaktorkonzepte für Kernfusionsanlagen, zusammen mit einer aktuellen Aufstellung der in Betrieb bzw. in Planung befindlichen Anlagen. Mögliche radiologische Gefahrenpotentiale werden anhand des Tritium-Inventars und aktivierter Anlagenstrukturen gegeben.

2 Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk vor Brennelementfreiheit (S1), Notfall in ortsfester Anlage mit besonderem Gefahrenpotential (S5)

Zu Beginn dieses Kapitels werden unterschiedliche Betriebs- und Rückbauzustände einer Anlage vorgestellt. In den darauffolgenden Abschnitten werden aktuelle nationale und internationale Forschungsergebnisse und -erkenntnisse u. a. mit Bezug zu schweren Unfällen im Nichtleistungsbetrieb einer Anlage bzw. explizit zu möglichen schweren Unfällen in Brennelementlagerbecken dargestellt. Die Beschreibung von Standort-Zwischenlagern sowie von Small Modular Reactors und zugehörigen Freisetzungsmöglichkeiten bilden den Abschluss dieses Kapitels.

2.1 Stilllegung von Kernkraftwerken: Gefährdungspotentiale in verschiedenen Rückbauphasen

Das Kernkraftwerk Kahl in der Nähe von Großwelzheim in Unterfranken, ein Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 15 Megawatt, war 1960 das erste kommerzielle Kernkraftwerk in Deutschland. Im Juni 1961 speiste die auch als Versuchsa-
tomkraftwerk Kahl (VAK) bezeichnete Anlage erstmalig Strom in das öffentliche Stromnetz ein; im Laufe seiner 25-jährigen Betriebszeit lieferte das Kraftwerk mehr als 2,1 Milliarden Kilowattstunden Strom.

Das VAK wurde 1985 stillgelegt, 1988 begannen die ersten Arbeiten zum Rückbau. Ende 2008 waren die Rückbauarbeiten des Reaktorgebäudes sowie der aktivierten Anlagenteile vollständig abgeschlossen. In einem letzten Schritt wurden die übrigen Gebäude im Jahr 2010 abgerissen und der Standort als „Grüne Wiese“ endgültig freigemessen. Zusammen mit dem Kernkraftwerk Niederaichbach, einem Druckröhrenreaktor und dem Heißdampfreaktor Großwelzheim war das VAK damit eines von drei kommerziellen Kernkraftwerken, die bisher vollständig bis zur „Grünen Wiese“ zurückgebaut wurden.

In Deutschland waren seitdem insgesamt 37 Kernkraftwerke in Betrieb, die letzten nahmen mit der Synchronisation mit dem Stromnetz im Jahr 1989 ihren Betrieb auf.

Mit dem „Gesetz zur geordneten Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität“ vom 22. April 2002 wurde die Nutzung der Kernenergie in Deutschland neuen Regelungen unterworfen, die „geordnete Beendigung“ wurde

als einer der Zwecke des Atomgesetzes festgelegt. Eine Verlängerung der Laufzeit der noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke wurde 2010 vom Gesetzgeber beschlossen.

Als Folge des Unfalls im japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi am 11. März 2011 beschloss der Deutsche Bundestag am 30. Juni das „Dreizehnte Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes“, das am 6. August 2011 in Kraft trat. Hiermit erlosch für acht Kernkraftwerksblöcke die Berechtigung zum Leistungsbetrieb und Termine zur Abschaltung aller deutschen Kernkraftwerke wurden festgesetzt. Spätestens bis zum 31. Dezember 2022 sollten demnach die letzten verbleibenden Blöcke abgeschaltet werden.

Wegen der Energiekrise aufgrund des Angriffskrieges Russlands auf die Ukraine verlängerte der Bundestag die Frist für die drei letzten Kernreaktoren (Isar 2, Emsland und Neckarwestheim 2) bis zum 15. April 2023 im Rahmen eines „befristeten Streckbetriebes“ (Änderung des AtG am 11. November 2022). Mit Ablauf der Frist wurde die Abschaltung der drei Kernreaktoren vorgenommen.

Die Tab. 4.1 gibt einen Überblick über die deutschen Kernreaktoren, ihre Bautypen, das Abschaltungsdatum und ihren derzeitigen Status (Stand November 2024, /DEU 24a/).

Tab. 4.1 Kernreaktoren in Deutschland, sortiert nach Abschaltungsdatum (Typ, Abschaltungsdatum, Status)

BR: Brutreaktor; DWR: Druckwasserreaktor; HDR: Heißdampfreaktor; HTR: Hochtemperaturreaktor; HWCR: Druckröhrenreaktor, SWR: Siedewasserreaktor; WWER: Wasser-Wasser-Energie-Reaktor.

Stand der Stilllegungs- und Abbauarbeiten: 29.11.2024

Bezeichnung	Typ	Abschaltungsdatum	Status
Emsland	DWR	15.04.2023	05.11.2024: Genehmigung nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz zur Stilllegung und zum Abbau
Isar 2	DWR	15.04.2023	21.03.2024: Genehmigung nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz zur Stilllegung und zum Abbau Nach Abschaltung der Anlage wurden Sonderbrennstäbe in Köchern abgefertigt; diese verbleiben bis zur finalen Beladung in Transport- und Lagerbehältern im Lagerbecken
Neckarwestheim 2	DWR	15.04.2023	05.04.2023: Genehmigung nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz zur Stilllegung und zum Abbau

Bezeichnung	Typ	Abschal- tungsdatum	Status
Brokdorf	DWR	31.12.2021	Die Anlage befindet sich im Nachbetrieb; der eigentliche Rückbau kann erst erfolgen, wenn die Aufsichtsbehörde die Genehmigung dafür erteilt.
Grohnde	DWR	31.12.2021	06.12.2023: Genehmigung nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz zur Stilllegung und zum Abbau
Gundremmingen C	SWR	31.12.2021	27.05.2021: Genehmigung nach § 7 Abs. 3 Atomgesetz zur Stilllegung und zum Abbau Kernbrennstoff ist für Mitte der 2020er vorgesehen.
Philippsburg 2	DWR	31.12.2019	Die Genehmigung zur Stilllegung und zum Abbau wurde ab Januar 2020 in Anspruch genommen; zu den ersten Arbeiten gehörten die Entladung des Reaktordruckbehälters und die Dekontamination des Primärkreises. 2022 wurden noch vorhandene Brennelemente in das BE-Zwischenlager am Standort gebracht.
Gundremmingen B	SWR	31.12.2017	Erste Genehmigung für Stilllegung und Rückbau wurde im März 2019 erteilt. Kernbrennstofffreiheit seit September 2022
Grafenrheinfeld	DWR	27.06.2015	11.04.2018: Erteilung der ersten Stilllegungs- und Abbaugenehmigung; die zweite Abbaugenehmigung wurde Ende 2019 beantragt. Mitte Mai 2020 wurde die Brennelementefreiheit erreicht, im Dezember 2020 die Brennstofffreiheit. Die Anlage hat Wasserfreiheit erreicht.
Biblis A	DWR	06.08.2011	Die letzten erforderlichen Abbaugenehmigungen wurden 28.04.2020 erteilt; die Anlage ist kernbrennstofffrei
Biblis B	DWR	06.08.2011	Die letzten erforderlichen Abbaugenehmigungen wurden 15.07.2023 erteilt; die Anlage ist kernbrennstofffrei

Bezeichnung	Typ	Abschal- tungsdatum	Status
Brunsbüttel	SWR	06.08.2011	Dezember 2018: Erteilung der ersten Stilllegungs- und Abbaugenehmigung; die zweite Abbaugenehmigung hat sich verzögert. Die Anlage ist seit Februar 2018 kernbrennstofffrei
Isar 1	SWR	06.08.2011	Im Rückbau, alle Genehmigungen liegen vor 12.11.2020: Brennstofffreiheit
Krümmel	SWR	06.08.2011	Am 20. Juni 2024 wurde der Antrag auf Stilllegung und Abbau genehmigt. Die Anlage ist seit Dezember 2019 kernbrennstofffrei
Neckarwestheim 1	DWR	06.08.2011	Die Erteilung der ersten Genehmigung zu Stilllegung und Rückbau erfolgte im Februar 2017, die der zweiten im Dezember 2019. Die Anlage ist seit 2018 brennelementfrei. 2023 wurde der RDB vollständig entfernt.
Philippsburg1	SWR	06.08.2011	Der Nachbetrieb dauerte bis Mai 2017, als die einen Monat zuvor erteilte Stilllegungs- und Abbaugenehmigung in Anspruch genommen wurde und die Anlage in den Restbetrieb wechselte. Die zwei Abbaugenehmigung wurde im Juli 2020 erteilt.
Unterweser	DWR	06.08.2011	Die erste und zweite Stilllegungs- und Abbaugenehmigung wurde erteilt (2018 und 2021). Im Februar 2019 wurden die letzten Brennelemente ins Zwischenlager abgegeben; im Mai 2019 war die Anlage Kernbrennstofffrei. 2022 wurde der Meilenstein der Wasserfreiheit erreicht.
Obrigheim	DWR	11.05.2005	Mit Erteilung der ersten von vier Genehmigungen begannen 2008 die Stilllegungs- und Abbauarbeiten; 2018 wurde die vierte und letzte Abbaugenehmigung erteilt. Der Betreiber geht davon aus, dass der Abbau des atomrechtlich überwachten Teils Ende der 2020er Jahre abgeschlossen sein wird.

Bezeichnung	Typ	Abschal- tungsdatum	Status
Stade	DWR	14.11.2003	Die Anlage wird seit 2005 abgebaut. Großkomponenten wie der Reaktordruckbehälter samt Einbauten, sowie der Biologische Schild wurden entfernt. Der konventionelle Abriss hat begonnen, das Ende aller Abbauarbeiten wird für 2029 erwartet.
Würgassen	SWR	26.08.1994	Im Jahr 2014 wurde der nukleare Abbau der gesamten Anlage erfolgreich beendet. Teile des nicht für Lagerzwecke benötigten Betriebsgeländes konnten seit Ende 2017 aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung entlassen werden. Weitere Arbeiten konzentrieren sich auf die Auslagerung und Verpackung von Fass- und anderen Abfallgebinden.
KNK Karlsruhe II	BR	23.08.1991	Im Rückbau
Greifswald 1	WWER-440/230	18.12.1990	Im Rückbau
Greifswald 4	WWER-440/230	02.06.1990	Im Rückbau
Rheinsberg	WWER-70	01.06.1990	Die letzten Brennelemente wurden 2011 im Zwischenlager Lubmin eingelagert. Die Anlage befindet sich noch im Rückbau.
Greifswald 3	WWER-440/230	28.02.1990	Im Rückbau
Greifswald 2	WWER-440/230	14.02.1990	Im Rückbau
Greifswald 5	WWER-440/213	24.11.1989	Im Rückbau
Jülich	HTR	31.12.1988	Im Rückbau
Mülheim-Kärlich	DWR	06.09.1988	Die Anlage ist seit Juli 2002 kernbrennstofffrei. Mit dem Vorliegen der Genehmigung begann der Abbau der Anlage im Juli 2004.
Hamm-Uentrop	HTR	29.04.1988	Sicherer Einschluss
Kahl	SWR	25.11.1985	Rückgebaut
MZFR Karlsruhe	DWR	03.05.1984	Rückgebaut
Lingen	SWR	05.01.1979	Mit Genehmigung vom November 1985 befand sich die Anlage von 1988 bis 2015 im Sicheren Einschluss. Die Anlage besteht im Wesentlichen nur noch aus Reaktor- und Reaktorhilfsanlagegebäude.

Bezeichnung	Typ	Abschal- tungsdatum	Status
Gundremmingen A	SWR	13.01.1977	Die erste Stilllegungs- und Abbaugenehmigung wurde am 26.05.1983 erteilt. Die Anlage ist seit 1988 brennstofffrei, ihre wesentlichen Großkomponenten sind einschließlich des biologischen Schildes abgebaut.
KNK Karlsruhe	BR	01.09.1974	Im Rückbau
Niederaichbach	HWCR	31.07.1974	Rückgebaut
Großwelzheim	HDR	20.04.1971	Rückgebaut

Nach dem Atomgesetz müssen Kernkraftwerke, aber auch alle anderen Arten von kerntechnischen Anlagen, deren Berechtigung zum Leistungsbetrieb erloschen ist, stillgelegt werden. Die Stilllegung umfasst verschiedene Rückbauphasen, die durch atomrechtliche Genehmigungen gegliedert werden.

Auch wenn sich der Reaktor nicht mehr im Leistungsbetrieb befindet, müssen die Schutzziele Unterkritikalität, Wärmeabfuhr und Rückhaltung der Aktivität gewährleistet sein. Erstere zielen auf ein auch nach der Abschaltung noch vorhandenes Kernbrennstoffinventar ab (im Reaktorkern bzw. im Brennelementlagerbecken), letzteres umfasst auch Rückbauphasen, in denen die Anlage brennstofffrei ist. Die Anforderungen aus den Schutzzielen „sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ wird durch zielgerichtete Planung der Arbeiten und die technische Infrastruktur gewährleistet, etwa durch entsprechende Vorkehrungen in Lüftungs- und Abwasseranlagen.

Mit dem schrittweisen Abtransport von Brennelementen und Sonderbrennstäben nach ihrer notwendigen Abklingzeit im Brennelementlagerbecken geht die Anlage in die Phase einer Brennelement- bzw. Brennstofffreiheit über. Verschiedene Komponenten der Anlage tragen zwar weiterhin zum radioaktiven Inventar der Anlage bei (Wasser der Kühlkreisläufe und aus der Dekontamination, aktivierte Anlagenteile, etc.), doch ist zu erwarten, dass jenes Inventar, insbesondere in verhältnismäßig leicht freisetzbarer Form, im Verlauf des Rückbaus schrittweise abnimmt. Damit ist auch zu erwarten, dass sich das Gefährdungspotential der Anlage verringert und bestimmte Sicherheitsvorkehrungen und -maßnahmen nur noch in reduziertem Rahmen vorgehalten, umgesetzt, durchgeführt oder beübt werden müssen.

Die im Rahmen des Allgemeinen Notfallplans des Bundes (ANoPI-Bund) definierten fünfzehn Referenzszenarien umfassen drei Szenarien, die auf ein laufendes deutsches, bzw. im Rückbau befindliche Kernkraftwerke Anwendung finden:

- **Referenzszenario S1:** Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk (vor Brennelement-freiheit); vorläufige Notfalleinstufung: überregionaler Notfall
- **Referenzszenario S5:** Notfall in einer ortsfesten Anlage oder Einrichtung im In- und Ausland mit besonderem Gefahrenpotential, die nicht unter S1 bis S4 fällt; vorläufige Notfalleinstufung: Überregionaler Notfall bei Notfall im Ausland, Regionaler Notfall bei Notfall im Bundesgebiet
- **Referenzszenario S6:** Notfall im Zusammenhang mit sonstigen Tätigkeiten nach § 4 StrlSchG oder vergleichbaren Tätigkeiten nach ausländischem Recht; vorläufige Notfalleinstufung: Lokaler Notfall

Der Übergang zwischen den einzelnen Referenzszenarien ist, mit Ausnahme der Festlegung der Brennelementfreiheit eines Kernkraftwerks, mit Unsicherheiten behaftet, die sich auf die Notfallplanung auswirken können.

Im Rahmen dieses Vorhabens werden relevante Schritte der einzelnen Rückbauphasen möglichst generisch (hier: nicht für eine spezifische Anlage) zusammengestellt, mögliche radioaktive Inventare skizziert und Zeitskalen für die einzelnen Phasen abgeschätzt. Insbesondere letztere stützen sich auf publizierte Zeitangaben von Kernkraftwerken, welche den Meilenstein einer bestimmten Rückbauphase bereits erreicht haben.

Im Folgenden werden die einzelnen Meilensteine, die übersichtsartig in der „Rückbautabelle“ Tab. 4.1 dargestellt sind, kurz umrissen.

2.2 Rückbauphasen

Die Nachbetriebsphase einer nach § 7 Abs. 1 AtG genehmigten Anlage beginnt nach deren endgültiger Abschaltung mit dem Ziel der Stilllegung und des Rückbaus. Er umfasst alle im Rahmen der noch geltenden Betriebsgenehmigung gestatteten Maßnahmen zur Vorbereitung auf den Restbetrieb und den Rückbau der Anlage.

Der Arbeitsschritt „Stilllegung und Rückbau“ erfolgt nach einem Terminplan, der zumeist in zwei Phasen, dem Nachbetrieb und dem Restbetrieb (auf Grundlage der Stilllegungs-

und Abbaugenehmigung), erfolgt. Ihre atomrechtlichen Genehmigungen können jeweils gesondert nach § 7 Abs. 3 AtG beantragt werden. Einzelne Arbeiten der Phasen können auch parallel durchgeführt werden, wenn sie sich nicht gegenseitig beeinträchtigen und alle Schutzziele eingehalten werden.

Nach einer initialen Abkühlungsphase des abgeschalteten und anfänglich noch auf Betriebstemperatur befindlichen Reaktors auf ca. 20-30 °C werden die bestrahlten Brennelemente in das Abklingbecken (Nasslager, Brennelementlagerbecken) verbracht. Die Brennelemente zeichnen sich noch durch eine hohe Wärmeentwicklung aus und benötigen über mehrere Jahre eine aktive Kühlung; das Wasser dient gleichzeitig zur Abschirmung der Strahlung. Da das als Kühlmittel genutzte Wasser als Moderator wirkt, sind im Abklingbecken Neutronenabsorber vorhanden, um eine Kritikalität zu verhindern. Im normalen Systemzustand ist die Anlage so ausgelegt, dass auch bei maximaler Wärmeentwicklung eine Beckenwassertemperatur von 45 °C aufrechterhalten werden kann.

Die Brennelemente verbleiben im Abklingbecken bis die Nachzerfallswärme so weit reduziert ist, dass sie abtransportiert werden können. Hierbei sind sowohl die Wärmeleistung als auch die Dosisleistung die ausschlaggebenden Parameter, da es gesetzlich vorgegebene Grenzwerte für die Oberflächentemperatur bzw. Dosisleistung von Transportbehältern (z. B. CASTOR) gibt. Die Brennelemente werden in ein (zumeist angrenzendes) Zwischenlager gebracht.

Eine Abklinglagerung unter Wasser ist sowohl zur Kühlung als auch zur Abschirmung der Strahlung üblich und die entsprechenden Vorkehrungen zur Aufrechterhaltung einer Wasserkühlung sind Teil des Sicherheitskonzept jedes Kernkraftwerks. Im Rahmen dieses Vorhabens wird ein nicht näher spezifiziertes Szenario angenommen, das einen nicht ersetzbaren Verlust des Kühlwassers beschreibt. Die Brennelemente können in diesem Fall nur durch die sie umgebende Luft gekühlt werden. In Kapitel 2.5 wird ein solches Szenario anhand eines vereinfachten Modells betrachtet. Hierbei soll untersucht werden, ob in dem beschriebenen Fall die Luftkühlung als ausreichend anzunehmen ist, oder ob die noch vorhandene Nachzerfallsleistung ausreicht, um signifikante Schäden an den Brennelementen bewirken zu können.

Der Kernbrennstoff der Anlage wird nach einer ausreichend langen Abklinglagerung, die mit einer stetigen Abnahme der Nachzerfallswärme einhergeht, in Castoren verbracht und abtransportiert. Sonderbrennstäbe, die unter Umständen einer gesonderte

Behandlung bei der Beladung bedürfen, verbleiben in manchen Fällen länger im Abklinglager /PRE 20/.

Die Brennelemente (und evtl. Sonderbrennstäbe) stellen zu diesem Zeitpunkt den mit Abstand größten Teil des Radionuklidinventars einer Anlage. Neue radioaktive Stoffe werden nicht mehr gebildet und kurzlebige Spaltprodukte (z.B. Iod-131, Edelgase bis auf Krypton-85) entstehen nicht mehr. Dennoch gibt es auch andere Komponenten, die zum Gesamtinventar beitragen. Dazu gehören (auszugsweise, aus /PRE 20/)

- aktivierte Betonbauteile (Europium-152/154, Tritium, Kohlenstoff-14),
- Kohlenstoff-14 im Primärkühlmittel,
- Antimon-125 in aktivierten Schmierstoffen im Primärkreis und
- Radionuklide in/von Metallbauteilen (z.B. Eisen-55, Cobalt-60); Freisetzung nur durch Dekontaminations- oder Trennarbeiten.

Der Reaktordruckbehälter (RDB), die RDB-Einbauten und der biologische Schild weisen ebenfalls verschiedene Aktivierungsprodukte auf.

Sind sämtliche Brennelemente abtransportiert worden (mögliche Zeitraumbegrenzung: Nachzerfallswärme, Dosisleistung; Kapazitäten an Transportbehältern, Transportmöglichkeiten), hat die Anlage den Meilenstein „Brennelementfreiheit“ erreicht. Einzelne Sonderbrennstäbe können sich noch im Abklingbecken befinden.

In einem nächsten Schritt werden auch die Sonderbrennstäbe aus der Anlage abtransportiert – die „Brennstofffreiheit“ wurde realisiert. Mit fortschreitendem Abbau werden zunehmend alle Systeme, die im Leistungsbetrieb radioaktive Medien geführt haben, entleert. Als weiterer Meilenstein kann hier die „Wasserfreiheit“ der Anlage angenommen werden. Die Zerlegung des Reaktordruckbehälters kann „nass“ oder „trocken“ erfolgen, was sich auf den Zeitrahmen der Wasserfreiheit auswirkt.

Brennstoff- und Wasserfreiheit markieren das Ende der zweiten Phase des Nichtleistungs-/Nachbetriebs.

An die zweite Phase des Nichtleistungs-/Nachbetriebs schließt sich der Restbetrieb an. Dieser umfasst die abschnittsweise Stillsetzung nicht mehr benötigter Systeme und Anlagenteile und deren Abbau – alle Gebäude sind nachweislich frei von kontaminierten

oder aktivierten Bauteilen und Materialien. Alle bestrahlten Brennelemente und Sonderbrennstäbe sind in den Einlagerungsbetrieb überführt worden.

Mit der anschließenden Entlassung der Anlage aus dem Atomrecht kann die uneingeschränkte Nachnutzung bzw. ein konventioneller Abriss beginnen. Das Zwischenlager, das sich am (ehemaligen) Ort des Kernkraftwerks befindet ist Eigentum der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH, der die Verantwortung für das Lager obliegt.

Tab. 4.1 Verallgemeinerte Rückbauphasen eines deutschen Kernkraftwerks

Die Zeitskalen für Meilensteine des Rückbaus orientieren sich für einen ersten Überblick an Kernkraftwerken, die den Rückbauschritt bereits erreicht haben – sie können für spezifische Anlagen teils deutliche Abweichungen zeigen.

Eine Literaturlauswahl zu durchgeführten Arbeiten ist in Anhang A gegeben)

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Zeit nach Abschaltung, ca.	Anmerkungen
Leistungsbetrieb		
RDB befüllt	-	z.B. FKA-Quellterm. In Deutschland gibt es keine KKW im Leistungsbetrieb mehr.
Im Abklingbecken (auch: Brennelementlagerbecken, Nasslager) befinden sich bestrahlte Brennelemente und Sonderbrennstäbe.	-	Abklingbecken befinden sich in unmittelbarer Nähe des Reaktors, da die Brennelemente beim Transport vom Reaktorkern zum Becken dauerhaft gekühlt werden müssen. Auch aus Strahlenschutzgründen müssen die Brennelemente dauerhaft von ausreichend Wasser umgeben sein. Mindestabdeckung Wasser ca. 2 m
Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb ist erloschen: Ein Terminplan für den Arbeitsschritt „Stilllegung und Abbau“ wird erarbeitet. Der Abbau kann z. B. in zwei Phasen erfolgen, deren atomrechtliche Genehmigungen jeweils gesondert nach § 7 Abs. 3 AtG beantragt werden. Die Arbeiten der Phasen können auch parallel durchgeführt werden, wenn sie sich nicht gegenseitig beeinträchtigen und alle Schutzziele eingehalten werden.		
Der Nachbetrieb einer nach § 7 (a) AtG genehmigten Anlage beginnt nach deren endgültiger Abschaltung mit dem Ziel der Stilllegung und des Abbaus. Er umfasst alle im Rahmen der noch geltenden Betriebsgenehmigung gestatteten Maßnahmen zur Vorbereitung auf den Restbetrieb und den Abbau der Anlage.		
Bestrahlte Brennelemente mit ausreichend reduzierter Nachzerfallsleistung (Wärmeentwicklung) werden weiterhin aus dem Abklingbecken in Castoren verladen (dynamische Entwicklung des Brennelement-Inventars)		

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Zeit nach Abschaltung, ca.	Anmerkungen
Umlagerung der Brennelemente in das Abklingbecken		
Betondeckel des biologischen Schildes bzw. Deckel des Sicherheitsbehälters öffnen; Reaktordruckbehälter drucklos halten; Transportbecken mit Wasser fluten bis Wasserstand auf derselben Höhe wie jener im Abklingbecken	Abkühlen des Reaktors von 300 auf 20 - 30 °C ca. 24 Stunden. Eine Revision inkl. Unterhaltsarbeiten dauert rund 4 Wochen.	Diese Arbeiten wurden auch im Leistungsbetrieb durchgeführt. Der Arbeitsschritt kann für deutsche Kernkraftwerke als abgeschlossen angesehen werden.
Nichtleistungs-/Nachbetrieb „Phase 1“ - Brennelementfreiheit		
Es befinden sich noch bestrahlte Brennelemente und Sonderbrennstäbe im Abklingbecken. Die Lagerbeckenkühlung wird für die zuverlässige Kühlung der bestrahlten Brennelemente benötigt.	5 Jahre	Aktive Kühlung der Brennelemente (immer Wasserkühlung): Abnahme der Nachzerfallswärme, Vergrößerung der Karenzzeit. Späte Inventare werden durch Radionuklide mit langer Halbwertszeit dominiert (Iod-131 oder radioaktive Edelgase als Spaltprodukte werden nicht mehr gebildet).
Eine aktive Kühlung der verbliebenen Brennelemente und Sonderbrennstäbe ist nicht mehr nötig.	5+ Jahre	Passive Kühlung der Brennelemente (immer Wasserkühlung)
Eine Luftkühlung der Brennelemente wäre theoretisch möglich	5+ Jahre	Aus Strahlenschutzgründen werden Brennelemente und Sonderbrennstäbe stets unter Wasser gelagert. Physikalisch mögliche Luftkühlung als Annahme für mögliche Gefährdungspotentiale.
Verladung der Brennelemente und Sonderbrennstäbe in Castoren	Nach 5+ Jahren; die Beladung eines Castors kann einige Tage dauern	Dynamische Durchführungs- bzw. Arbeitsperioden
Alle bestrahlten Brennelemente wurden aus der Anlage abtransportiert; es befinden sich nur noch einzelne Sonderbrennstäbe im Abklingbecken	5+ Jahre	Die Anlage hat die Brennelementfreiheit erreicht.

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Zeit nach Abschaltung, ca.	Anmerkungen
Nichtleistungs-/ Nachbetrieb „Phase 2“ - Brennstofffreiheit		
Die Sonderbrennstäbe wurden aus der Anlage abtransportiert.	5+ Jahre	Es befindet sich kein Kernbrennstoff mehr im Kernkraftwerk: die Anlage hat die Brennstofffreiheit erreicht.
Systeme, die im Leistungsbetrieb radioaktive Medien geführt haben, werden entleert.	8+ Jahre	Die Anlage hat die Wasserfreiheit (für die großen Mengen der Kühlkreisläufe) erreicht. Wasser für verschiedene Arbeitsschritte, z. B. zur Nassdekontamination können weiterhin in der Anlage anfallen.
In der Anlage gibt es weiterhin kontaminierte bzw. aktivierte Anlagenkomponenten , die fortlaufend abgebaut, behandelt, gelagert, etc. werden.		Zum radioaktiven Inventar der Anlage gehören z.B. aktivierte Betonbauteile, Systeme, die mit Primärkühlmittel in Berührung gekommen sind; der Reaktordruckbehälter (RDB), die RDB-Einbauten, der Biologische Schild, etc. Hinzu kommen Inventare der Reststoffbehandlung.
Zur Zwischenlagerung im Rahmen des Abbaus können Pufferlager errichtet werden, die an unterschiedlichen Orten der Anlage Abfälle unterschiedlicher Art und Menge aufnehmen	Der vollständige Rückbau einer Anlage kann sich von Anlage zu Anlage unterscheiden – ein Zeitrahmen wird vom Betreiber erarbeitet (üblich sind 10 - 15 Jahre), dieser kann sich im Laufe der Arbeiten jedoch auch erheblich vergrößern.	Inventar der verschiedenen Pufferlager
Der Restbetrieb folgt auf den Nachbetrieb und endet mit der Entlassung aus dem Atomgesetz. Der Restbetrieb umfasst die abschnittsweise Stillsetzung nicht mehr benötigter Systeme und Anlagenteile und deren Abbau bis zur abschließenden Entlassung der Anlage aus dem Atomrecht. Mit Stilllegung der Anlage wurde das Betriebs- handbuch durch das Restbetriebshandbuch abgelöst. An den Restbetrieb schließen sich der konventionelle Abriss der Anlage und eine mögliche andere Nutzung des Geländes an.		

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Zeit nach Abschaltung, ca.	Anmerkungen
Einlagerungsbetrieb		
Die Kapazität der Einrichtungen zur Einlagerung sind so bemessen, dass alle bestrahlten Brennelemente zwischengelagert werden können, die bis zum Ende der Betriebszeit des Kernkraftwerks angefallen sind.	Beginn Einlagerungsbetrieb + 40 Jahre	Dem Inventar der in Castoren eingeschlossenen Brennelemente werden technische bedingte Grenzen gesetzt (maximale Anzahl der Brennelemente, Wärmeentwicklung, etc.)
Beendigung der Phase 2: alle Gebäude sind nachweislich frei von kontaminierten oder aktivierten Bauteilen oder Materialien. Die Anlage kann aus dem Atomrecht entlassen werden. Danach erfolgt die uneingeschränkte Nachnutzung oder der konventionelle Abriss der Gebäudestrukturen mit Ausnahme der Lagergebäude (= Zwischenlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle)		
„Grüne Wiese“		Ein Zwischenlager (Eigentum und Verantwortung der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH), das am Ort der ehemaligen Anlage des Kernkraftwerks steht

2.3 Aktuelle Forschungen zu schweren Unfällen im Nichtleistungsbetrieb

Die Situation nach dem Leistungsbetrieb bis zur Brennelementefreiheit in einem KKW entspricht der, welche als Nichtleistungsbetrieb (NLB) bezeichnet wird, wozu auch insbesondere die Revisionsphasen gehören.

Wie in /NUR 95/ ausgeführt wird, hat die USNRC bereits Ende der 1980er Jahre einige Untersuchungen vorgenommen, um das Risiko, das vom NLB ausgeht, genauer zu bestimmen. Das Dokument selbst stellt eine PSA der Stufe 1, 2 und 3 für das KKW Surry im NLB dar, das exemplarisch untersucht worden ist, da der Betreiber Kooperation signalisiert hatte. Als Ergebnis für die internen auslösenden Ereignisse ist eine um einen Faktor 10 geringere Kernschadenswahrscheinlichkeit (engl. Core Damage Frequency, CDF) als für den Leistungsbetrieb aufgrund der geringeren Zeit, in der sich die Anlage im NLB befindet. Hierbei sind jedoch lediglich Ereignisse während des Mitte-Loop-Betriebes als interne auslösende Ereignisse berücksichtigt gewesen. Ferner sind interne Feuer, Überflutungen und Erdbeben berücksichtigt worden.

Während der 1990er Jahre hat es einige Ereignisse in amerikanischen Kernkraftwerken gegeben, die zu weiteren Forschungen zur Ermittlung des Risikos im NLB durch die Berücksichtigung des gesamten Spektrums an Ereignissen führten, um so ein risikoorientiertes Aufsichtsverfahren zu gewährleisten, wie es /NUC 97/ nahelegt. Entsprechend hat sich gezeigt, dass nicht alle möglichen Szenarien bis dahin bedacht waren. Die genannten Ereignisse waren etwa eine über Tage unbemerkte Stickstoffeinspeisung, die das primärseitige Kühlmittel verdrängt hat.

Etwas jüngere Dokumente wie /IAEA 00/ zeigen die Signifikanz des NLB zur Gesamtkernschadenshäufigkeit, wobei hier von derselben Größenordnung der CDF im Vergleich zum Leistungsbetrieb ausgegangen wird. In diesem Dokument werden Empfehlungen zur Durchführung der PSA-Analyse gegeben. So wird eine Markov-Technik empfohlen anstatt der normalen Ereignisbaumanalyse, es werden auch andere Freisetzungsquellen wie das Brennelementlagerbecken (BELB) oder die Anlagen zur Handhabung des Brennstoffes und des Abfalles genannt.

Veröffentlichungen nach dem GRS-Vorhaben zum NLB wie /WAK 18/ zeigen einige Änderungen in der PSA-Methodologie wie etwa, dass im Zuge der Harmonisierung die Betriebsphasen, die nicht den Stillstand des Reaktors implizieren, dem Leistungsbetrieb zugeordnet werden sollen. Ferner werden das interne Feuer und Aktivitäten eines Innentäters aufgrund der Komplexität der Analyse ausgeschlossen. Weitere, bisher nicht bekannte Szenarien werden nicht diskutiert.

Andere Publikationen, wie z. B. /ALB 80/, /YON /, befassen sich mit der methodischen Erfassung von menschlich induzierten auslösenden Ereignissen, wobei unter anderem auf den NUREG-1792-Bericht verwiesen wird, der empfiehlt, genau diese Art von Ereignissen explizit in der PSA zu modellieren. Das Ergebnis des ersten Schrittes der entwickelten Methode, die ursprünglich am PSI entwickelt, hier jedoch auf den NLB angepasst worden ist, besteht aus einer Liste möglicher Fehlhandlungen.

Da im deutschen Regelwerk zwar eine PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb, nicht jedoch für den NLB vorgeschrieben ist, wurden von der GRS zahlreiche Vorhaben durchgeführt (für einen Überblick siehe z. B. /LÖF 16/).

In diesen Berichten werden die Spezifika des NLB diskutiert, sowie deren Konsequenzen quantifiziert. Die Spezifika sind eine deutlich geringere Nachzerfallsleistung (abhängig von der Betriebsphase), teilweise ein offener Reaktorkühlkreislauf (RDB-Deckel

entfernt), geringere Verfügbarkeit von Sicherheitskomponenten (z. B. Freischaltungen wegen Instandsetzung), der Reaktorraum kann geflutet und das Brennelementlagerbecken damit verbunden sein. Auch kann der Sicherheitsbehälter selbst geöffnet sein, welches beim SWR automatisch im Falle des entfernten RDB-Deckels der Fall ist. Ein geöffnete RDB-Deckel führt darüber hinaus zu erhöhter Direktstrahlung zur SHB-Wandung im DWR. Weitere Spezifika ergeben sich aus Wechselwirkungen mit dem Reaktorschutz oder Reparaturmaßnahmen. So kann es bei immer noch angekoppeltem Reaktorschutz zu Auslösungen kommen, die die Nachkühlung kompromittieren. Instandsetzungsmaßnahmen wie der Ausbau einer Zwangsumwälzpumpe im SWR kann zu einem Kühlmittelverlust führen, der so im Leistungsbetrieb nicht in Erscheinung treten würde. Deborierungseignisse, in denen beispielsweise ein deborierter Deionatpropfen in der Hauptkühlmittelleitung des in Reserve stehenden Flutstranges durch die Wiederinbetriebnahme in den Kern transportiert wird, so dass dort ein Kritikalitätseignis entsteht, gehören ebenfalls zum Ereignisspektrum des NLB. Derartige Ereignisse wurden im Forschungszentrum Rossendorf untersucht. So ist in /KLI 04/ ein deborierter Propfen im Pumpenbogen modelliert worden, der durch eine Hauptkühlmittelpumpe mobilisiert wird. Dieser führt auch unter Variation des Volumens nicht zu einem Kernschaden. Nichtsdestotrotz sind derartige Ereignisse zu berücksichtigen. So könnten die Verhältnisse in anderen Anlagen doch zu einem Schaden führen, welches im speziellen Fall durch Untersuchungen auszuschließen ist.

Grundsätzlich führt die geringere Nachzerfallsleistung zu einem deutlich verzögerten Verlauf des Geschehens, so dass der Betriebsmannschaft mehr Karenzzeit für Gegenmaßnahmen verbleibt. Dies dürfte umso mehr gelten, je weiter die Reaktorabschaltung zurückliegt. Die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Gefährdungszuständen (Systemschadenzuständen) liegt jedoch im Bereich des Leistungsbetriebes.

Beim geöffneten RDB bestand der Verdacht, dass Luftsauerstoff zutreten kann, so dass es zu einer Reaktion von Zirkon mit eben diesem Luftsauerstoff kommt. Da diese Reaktion ohne das Reaktionsprodukt Wasserstoff auskommt, ginge dies mit einer verringerten Gesamtproduktion desselben einher. In der Tat hat sich jedoch durch die Integralanalysen gezeigt, dass stets genug Wasserdampf für die Wasserdampf-Zirkon-Reaktion zur Verfügung steht. Entgegen der Vermutung entsteht sogar mehr H_2 während der „in vessel“-Phase des Unfalls.

Die Unfallsimulationen zum NLB für den DWR sind mit einer neueren Version des Integralcodes MELCOR in diesem Vorhaben neu berechnet worden, so dass hierfür valide

Quelltermdaten zur Verfügung stehen. Diese Quellterme und auch solche aus anderen Vorhaben wurden systematisch aufbereitet, so dass eine Quelltermdatenbank vorliegt.

Die Verbesserungsideen beziehen sich im Wesentlichen aus Verbesserungen der Messungen für den Füllstand im Primärkreis während des „Mitte-Loop“-Betriebes und in der Automatisierung von Abläufen. Hierbei ist jedoch lediglich die Ertüchtigung einer einkanaligen Messung des Füllstandes als lohnend bewertet worden. Ferner werden Verbesserungen wie die Verfügbarkeit von zwei statt einem DE, WKP diverser Einrichtungen zur Füllstandsabsenkung oder die Abschätzung der Mengenbilanz bei eben jener etc. Letztere Maßnahmen waren bereits in einigen deutschen KKW umgesetzt, die Empfehlung ist hierbei gewesen, diese Maßnahmen für alle KKW zu übernehmen.

Zusammenfassung, Ausblick:

Die Arbeiten zur Bewertung des NLB begannen in den späten 1980er Jahren. In den folgenden Jahrzehnten hat es viele Anstrengungen gegeben, den NLB probabilistisch zu berücksichtigen, um das Sicherheitsniveau der Kernkraftwerke weltweit zu steigern. Auch die GRS hat hierzu, insbesondere für die deutschen KKW, einen wesentlichen Beitrag geliefert.

Auch wenn es weiterhin Arbeiten im Bereich der menschlichen Zuverlässigkeit oder Harmonisierung gibt, ist nicht mit neuen Ereignisarten zu rechnen, welche meist ohnehin nicht in den entsprechenden Veröffentlichungen detailliert beschrieben sind. Die meisten Szenarien, die im NLB relevant sind, hängen von anlagenspezifischen Eigenschaften ab. Für deutsche Kernkraftwerke sind diese mit den entsprechenden Arbeiten der GRS diskutiert und in den oben genannten Dokumenten niedergeschrieben.

Jedoch beziehen sich die Szenarien in einem KKW stets, ausgenommen in speziellen Forschungsreaktoren, die lediglich ein einzelnes Brennelement besitzen, auf eine Anordnung mehrerer oder vieler Brennelemente. Prinzipiell wäre es jedoch auch denkbar, dass ein einzelnes Brennelement, wenn es beispielsweise aus den RDB in das BELB verladen werden soll, seine Kühlung etwa durch einen Füllstandsabfall im BELB/Reaktorraum verliert. Entsprechend wäre lediglich eine Luftkühlung des frisch-abgebrannten Brennelementes vorhanden. Ein solches Szenario, das probabilistisch zwar nicht bewertet, jedoch von äußerst geringer Häufigkeit sein dürfte, ist nach vorliegenden Unterlagen noch nicht simuliert worden. Eine Unfallsimulation eines solchen oder ähnlichen Szenarios würde das Verständnis für derartige Grenzfälle, die mit der Frage

verknüpft sind, ab welcher Leistung eine Anordnung, die Radionuklide in sich trägt, Schaden nimmt, steigern.

2.4 Aktuelle Forschungen zu schweren Unfällen in Brennelementlagerbecken

Im Nachgang zu den Ereignissen am japanischen Standort Fukushima Dai-Ichi wurden durch die ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) entwickelten Stress-tests in verschiedenen europäischen Nationen durchgeführt /ENS 23/. Thematisch betrafen diese u. a. auch mögliche Unfallszenarien mit Freisetzungen aus dem BELB in die Atmosphäre. In Fukushima selbst zeigte sich, dass selbst unter den äußerst ungünstigen Umständen des Unfalls ein Schaden an den Brennelementen in den BELB abgewendet werden konnte /GRS 16/, /HAG 17/.

Der Bericht „Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus Brennelement-Lagerbecken in Kernkraftwerken“ /HAG 17/ baut im Wesentlichen auf GRS-Unfallablaufsimulationen mit Bezug zum BELB auf, die mit dem Integralcode MELCOR durchgeführt wurden. Diese grundlegenden Analysen wurden u. a. im Rahmen der Arbeiten zu den Vorhaben RS 1198 /STE 15/ bzw. 3612R01361 (siehe u. a. GRS Bericht GRS 393 /LOE 16/) durchgeführt.

Anfang der 2000er Jahre standen auch deterministische Untersuchungen der Auswirkungen von schweren Unfällen (z. B. nach einem Flugzeugabsturz (FLAB)) mit einem Bezug zum BELB im Fokus von Untersuchungen. Zu Beginn der Zehnerjahre wurden dann im Nachgang zu Fukushima internationale Untersuchungen von möglichen schweren Unfallabläufen explizit auch für das BELB durchgeführt. Während in den US-Analysen im SOARCA Projekt Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen noch ohne expliziten Fokus auf das BELB durchgeführt wurden /NRC 12a/, /NRC 12b/, /NRC 17/, /NRC 23/, /GHO 19/, sind diese dann im EU-Vorhaben MUSA zentral behandelt worden. Im MUSA Vorhaben wurden u. a. die Unsicherheiten und Sensitivitäten für Loss-of-Cooling Szenarien als auch die Auswirkungen eines Einsatzes eines Spray Systems /COI 24/ bei einem Loss-of-Cooling-Accident (LOCA) benannt.

In aktuellen Arbeiten über die Phänomenologie, Simulation und Modellierung von Unfällen im BELB /IAE 21/ werden u. a. aktuelle Forschungsthemen angesprochen, wie das der gleichzeitigen bzw. nachfolgenden sich gegenseitig beeinflussenden Unfallabläufe

sowohl im Kern als auch im BELB, die Verwendung von geeigneten Rechencodes und zugehörigen Modellen sowie Fragen zur Kühlbarkeit von Brennelementen durch Konvention für Siedewasseranlagen (insb. vom Typ, der in Fukushima gebaut wurde). Den Hauptteil der Analysen machen LOCA-Fälle aus, die sich mit dem Ausfall der BELB-Kühlung und den damit zusammengehörenden Auswirkungen für unterschiedliche Reaktortypen (u. a. CANDU, WWER-440, WWER-1000) analytisch befassen.

Aktuell werden im OECD/NEA Vorhaben POLCA (Pool during Loss of Cooling Accident) BELB-Experimente durchgeführt, um ein vertieftes Wissen über Unfallabläufe im BELB zu gewinnen und um Daten für die Validierung thermo-hydraulischer Modelle generieren zu können.

In Belgien wurden von der Fa. Tractebel Analysen zu PSA Methodenentwicklungen in den Thematiken Hazard PSA und Internal Events für BELB durchgeführt und 2021 auf der ANS PSA Konferenz vorgestellt /OPS 21/, /GOL 21/.

In einer aktuellen Arbeit von Kwang-II et al. /KWA 20/ aus Südkorea wurden für einen koreanischen DWR vom Typ OPR1000 (elektrische Leistung 1000 MWe) Freisetzungen von Caesium und Iod in die Umwelt mit dem Integralcode MELCOR für unterschiedliche Szenarien (LOCA und LOPI, Loss of Pool Inventory), BELB-Zustände (Normal bzw. im Beladungsmodus) und unterschiedliche Verfügbarkeiten von Kühlsystemen berechnet.

2.5 Abschätzung der Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion

Brennelemente und zugehörige Brennstäbe erzeugen auch nach ihrer Nutzung im Brennelementlagerbecken (BELB) noch Wärme, die im Normalbetrieb abgeführt wird. Die Nachzerfallswärme der Brennelemente klingt in Abhängigkeit von der Zeit ab. Wird unterstellt, dass das Kühlmittel in Laufe eines schweren Unfalls z. B. durch eine hypothetische Leckage nicht mehr im BELB vorliegt, können die Brennelemente (BE) unter Umständen allein durch die wärmeabführende Konvektion von der Umgebungsluft gekühlt werden. Reicht dieser Mechanismus der Wärmeabfuhr nicht aus, dann heizen sich die Brennstäbe (BS) auf. Das Aufblähen (engl. *ballooning*) der BS kurz vor dem Eintreten von ersten Hüllrohrschäden und der Freisetzung von leichtflüchtigen Edelgasen ist der Effekt dieser schädigenden Wärmeeinwirkung der Nachzerfallsleistung auf die Hüllrohrintegrität.

2.5.1 Vereinfachtes Modellierungsverfahren

In der GRS wurde für eine Erstabschätzung des Konvektionseinflusses ein Modul entwickelt, mit dem sich vereinfacht die Kühlung einer Anordnung von BE (im Folgenden als BE-Stapel bezeichnet) in einem BELB nach unterstelltem hypothetischem Totalverlust des Beckenwassers durch freie Konvektion der Luftströmung berechnen lässt. Mit diesem Verfahren wird die zeitliche Entwicklung der Temperaturen der Brennelemente und der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre abgeschätzt.

Das Modell beruht auf der Vorstellung einer konvektiv getriebenen, horizontal homogenen Luftströmung durch einen BE-Stapel, der sich nach Totalverlust des Beckenwassers im BELB eines Sicherheitsbehälters (SHB) befindet. Die Temperatur der SHB-Atmosphäre wird dabei vereinfachend als räumlich homogen angenommen. Optional kann eine Öffnung im SHB, z. B. ein durch eine äußere Einwirkung verursachtes Leck, bei der Berechnung berücksichtigt werden.

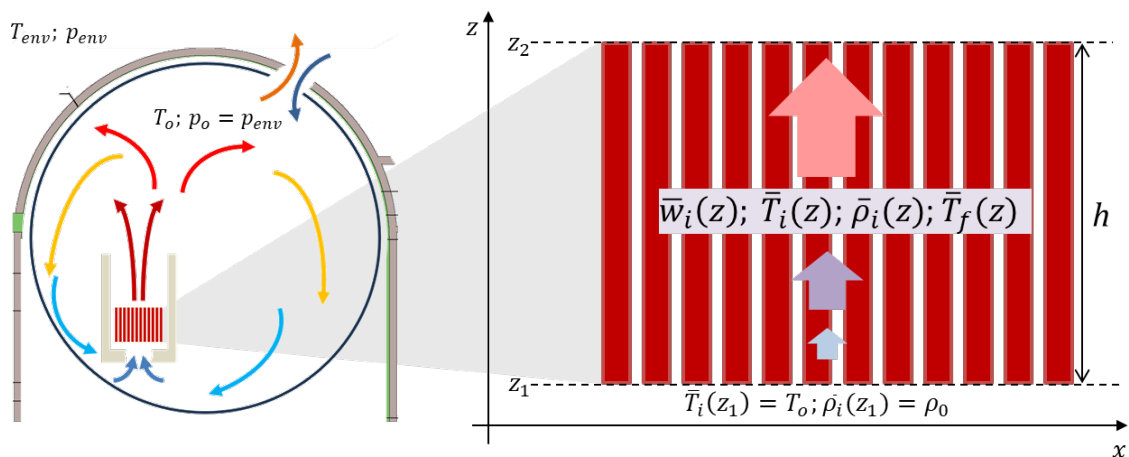


Abb. 2.1 Vereinfachtes Modellierungsverfahren zur Berechnung der Luftkühlung eines BE-Stapels

Links: Strömung im Sicherheitsbehälter. Rechts: Durchströmung des BE-Stapels. Erläuterungen siehe Text.

Die zugrunde liegende Modellvorstellung ist schematisch in Abb. 2.1 illustriert. Im BE-Stapel wird die Luft durch das Gefälle zwischen der Temperatur an der Oberfläche der Brennstäbe T_f und der Lufttemperatur T_i erwärmt und erfährt aufgrund des Unterschiedes ihrer Dichte ρ_i zur Dichte der Umgebungsluft im SHB ρ_o eine Auftriebskraft. Unter stationären Bedingungen stellt sich im BE-Stapel ein Vertikalprofil der Luftströmung ein,

das durch eine mit der Höhe zunehmende Temperatur T_i und Vertikalgeschwindigkeit w_i gekennzeichnet ist.

Diese Situation lässt sich mathematisch durch eine Kopplung der vertikalen Bewegungsgleichung der Luft unter Berücksichtigung der Auftriebskraft und der molekularen sowie turbulenten Reibung mit der entsprechenden Wärmetransportgleichung unter Berücksichtigung des Wärmeübergangs zwischen BS und Luftströmung beschreiben. Die Zusammenhänge zwischen Wärmeübergang, Auftrieb, Strömungsprofil sowie molekularer und turbulenter Reibung werden durch Ähnlichkeitstheoretische Ansätze (vgl. z. B. /HOL 10/) parametrisiert. Einzelheiten des Verfahrens sind in /SOG 25/ beschrieben.

Das gekoppelte Gleichungssystem wird in der gegenwärtigen Ausbaustufe des Modells analytisch für den vertikal integrierten Wärmetransport gelöst. Zu diesem Zweck wird die Energiebilanz zwischen dem Wärmefluss an der Oberseite des BE-Stapels und dem Eintrag an Wärmeenergie in die Luft bei der Durchströmung des BE-Stapels betrachtet /SOG 25/. Daraus ergibt sich eine Bestimmungsgleichung für die vertikal gemittelte Temperatur der Luftströmung im BE-Stapel in Abhängigkeit vom vertikalen Mittel der Brennstabtemperatur, die iterativ gelöst werden kann. Diese Vorgehensweise ermöglicht Berechnungen des vertikalen Mittels der beteiligten Größen, liefert aber keine Informationen über die vertikale Verteilung der Temperatur, Dichte und Vertikalgeschwindigkeit im BE-Stapel.

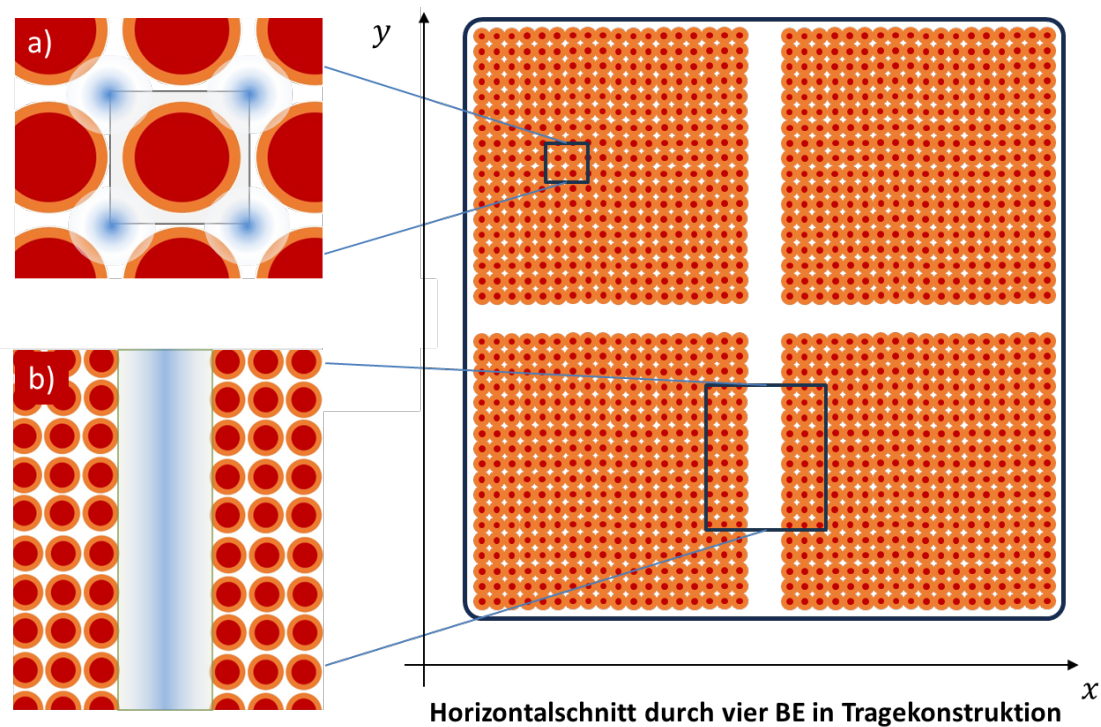


Abb. 2.2 Horizontaler Schnitt durch vier Brennelemente zur Illustration der konvektiven Strömung durch die BE in den Zwischenräumen zwischen den BS (a) und der Umströmung der BE durch die Spalten zwischen dem BE (b)

Bei der Modellierung wird zwischen der konvektiven Durchströmung der BE durch die Zwischenräume zwischen den BS (Abb. 2.2 a) und der konvektiven Umströmung der BE durch die Zwischenräume innerhalb des BE-Stapels (Abb. 2.2 b) unterschieden. Zusätzlich wird die konvektive Umströmung des BE-Stapels an seinen vertikalen Außenflanken berücksichtigt (o. Abb.). Letztere Strömung trägt im Vergleich mit den beiden erstgenannten Komponenten in deutlich geringerem Maß zur konvektiven Wärmeabfuhr bei.

Die zeitliche Entwicklung der vertikal gemittelten Temperatur der BS-Oberflächen wird durch die Energiebilanz des BE-Stapels zwischen der durch den radioaktiven Nachzerfall erzeugten Wärme und den Wärmeverlusten durch Konvektion und Strahlung berechnet. Die Temperaturentwicklung der SHB-Atmosphäre wird analog durch die Betrachtung der Energiebilanz zwischen Aufheizung aufgrund der konvektiven Strömung aus dem BE-Stapel und dem Wärmeverlust durch die Außenwand des Reaktorgebäudes sowie ggf. über den Luftaustausch mit der Umgebung bei einer Öffnung des SHB berechnet. Bei diesen energetischen Betrachtungen werden vereinfachend alle eingehenden Größen als räumlich homogen angenommen. Außerdem wird unterstellt, dass alle

thermodynamischen Prozesse beim Atmosphärendruck der Umgebung stattfinden (näheres siehe in /SOG 25/).

2.5.2 Vergleichsrechnungen mit Literaturergebnissen zur Validierung

Im Bericht NUREG-1726 „Predictions of Spent Fuel Heatup After a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant“ /NUR 00/) sind umfangreiche Berechnungen zur Aufheizung von BE in einem BELB nach Verlust des Beckenwassers mit einem hochauflösenden dreidimensionalen Strömungsmodell dokumentiert. Die Simulationen wurden für eingelagerte BE mit unterschiedlichen Abklingzeiten nach Reaktorabschaltung durchgeführt (2, 3, 4 und 6 Jahre). Die realistische Modellierung der Gebäude und der zugehörigen Räume bzw. auch des Ventilationssystems wurde unter anderen über angepasste Gitterstrukturen bewerkstelligt.

Im Folgenden werden vier Simulationsfälle mit den Ergebnissen des GRS-Moduls verglichen, um die Gültigkeit und Aussagefähigkeit der Abschätzung analysieren zu können. Das GRS-Modul wurde zu diesem Zweck an die Simulationsrandbedingungen nach /NUR 00/ angepasst.

Tab. 2.1 Simulationen aus /NUR 00/, die zum Vergleich mit den Ergebnissen des GRS-Moduls herangezogen werden

Name	Abklingzeit [a]	Abbrand [GWd/MTU]	Luftwechselzahl [Gebäudevolumen/h]	Wärmedurchgangskoeffizient [W/m ² K]
f2v2h2	2	40	2	2
f3v2h2	3	40	2	2
f4v2h2	4	40	2	2
f6v2h2	6	40	2	2

Dem Bericht wurde der geometrische Aufbau des untersuchten simulierten Experiments und wichtige Kenndaten, wie z. B. der mittlere Abstand zwischen den BE, der BS-Radius oder die aktive Brennstablänge für das Modul entnommen. Die Werte für die Wärmekapazität, die Dichte und die Wärmeleitfähigkeit des BS wurden aus Literaturwerten abgeschätzt. Ein BE besteht im Aufbau aus BE = 9 x 9 BS und ist nahtlos mit den anderen BE im BELB zusammengepackt.

Für die folgenden vier Temperaturverläufe (Abb. 2.3 bis Abb. 2.6) gegen die Zeit wird im GRS-Modul angenommen, dass eine Konvektion sowohl durch die Durchströmung als auch durch die Umströmung der BE stattfindet. Ebenfalls berücksichtigt werden die Strahlung der Außenseiten des BE-Stapels sowie den Wärmeverlust der Außenwand.

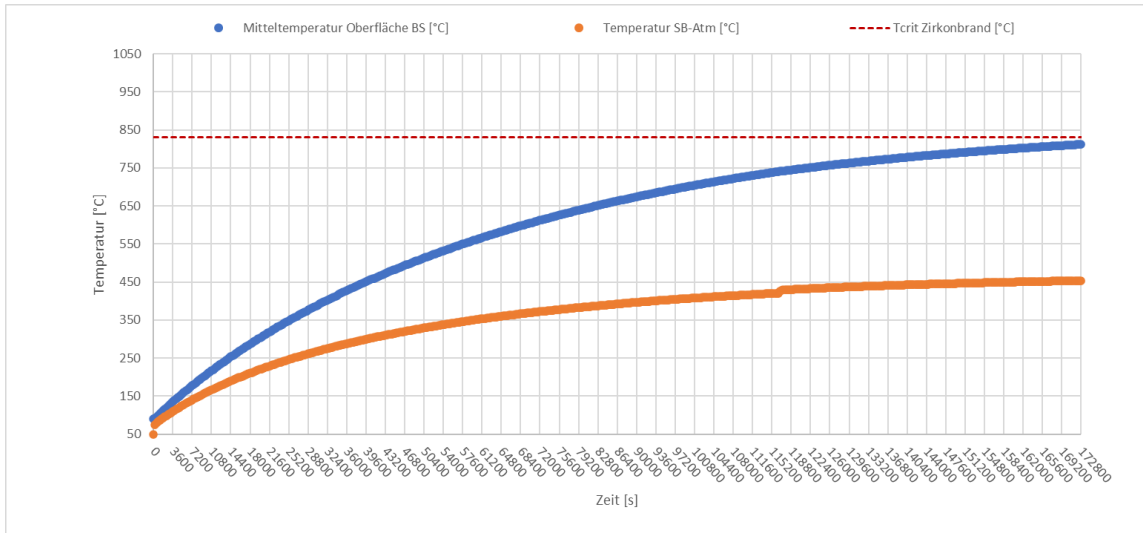


Abb. 2.3 Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f2v2h2

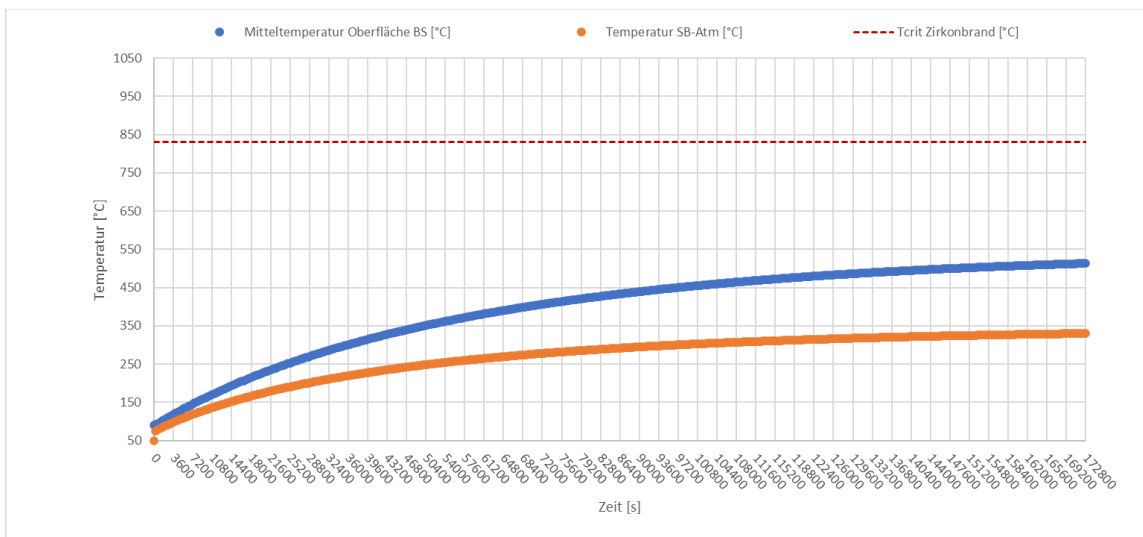


Abb. 2.4 Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f3v2h2

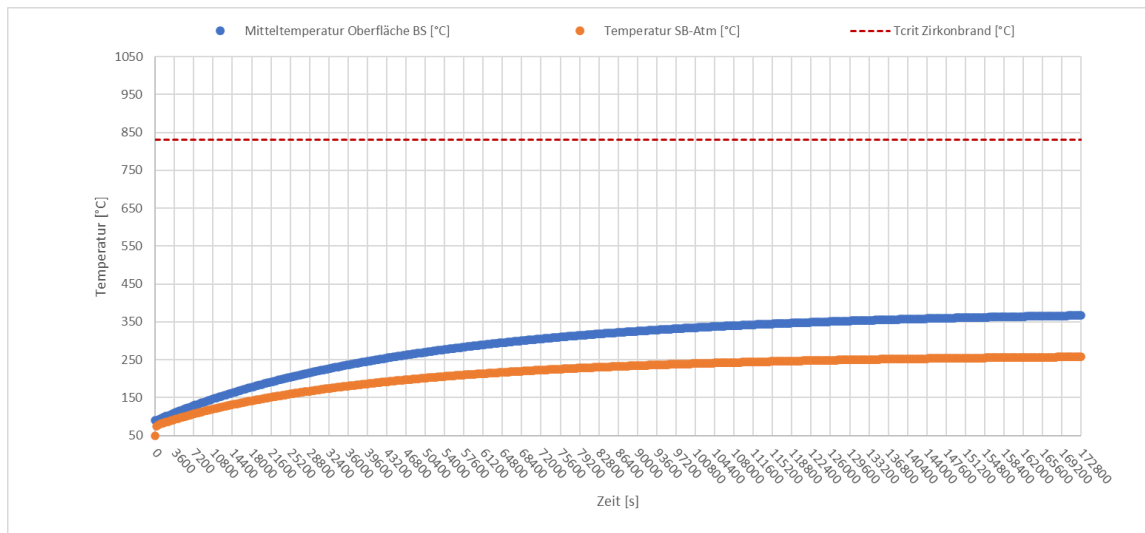


Abb. 2.5 Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f4v2h2

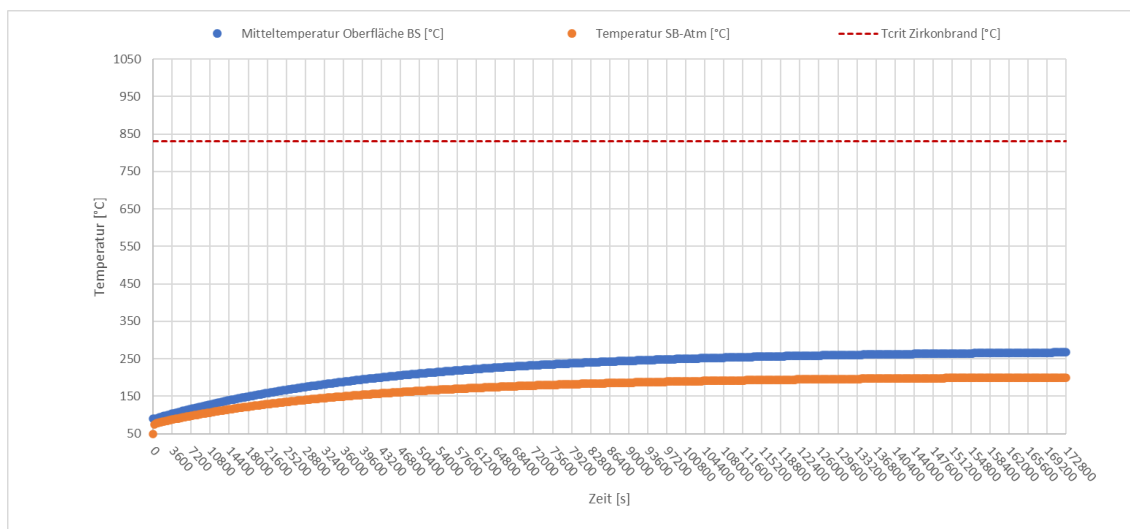


Abb. 2.6 Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f6v2h2

Sowohl der Temperaturverlauf für die Oberflächentemperatur der BS als auch die SHB-Temperatur gehen in Abb. 2.3 bis Abb. 2.6 auf eine Sättigungsgrenze hinzu. Diese erklärt sich u. a. aus der Berücksichtigung von Strahlungseffekten und Wärmeverlusten, die zu einem Gleichgewicht zwischen den beiden Wärmeaustauscheffekten führen.

In den Abb. 2.3 bis Abb. 2.6 ist die BS-Oberflächentemperatur erwartbar größer als die zugehörigen SHB-Temperaturen. Die kritische Temperatur für ein BS-Aufblähen

(Ballooning) der BS-Hüllrohre, d.h. letztlich der Beginn des Hüllrohrversagen, werden im betrachteten Zeitraum unterschritten ($T_{\text{krit}} \text{ (Ballooning)} \approx 800 - 900 \text{ }^{\circ}\text{C} / 1070 - 1170 \text{ K}$ /KIL 19/, /SON 10/). Die kritische Temperatur für den Beginn eines Zirkoniumbrandes, d. h. der Beginn der Zirkonoxidation, wird ebenfalls unterschritten ($T_{\text{krit}} \text{ (Zirkoniumbrand)} \approx 830 \text{ }^{\circ}\text{C} / 1100 \text{ K}$ /DUR 17/).

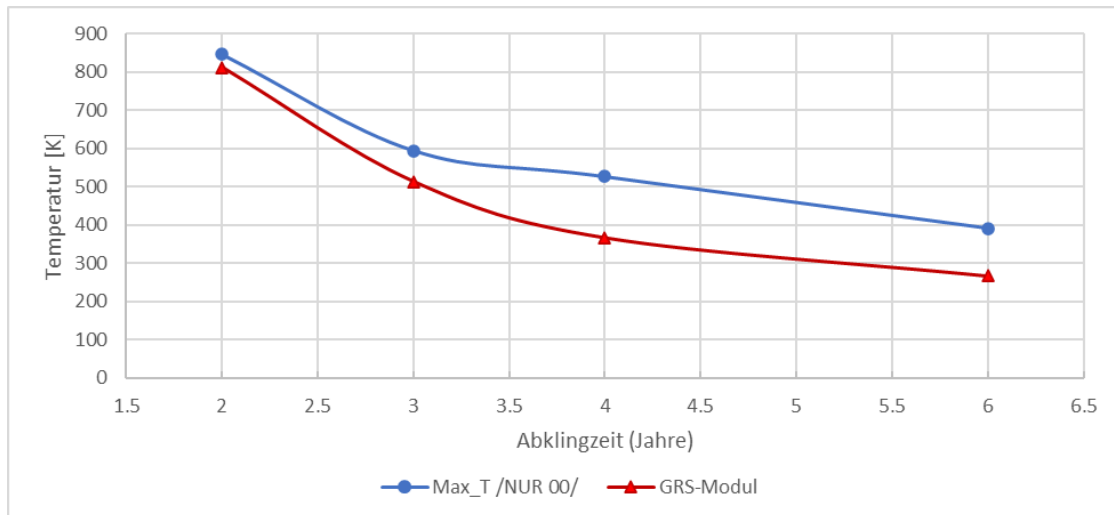


Abb. 2.7 Vergleich der Maximaltemperatur der US-Simulationen (MaxT /NUR 00/) mit den Ergebnissen des GRS-Abschätztools (GRS-Modul)

Die Abb. 2.7 zeigt die Ergebnisse der GRS-Rechnungen (Annahme: Gesamtkern besteht aus BE mit Maximalleistung, konservative Abschätzung) für die mittleren BS-Temperaturen im BE-Stapel mit den ermittelten Maximaltemperaturen der US-Simulationen. Die Maximaldifferenz der beiden berechneten Temperaturwerte beträgt bei einer Zeitdauer von $\Delta t = 4$ Jahren den Wert von $\Delta T \approx 160 \text{ K}$.

Informationen über die vertikale Temperaturstruktur in einem durch freie Konvektion gekühlten Brennelement lassen sich den in /NUR 16/ dokumentierten Experimenten entnehmen. Bei diesen wird u. a. eine aus fünf Mockup-Brennelementen bestehende kreuzförmige Anordnung bis zum Einsetzen eines Zirkoniumbrandes aufgeheizt. Zu diesem Zweck wird das zentrale Brennelement innerhalb der Anordnung elektrisch beheizt. Die gesamte Anordnung wird durch einen sich frei ausbildenden konvektiven Luftstrom gekühlt. Für die vorliegenden Untersuchung werden die gemessenen Zeitverläufe der BS-Temperatur des zentralen BE in verschiedenen Höhenniveaus vor Einsetzen des Zirkoniumbrandes ausgewertet. Die Messfühler liegen in Höhen zwischen 25 cm und 394 cm. Die beheizte Zone des BE befindet sich in einem Höhenbereich zwischen 5 cm und 366 cm.

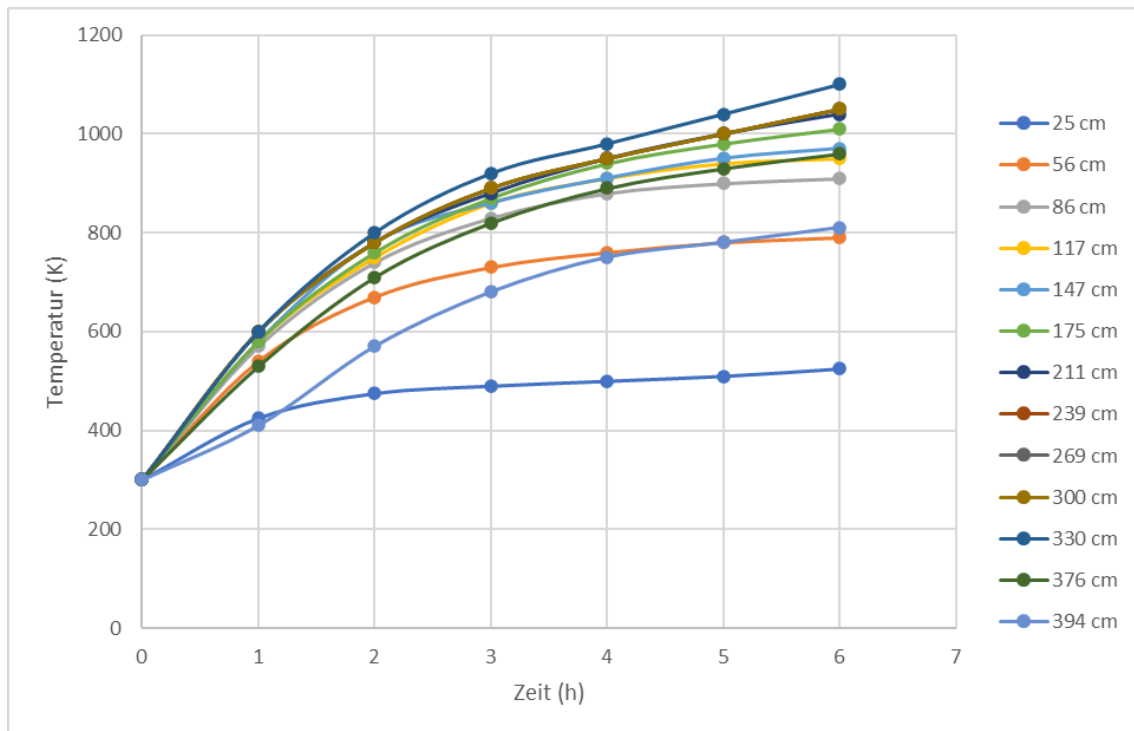


Abb. 2.8 Aus /NUR 16/ abgeschätztes zeitliches Verhalten der Temperaturen an unterschiedlichen axialen Höhen eines BS

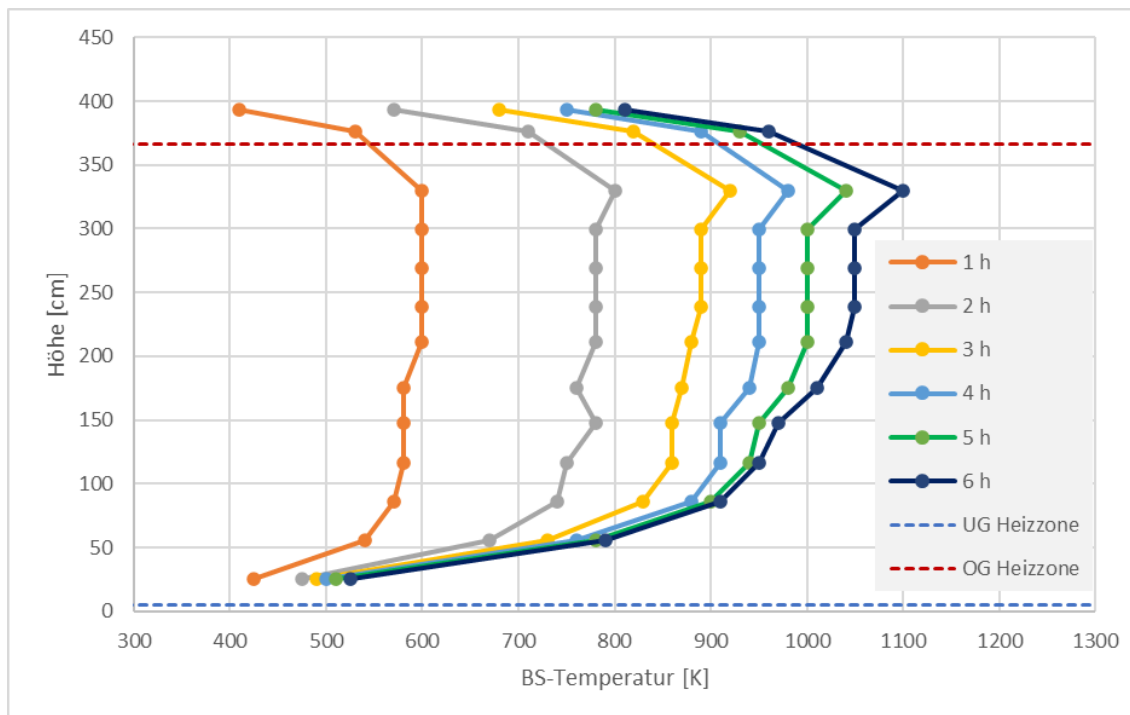


Abb. 2.9 Aus /NUR 16/ abgeschätztes vertikales Temperaturprofil für verschiedene Heizzeiten zwischen 1 und 6 h

Die gestrichelten Linien markieren die Höhenzone, innerhalb derer das Mockup-BE elektrisch geheizt wird.

Die beiden Abb. 2.8 und Abb. 2.9 zeigen aus dem Bericht /NUR 16/ abgeleitete zeitliche Temperaturverläufe zu unterschiedlichen Heizzeiten bzw. ein abgeschätztes vertikales Temperaturprofil zu jeweils festen Heizzeiten von 1 - 6 Stunden. Die zeitlichen Temperaturverläufe in Abb. 2.8 gehen in ein Sättigungsverhalten über. Die vertikalen Temperaturprofile in Abb. 2.9 zeigen die höchsten Temperaturwerte etwas unterhalb der Obergrenze der beheizten Zone, an den Randbereichen zeigen sich abfallende Werte. Der schärfste Vertikalgradient bildet sich im unteren Bereich des BE (unterhalb eines Niveaus von 100 cm) aus. Im Vergleich der erreichten Maximalwerte mit dem vertikalen Mittel ergeben sich Temperaturdifferenzen zwischen 45 K nach einer Stunde und bis zu 160 K nach sechs Stunden. Die aus Abb. 2.9 ersichtliche Ausprägung des Temperaturprofils und die entsprechenden Temperaturdifferenzen zwischen den Maximaltemperaturen und ihrem Höhenmittel werden durch die integrale Betrachtungsweise des GRS-Moduls in der gegenwärtigen Fassung nicht berücksichtigt.

2.5.3 Berechnungen für einen generischen Druckwasserreaktor

Im Folgenden werden Ergebnisse von Einzelrechnungen für einen Druckwasserreaktor beschrieben. Diese Simulationen dienen zum einen der Einschätzung des potenziellen Schadensbildes an den BE nach einem Ereignis mit einem unterstellten, hypothetischen vollständigen Verlust des Beckenwassers für deutsche Druckwasserreaktoren unter den gegenwärtigen Randbedingungen (Stand April 2025), zum anderen der Ermittlung der Sensitivität der Rechenergebnisse für Variationen der Randbedingungen für die Modellierung und der berücksichtigten Prozesse.

Basisrechnung

Die Modellrandbedingungen für die Basisrechnung sind so gewählt, dass sie sich an reale Bedingungen für die zuletzt abgeschalteten Druckwasserreaktoren in Deutschland anlehnen. Soweit Änderungen nicht gesondert angegeben sind, gelten diese Randbedingungen auch für die Variationsrechnungen.

Die Berechnungen gehen von einem vollständig belegten BELB mit etwa 380 BE aus. Entsprechend der vereinfachten Modellkonzeption haben die BE alle die gleiche Nachzerfallsleistung von etwa 3760 W. Dies entspricht einer Leistung von etwa 12,5 W pro BS. Diese Werte korrespondieren mit einer Abklingzeit von zwei Jahren nach einer Betriebsdauer von vier Jahren und werden als konservativ für die zurzeit in deutschen Kernkraftwerken gelagerten BE im BELB angesehen.

Für die Atmosphäre des SHB wird ein Volumen von 50.000 m³ angenommen. Ihre chemische Zusammensetzung entspricht der der Außenluft, ebenso der Druck. Die Oberfläche der Reaktorkuppel, über die Wärme an die Umgebung abgeführt wird, wird mit 6700 m² abgeschätzt. Für die Reaktorkuppel wird ein Wärmedurchgangskoeffizient von 0,9 W m⁻² K⁻¹ angesetzt.

Der Beginn der Simulation bezieht sich auf den Zustand des BE-Stapels unmittelbar nach der Freilegung der BE. Für diesen wird eine Anfangstemperatur der BS von 90 °C angenommen. Die Temperatur der SHB-Atmosphäre beträgt zu Beginn der Simulation 50 °C. Die Umgebungstemperatur wird konstant auf 30 °C gesetzt.

Als auslösendes Ereignis wird eine hypothetische Einwirkung unterstellt, die zu einer Durchdringung des SHB und zum Verlust des Beckenwassers führt. Als maßgeblich für den Luftaustausch des SHB mit der Umgebung wird eine Öffnung von 1 m² angenommen. Zusätzlich wird eine Variante berechnet, bei der der SHB nicht beschädigt wird.

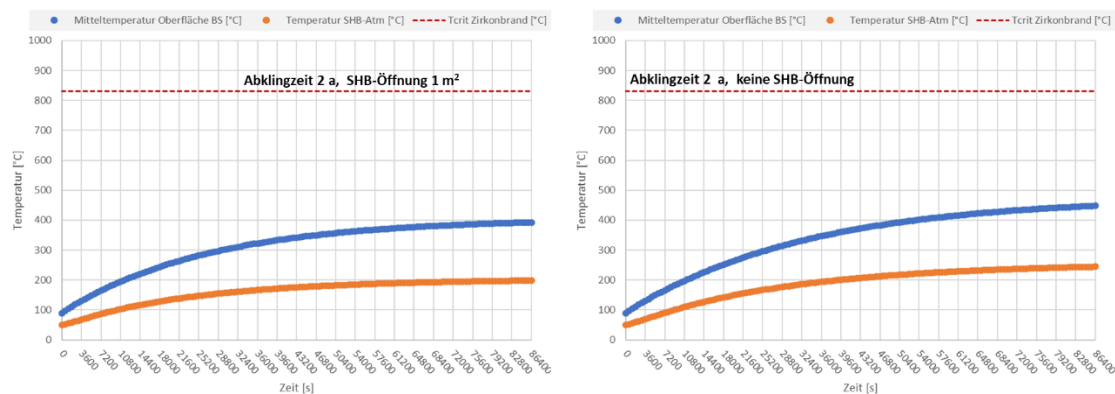


Abb. 2.10 Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Basissimulation

Links: Mit Beschädigung des SHB; rechts ohne Beschädigung des SHB.

Die Ergebnisse der Basisrechnung und der Variante ohne SHB-Beschädigung sind in Abb. 2.10 jeweils für die ersten 24 Stunden der Simulation dargestellt. In der Basisrechnung pendeln sich die BS-Temperaturen auf Werte von etwa 400 °C ein. Die SHB-Atmosphäre erwärmt sich auf etwa 200 °C. Bei der Variante ohne Beschädigung des SHB wirkt sich die fehlende Belüftung verstärkend auf die Erwärmung der BS und der SHB-Atmosphäre aus. In diesem Fall liegen die Temperaturen jeweils um 45 - 50 K höher. In beiden Fällen liegen die BS-Temperaturen weit unter den kritischen Bereichen für eine Beschädigung der Hüllrohre oder das Einsetzen eines Zirkoniumbrandes (in Abb. 2.10 mit 830 °C) markiert, siehe auch Abschnitt 2.5.2).

Variation der Wärmeabfuhr über den SHB

Als Variationsrechnungen zur Untersuchung der Relevanz der Wärmeabfuhr über den SHB werden zwei Extremfälle betrachtet, die keine realistischen Szenarien darstellen, sondern den Effekt der Modellierung des Wärmeaustauschs der SHB-Atmosphäre mit der Umgebung auf die Temperaturentwicklung verdeutlichen sollen. Als erster Extremfall wird eine Situation betrachtet, in der der konvektive Wärmeaustausch des BE-Stapels direkt mit der Umgebung stattfindet. In dieser Situation steht ein faktisch unbegrenztes Luftvolumen zur Kühlung zur Verfügung. Die Wärmeabfuhr aus dem BE-Stapel führt daher nicht zu einer Aufheizung der Luft, die sich reduzierend auf den Kühlungseffekt auswirken würde wie im Basisfall. Daher ist die Kühlung deutlich effektiver und die BS-Temperaturen pendeln sich nach wenigen Stunden auf einen Gleichgewichtszustand von etwa 180 °C ein (Abb. 2.11 , links). Im anderen betrachteten Extremfall wird zum einen der Luftaustausch zwischen SHB und Umgebung unterbunden und zum anderen die Wärmeabfuhr über die Gebäudehülle stark reduziert. Zu diesem Zweck wird der Wärmedurchgangskoeffizient auf $0,05 \text{ W m}^{-2} \text{ K}^{-1}$ gesetzt. In diesem, ebenfalls nicht realitätsnah zu unterstellenden Szenario heizt sich die SHB-Atmosphäre sehr stark auf und reduziert ihr Kühlvermögen, was letztlich zu einer Überschreitung der kritischen BS-Temperaturen für das Einsetzen eines Zirkoniumbrandes innerhalb der ersten 24 Stunden führt (Abb. 2.11 , rechts).

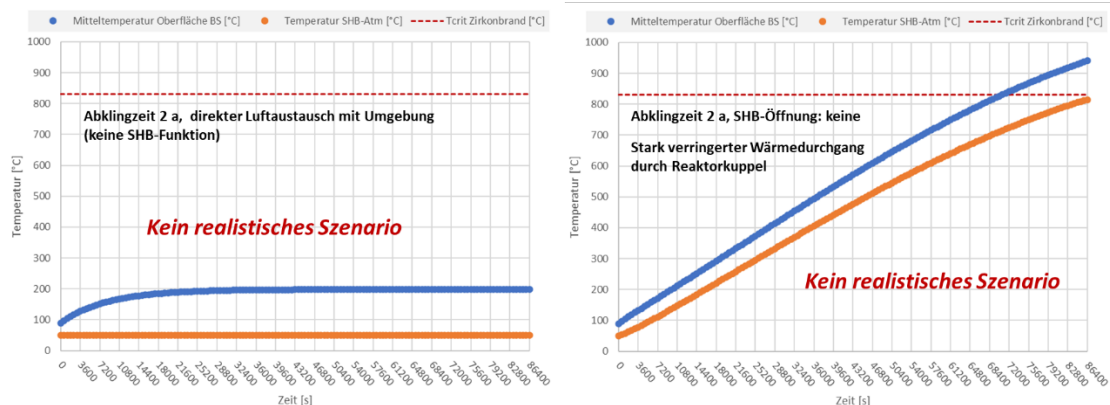


Abb. 2.11 Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Variationsrechnungen zum Einfluss der Wärmeabfuhr über den SHB

Links: Direkter Luftaustausch mit der Umgebung (Vernachlässigung der SHB-Funktion).
Rechts: Stark verringerte Wärmeabfuhr über die Gebäudehülle und unterdrückter Luftaustausch mit der Umgebung

Variation der Abklingzeit

Zur Untersuchung des Einflusses der Abklingzeit auf die Temperaturentwicklung werden zwei Fälle betrachtet, bei denen das Alter der BE auf 0,5 Jahre und auf vier Jahre gesetzt wird. Die Nachzerfallsleistung beträgt nach 0,5 Jahren etwa 12 kW pro BE bzw. ca. 40 W pro BS. Nach vier Jahren bewegen sich die Werte bei etwa 2 kW pro BE und etwa 7 W pro BS. Ansonsten werden die Randbedingungen des Basisfalles angewendet. Wie Abb. 2.12 (links) zu entnehmen ist, reicht die Kühlung durch Konvektion nach einem halben Jahr im Rahmen der vereinfachten Modellierung nicht aus, um eine Aufheizung der BS bis zum kritischen Niveau für einen Zirkoniumbrand zu verhindern. In der Simulation wird dieses bereits nach etwa 8 Stunden erreicht. Nach vier Jahren hingegen pendeln sich die BS-Temperaturen am ersten Tag auf ein Niveau von ca. 220 °C ein (Abb. 2.12 rechts).

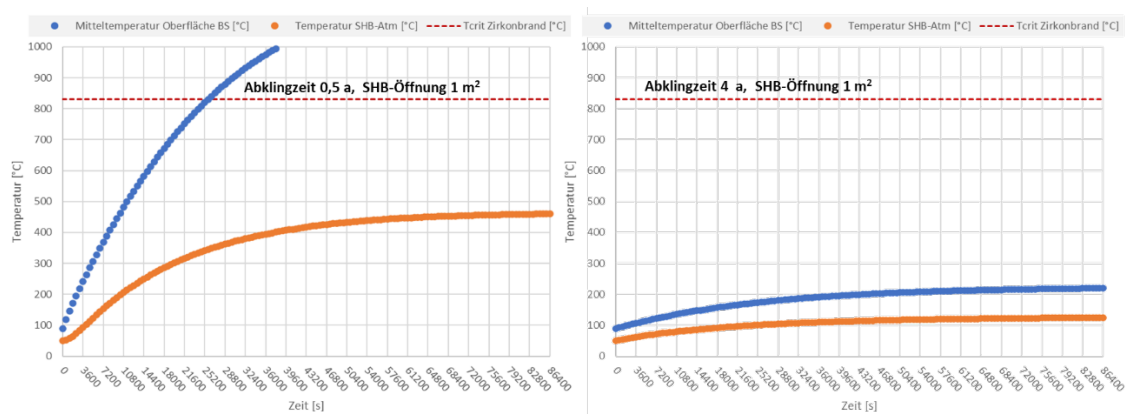


Abb. 2.12 Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Variationsrechnungen zum Einfluss der Abklingzeit

Links: Abklingzeit 0,5 Jahre. Rechts: Abklingzeit 4 Jahre

2.5.4 Vorläufiges Fazit und Ausblick

Mit dem GRS-Modul zur Abschätzung der Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion wurde ein Werkzeug geschaffen, mit dem sich in kurzer Zeit vereinfachte Betrachtungen zur Temperaturentwicklung in BELB nach Ereignissen mit Totalverlust des Beckenkühlwassers durchführen lassen. Im Vergleich mit komplexen Modellsimulationen liefert das Modul qualitativ ähnliche Ergebnisse und reproduziert die in den komplexen Simulationen erkennbaren Sensitivitäten der Temperaturentwicklung für die Leistung der BE, die Belüftung des SHB und den Wärmedurchgang durch die Gebäudehülle. Als wesentliche Beschränkung des Moduls erweist sich das Lösungsverfahren, das für

die BS-Temperatur nur einen räumlich integrierten Wert liefert. Horizontale und vertikale Variationen werden so nicht reproduziert. Experimente zeigen, dass insbesondere das Vertikalprofil der Temperatur entlang der Brennelemente ausgeprägte Maxima aufweist, welche die räumlich gemittelte Temperatur um 50-150 K überschreiten können. Lokale Temperaturspitzen können zu lokalen BS-Schäden führen, die zu Freisetzungen führen können. Der Effekt der lokalen Temperaturspitzen ist zumindest mit den niedrigeren BS-Temperaturen konsistent, die durch das GRS-Modul im Vergleich mit den berechneten Spitzentemperaturen komplexer Strömungssimulationen modelliert werden.

Maßgeblich für die BE-Aufheizung nach einem Totalverlust des Beckenkühlwassers sind in den Abschätzungen des Moduls neben der Nachzerfallsleistung die Belüftungssituation im SHB und die Wärmeabfuhr über die Gebäudewände. Für diese Prozesse nutzt das Modul stark vereinfachte Rechenverfahren. Dennoch wird die aus komplexen Simulationen ableitbare Sensitivität reproduziert.

In generischen Abschätzungen potenzieller Ereignisabläufe in deutschen Kernkraftwerken unter gegenwärtigen Randbedingungen (Stand April 2025) mit dem GRS-Modul führt ein Totalverlust von Beckenwasser zu einer Aufheizung der BE, die mehrere 100 °C unter dem kritischen Bereich für das Einsetzen von Zirkon-Sauerstoffreaktionen oder für Hüllrohrschäden liegt. Dieser Temperaturbereich wird auch mit Sicherheitsaufschlägen in Höhe der Abweichungen des GRS-Moduls von den zur Validierung herangezogenen komplexen Modellen nicht erreicht.

Allerdings ist der Einfluss der inhärenten Modellvereinfachungen auf dieses Ergebnis mit den bislang vorliegenden Auswertungen nur punktuell quantifiziert. Dabei kann insbesondere die vertikale Temperaturverteilung zu Abweichungen der tatsächlichen Temperaturmaxima von den mit dem GRS-Modul berechneten Temperaturen führen und somit in der Realität zu lokalen BS-Schäden und zugehörigen Freisetzungen führen. Das vertikale Temperaturprofil ist in Verbindung mit den bisherigen Untersuchungen nur durch ein in der Literatur dokumentiertes Experiment für ein U.S. SWR-Mockup-BE bekannt. Zu potenziellen Variationsbereichen und zur Übertragbarkeit auf DWR-BE in deutschen Anlagen liegen bisher keine Erkenntnisse vor.

Zukünftig könnte eine Umstellung des Lösungsverfahrens auf eine schichtweise vertikale numerische Integration des Strömungs- und Temperatur Profils eine explizite Simulation der vertikalen Temperaturverteilung ermöglichen. Diese ist auf Basis des bestehenden Modellansatzes mit vergleichsweise wenig Aufwand realisierbar. Darüber hinaus

könnten komplexe Modellsimulationen für bestimmte Situationen zur Erzeugung von Referenzdatensätzen durchgeführt werden, um eine breitere Basis für die Validierung des vereinfachten Rechenmoduls zu generieren.

2.6 Notfall in einem Standort-Zwischenlager für Brennelemente

Der Schwerpunkt des APs liegt insbesondere auf der Ausarbeitung der Gefährdungspotentiale von Standort-Zwischenlagern (ZL) für Brennelemente (BE). Im Hinblick auf zukünftig verstärkt stattfindende Transporte hochradioaktiver Abfälle sollen auch die Gefährdungspotentiale von entsprechenden Transportbehältern (z. B. Castor®-Behälter) untersucht werden. Dies beinhaltet insbesondere ihre Handhabung und Aufbewahrung in ZL. Im Folgenden sind Informationen zu den sich in Deutschland im Betrieb befindlichen Standort-ZL zusammengetragen.

2.6.1 Typen von Standort-Zwischenlagern in Deutschland

In Deutschland werden grundsätzlich zwei unterschiedliche Typen von Zwischenlager (ZL) betrieben /BASE 23/, zum einen die STEAG-Zwischenlager und zum anderen die WTI-Zwischenlager. Sie sind benannt nach den Konzepten der STEAG GmbH (ursprünglich Abkürzung für Steinkohlen-Elektrizität AG) und der Wissenschaftlich-Technischen Ingenieur GmbH (WTI). Eine Ausnahme bildet der Standort Neckarwestheim, an welchem ein ZL als Tunnelkonzept betrieben wird /BASE 23/.

Im Konzept der STEAG GmbH sind die Lagerbehälter in einer Stahlbetonhalle mit ca. 1,20 m dicken Wänden und einer 1,30 m dicken Decke untergebracht (Abb. 2.13). Das Konzept wird an den Standorten Brokdorf, Krümmel, Brunsbüttel, Grohnde, Unterweser und Lingen verwendet. Bei Lagerhallen des WTI-Konzepts beträgt die Wanddicke (Stahlbeton) zwischen 70 und 85 cm bei einer Deckenstärke von ca. 55 cm (Abb. 2.14). Die ZL an den Standorten Biblis, Philippsburg, Grafenrheinfeld, Isar und Gundremmingen entsprechen dem WTI-Konzept. Aufgrund der örtlichen Gegebenheiten wurden am Standort Neckarwestheim zwei parallele unterirdische Tunnel horizontal in das umgebende Kalkgestein getrieben, in welchen die Lagerbehälter untergebracht sind (Abb. 2.15).



Abb. 2.13 Lagerhalle nach dem STEAG-Konzept

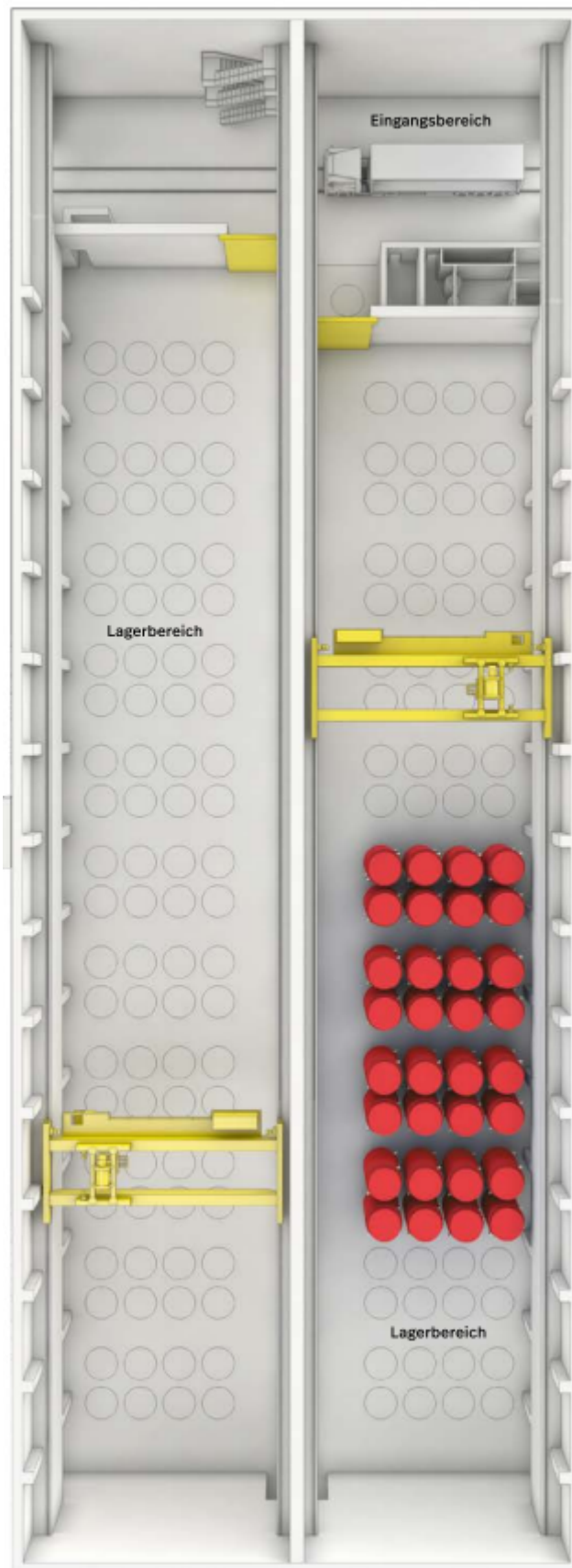


Abb. 2.14 Lagerhalle nach dem WTI-Konzept



Abb. 2.15 Tunnellager Neckarwestheim

Die relevanten Leitlinien der Entsorgungskommission (ESK) /ESK 13a/ enthalten keine konkreten Vorgaben bezüglich der Struktur der Gebäude oder bspw. der Wanddicke. Jedoch muss das umzusetzende Schutzkonzept bestimmte Anforderungen erfüllen /BASE 23/:

1. Abschirmung der ionisierenden Strahlung, was im Wesentlichen durch die Behälter geleistet wird, in welchen die BE gelagert sind,
2. Sicherheitsgerichtete Organisation und Durchführung des Betriebs
3. Sichere Handhabung der radioaktiven Stoffe
4. Auslegung gegen Störfälle
5. Schutz vor „Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter“ (SEWD) in Zusammenarbeit mit Staat und Polizei

Die Punkte 1 bis 4 zählen zu den Sicherheitsanforderungen, während Punkt 5 die Sicherung, d. h. den Schutz der Bevölkerung vor den Auswirkungen von Terror- und Sabotageakten betrifft.

Auffällig sind insbesondere die stark unterschiedlichen Wand- und Deckenstärken der in Deutschland in Betrieb befindlichen Standort-ZL-Typen, was auf die in dieser Hinsicht nicht genau präzisierten Anforderungen zurückzuführen ist. Die Vorgaben für die Bauweise der ZL sind über die zu erfüllenden Anforderungen 1 bis 5 festgelegt.

2.6.2 Lager- bzw. Transportbehälter

Zentraler Bestandteil sämtlicher in Deutschland genehmigter Konzepte von Standort-ZL ist die Robustheit der eingelagerten Lagerbehälter. Sie bilden die wesentliche Schutzfunktion gegen die ausgehende ionisierende Strahlung der enthaltenen BE. Hiermit gehen spezifische Schutzziele einher /BASE 23/:

- Sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Sichere Abfuhr der Zerfallswärme
- Sichere Gewährleistung der Unterkritikalität (Kritikalitätssicherheit)
- Ausreichende Abschirmung der emittierten Strahlung

In der Untersuchung des TÜV Nord zur Bewertung des radiologischen Inventars an KKW-Standorten /BFS 12/ wird eine Einordnung von Behältertypen, die zur Zwischenlagerung von Abfällen (u. a. BE) verwendet werden, bezüglich verschiedener Kriterien vorgenommen. Allgemein gilt, dass die verwendeten Behälter bereits vor Anlieferung am Lagerungsstandort (sowohl ZL als auch Endlagerung) die sicherheitstechnischen und lagerungsrelevanten Anforderungen erfüllen müssen. Für die in Standort-ZL verwendeten Behälter gelten daher die gleichen Anforderungen, wie für Transportbehälter.

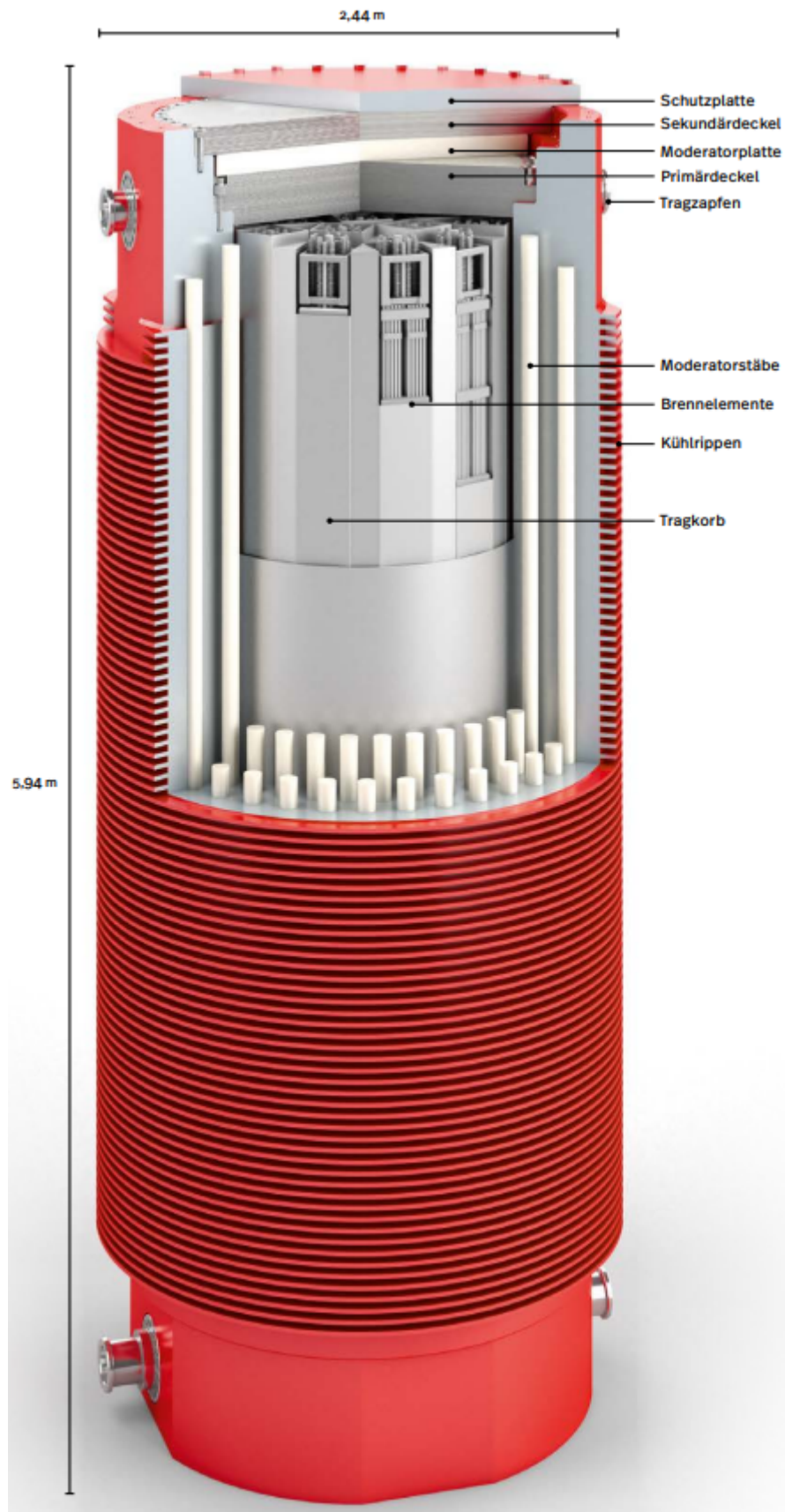


Abb. 2.16 Behälter der Bauart Castor®-Behälter V/19

In den "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material" der IAEA von 2018 /IAEA 18/ werden Transportbehälter für radioaktives Material in verschiedene Typen kategorisiert. Weitere Informationen zu den verschiedenen Behältertypen wurden u. a. im Vorläufervorhaben 3620S62596 /GRS 23/ zusammengetragen. Für den Transport und die Lagerung abgebrannter BE gelten die Anforderungen für Behälter des Typs B, welche bspw. der Castor®-Behälter V/19 zum Transport von 19 DWR-Brennelementen (Abb. 2.16) erfüllt. Die zu erfüllenden Anforderungen für Typ B-Behälter sind u. a. im Technischen Leitfaden „Sicherheitsbericht für Bauarten von Versandstücken zur Beförderung radioaktiver Stoffe“ /BASE 16/ beschrieben. Die Eignung der Behälter ist in verschiedenen Prüfungen, entsprechend §§ 726-730 aus /IAEA 18/, nachzuweisen. Die notwendigen Prüfungen beinhalten u. a. den Fall aus 9 m Höhe auf ein starres Fundament sowie aus 1 m Höhe auf einen Stahldorn mit 15 cm Durchmesser, das Eintauchen des Behälters in 15 m Wassertiefe für 8 h sowie in 200 m für 1 h und einen einhüllenden Brand mittlerer Flammentemperatur von 800 °C über 30 min. Die zugehörigen Anforderungen an die Transportbehälter u. a. bezüglich Festigkeit, Dichtheit, äußerer Dosisleistung oder Kritikalitätssicherheit der Behälter sind in §§ 652-668 aus /IAEA 18/ vorgegeben.

2.6.3 Mögliche Inventare

In verschiedenen Untersuchungen wurden Aktivitäten von Brennelementen mit unterschiedlichen Abbränden (AB) pro Mg Uran nach diversen Abklingzeiten (AZ) ermittelt (siehe Tab. 2.2). Die Angaben in /ALM 17/ (siehe Tab. 2.2, Spalte 4-6) und /BFS 12/ (siehe Tab. 2.2, Spalte 7) für einzelne BE wurden entsprechend skaliert, auf das Inventar eines mit 19 BE beladenen Behälters.

Tab. 2.2 Mögliche Inventare eines mit 19 abgebrannten BE beladenen Castor® V/19 Behälters F mit diversen AB und AZ (Angaben aus /ALM 17/ und /BFS 12)

Gruppe	Radio-nuklid	25 GWd/Mg(U) 10 a [Bq]	45 GWd/Mg(U) 10 a [Bq]	60 GWd/Mg(U) 10 a [Bq]	50 GWd/Mg(U) 1-5 a [Bq]
Edel-gase	Kr-85	1,35E+15	2,25E+15	2,97E+15	2,60E+15
Iod	I-129	-	-	-	2,41E+10
Spalt-pro-duk-te	Sr-89	-	-	-	1,65E+16
	Y-90	1,65E+16	2,64E+16	3,27E+16	-
	Sr-90	1,65E+16	2,64E+16	3,26E+16	1,98E+16
	Ru-106	9,01E+13	2,70E+14	5,41E+14	1,30E+17
	Rh-106	-	-	-	-
	Cs-134	8,11E+14	2,79E+15	4,69E+15	5,43E+16
	Cs-137	2,05E+16	3,70E+16	4,91E+16	5,87E+16
	Ba-137m	1,94E+16	3,49E+16	4,64E+16	-
	Ce-144	-	-	-	-
	Pm-147	4,33E+15	5,41E+15	5,68E+15	-
	Eu-154	5,41E+14	1,35E+15	1,89E+15	-
Kern-brenn-stoff	U-238	-	-	-	-
Transu-rane	Pu-238	2,70E+14	1,26E+15	2,07E+15	7,01E+15
	Pu-239	-	-	-	-
	Pu-241	1,75E+16	3,40E+16	4,04E+16	2,41E+17
	Am-241	3,61E+14	6,31E+14	9,01E+14	-
	Cm-244	0,00E+00	1,08E+15	3,33E+15	2,81E+16
Korrosi-onspro-duk-te	Co-60	3,60E+13	3,60E+13	3,60E+13	-

2.6.4 Mögliche Einwirkungen

In dem hier behandelten Referenzszenario S5 („Notfall in einer ortsfesten Anlage oder Einrichtung mit besonderem Gefahrenpotential, die nicht unter S1 bis S4 fällt“) wird die Möglichkeit einer Freisetzung in einem Standort-ZL untersucht. Ereignisse, deren Ursache eine vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter ist,

gehören nicht in dieses Szenario. U. a. die nachstehenden Einwirkungen werden im ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland (Teil 1) /ESK 13/ berücksichtigt:

- Einwirkungen von innen
 - Ausfall der elektrischen Energieversorgung
 - Anlageninterner Brand (nur geringe Brandlasten in ZL)
 - Mechanische Einwirkungen (z. B. das Abstürzen oder Umfallen beladener Behälter oder das Herabstürzen von Lasten auf beladene Behälter)
 - Brand (in den Zwischenlagern sind nur geringe Brandlasten vorhanden)
 - Handhabungsfehler
 - Ausfall der leittechnischen Einrichtungen
 - Ausfall der Zuluftanlage
- Einwirkungen von außen
 - Erdbeben
 - Hochwasser
 - Starkregen
 - Sonstige wetterbedingte Ereignisse (Wirbelsturm, Hagel, Schneelasten, Eisregen, Blitzschlag)
 - Brand
- Ereignisse im Restrisikobereich (sehr geringe Eintrittshäufigkeiten)
 - Flugzeugabsturz
 - Explosionsdruckwelle

Im ESK-Stresstest /ESK 13b/ werden die Auswirkungen der betrachteten Einwirkungen zunächst bezüglich der Auslegung des betrachteten ZL untersucht (Basislevel). Außerdem werden je Einwirkung bis zu drei Stresslevel bzw. Schutzgrade definiert. Die Begriffe folgen der Vorgehensweise der Sicherheitsüberprüfung deutscher Forschungsreaktoren infolge der Ereignisse in Fukushima-I durch die Reaktorsicherheitskommission

/RSK 12/. Die Stresslevel stehen im Zusammenhang mit Maßnahmen gegen naturbedingte Einwirkungen (bspw. Erdbeben, Sturm), während die Bezeichnung Schutzgrad hinsichtlich zivilisatorisch bedingter Einwirkungen (u. a. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) verwendet wird. Unter Zuhilfenahme der Stresslevel und Schutzgrade wird untersucht, welche Konsequenzen auslegungsüberschreitende Ereignisse des betrachteten Einwirkungstyps für die einzuhaltenden Schutzziele (Abschnitt 2.6.1) haben können, oder ob eine Nichteinhaltung der Schutzziele ausgeschlossen werden kann.

Die Bauweisen der drei in Deutschland in Betrieb befindlichen Typen von Standort-ZL übertreffen generell von vornherein konservativ die erforderliche Auslegung gegenüber verschiedenen Einwirkungen, wie u. a. Erdbeben und Hochwasser. Für einzelne Einwirkungen wird festgestellt, dass die Gebäudestrukturen den auslegungsüberschreitenden Ereignissen möglicherweise nicht standhalten (bspw. Erdbeben höherer Intensität, Flugzeugabsturz größerer Passagiermaschinen, jeweils mit anschließendem Brand (u. a. Kerosin). Jedoch wird für sämtliche ZL-Standorte festgestellt, dass in diesen Situationen eine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der gelagerten BE-Behälter nicht erreicht wird. Mit einer Freisetzung infolge der untersuchten, auslegungsüberschreitenden Einwirkungen ist daher nicht zu rechnen. Die Sicherheit der Standort-ZL in Deutschland gegen Einwirkungen von innen und außen sowie gegen Druckwellen ist gemäß /BASE 23/ und /ESK 13b/ gewährleistet.

Extreme Einwirkungen auf BE-Lagerbehälter (u. a. Brand)

In diversen Veröffentlichungen werden speziell thermische Einwirkungen auf BE-Lagerbehälter näher untersucht. Die Auswirkungen von Bränden auf CASTOR-Transportbehälter sind u. a. Thema in /POŠ 21/ und /DRO 02/. Die Arbeiten in /POŠ 21/ bestehen aus numerischen Berechnungen des thermischen Verhaltens eines mit bestrahlten BE beladenen CASTOR RBMK-1500-Behälters während und infolge des Einflusses eines 30-minütigen Brandes mit einer Temperatur von 800 C. Diese Annahme entspricht den Anforderungen gemäß /IAEA 18/ (Abschnitt 2.6.2). Die maximale Temperatur der BE (< 300 °C) wird sieben Tage nach dem Brandereignis erreicht, und nach 25 Tagen erreicht der BE-Behälter wieder die Gleichgewichtstemperatur. Mit einer Überhitzung der BE infolge eines derartigen Brandes ist nach /POŠ 21/ daher nicht zu rechnen.

Die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) führt in /DRO 02/ Untersuchungen zu verschiedenen extremen Einwirkungen durch, wie sie infolge eines Flugzeugabsturzes auftreten können. Das beinhaltet folgende Aspekte:

- Aufprall eines Projektils mit einer Masse von 1000 kg und einer Geschwindigkeit von 300 m s^{-1} (entspricht bspw. dem Aufprall einer Turbine),
- Explosion eines Propangastanks in direkter Umgebung mit anschließendem Aufprall von Trümmern sowie Um-, bzw. Herauswerfen des Behälters aus seiner Position und
- Mehrstündiger einhüllender Brand (bspw. Kerosin).

Die untersuchten Aufprälle (bspw. einer Turbine) auf Deckel bzw. Seite der Behälter (CASTOR IIa bzw. TN 1300) führen zu irreversiblen Verformungen an den äußeren Umhüllungen, die Dichtigkeit beider Behälter bleibt jedoch unbeeinträchtigt. Vergleichbare Effekte ohne Beeinträchtigung des sicheren Einschlusses werden in /DRO 02/ bei der Explosion in unmittelbarer Umgebung eines CASTOR THTR/AVR-Behälters beobachtet. Die ermittelte Energie der Gesamteinwirkung (Trümmer-Aufprall, Herausschleudern des Behälters aus der ursprünglichen Position) infolge der Explosion des Propangastanks ist geringer als die bei den anhand des Aufpralls von Projektilen ermittelten Belastungen und ist damit abdeckend betrachtet. Die Auswirkungen von 1- bis 4-stündigen Bränden auf BE-Behälter werden mithilfe eines Finite-Elemente-Methoden (FEM)-Modells durchgeführt. Die in den Berechnungen erreichten Temperaturen bis zu 300 °C (bei einer Branddauer von vier Stunden) liegen deutlich unter den Temperaturen, bei welchen Leckagen an den Elastomer-Dichtungsringen der BE-Behälter im Experiment aufgetreten sind ($380\text{--}400 \text{ °C}$). Die Funktionsfähigkeit der Behälter wird nicht kompromittiert. Die infolge des einstündigen Brandes berechneten Verformungen liegen mit ca. $0,4 \text{ mm}$ (reversibler) radialer Verschiebung unterhalb von $1,5 \text{ mm}$, ab welcher für den betrachteten Behälter mit einem Verlust der Dichtigkeit gerechnet wird.

In /BAJ 02/ wird mithilfe der Computational Fluid Dynamics (CFD)-Software ANSYS das thermische Verhalten eines mit 24 DWR-BE beladenen US-amerikanischen BE-Behälters (*Multi Purpose Canister* – MPC) bei einem 7-stündigen Brand einer Temperatur von über 800 °C untersucht. Die beschriebene Situation basiert auf einem Brand in einem Tunnel im Jahr 2001 in Baltimore, bei welchem ein Güterzug verunfallt ist. Die unter konservativen Annahmen durchgeführten Berechnungen liefern eine Maximaltemperatur der geladenen BE von 570 °C ca. 20 h nach Ende des Brandes. Basierend auf experimentellen Daten, bei denen keine BE-Schädigung bei Temperaturen von 570 °C über

30 bzw. 71 Tage beobachtet wurde, wird in /BAJ 02/ keine Beschädigung der BE infolge des 7-stündigen Brandes angenommen. Der in der Untersuchung erreichte maximale Druck im MPC liegt mit 676 kPa unter dem gemäß Spezifikation für Unfallsituationen angegebenen Maximaldruck von 868 kPa, welcher nach /BAJ 02/ einem Bruchteil des Druckes entspricht, bei welchem mit einem Versagen der Dichtschweißnaht zu rechnen wäre.

2.6.5 Hypothetische Freisetzen

Wie in Abschnitt 2.6.4 beschrieben, ist selbst bei Einwirkungen, die über die in /IAEA 18/ definierten Anforderungen hinausgehen, grundsätzlich nicht mit einem Verlust der Dichtigkeit von BE-Behältern an Standort-ZL und damit Freisetzungen infolge der Einwirkungen zu rechnen. Vor dem Hintergrund der Lagerung von beladenen BE-Behältern in Standort-ZL vor der zukünftigen Einlagerung im Endlager sollen in diesem Abschnitt dennoch theoretische Freisetzungen definiert werden. Sie dienen als konservative Obergrenze einer hypothetischen Bandbreite für Notfälle in Standort-ZL, die dem Referenzszenario S5 zuzuordnen sind.

In § 659 /IAEA 18/ wird für Typ B-Behälter festgelegt, dass infolge von Einwirkungen, wie in den Anforderungen nach §§ 719-724 definiert (Abschnitt 2.6.2), maximal $10E-06 A_2$ an Aktivität pro Stunde freigesetzt werden dürfen. Der jeweilige Grenzwert A_2 für sämtliche Nuklide ist in Table 2 in /IAEA 18/ festgelegt. Für das in Tab. 2.2 dargestellte Inventar eines mit 19 BE beladenen Castor® V/19-Behälters sind die entsprechenden A_2 -Werte in Tab. 2.3 aufgelistet. Unter diesen Annahmen stellt der Quellterm von insgesamt $1,68E+01$ MBq pro Behälter und Stunde eine Obergrenze für die Bandbreite von Notfällen in Standort-ZL für BE dar. Der Wert ist entsprechend der Anzahl der betroffenen BE-Behälter und der Zeitdauer der angenommenen Freisetzung zu skalieren.

Tab. 2.3 Grenzwerte für Freisetzungen aus Typ B-Behältern nach Table 2 /IAEA 18/

Gemäß § 659 in /IAEA 18/ darf bei einer Freisetzung infolge von Einwirkungen, die den in §§ 719-724 definierten Tests entsprechen, maximal die hier dargestellte Aktivität pro Stunde je Nuklid aus einem Typ B-Behälter entweichen.

Gruppe	Radionuklid	Grenzwert [Bq] (§ 659 /IAEA 18/)
Edelgase	Kr-85	1,00E+07
Iod	I-129	Kein Limit festgelegt
Spaltprodukte	Sr-89	6,00E+05
	Y-90	3,00E+05
	Sr-90	3,00E+05
	Ru-106	2,00E+05
	Rh-106	2,00E+05
	Cs-134	7,00E+05
	Cs-137	6,00E+05
	Ba-137m	6,00E+05
	Ce-144	2,00E+05
	Pm-147	2,00E+06
	Eu-154	6,00E+05
Kernbrennstoff	U-238	Kein Limit festgelegt
Transurane	Pu-238	1,00E+03
	Pu-239	1,00E+03
	Pu-241	6,00E+04
	Am-241	1,00E+03
	Cm-244	2,00E+03
Korrosionsprodukte	Co-60	4,00E+05
Gesamt		1,68E+07

2.6.6 Zusammenfassung

Die Störfallsicherheit von Standort-ZL in Deutschland gegen Einwirkungen von innen und außen sowie gegenüber Druckwellen ist gemäß /ESK 13/ gewährleistet. Für alle drei in Deutschland in Betrieb befindlichen ZL-Typen (Abschnitt 2.6.1) gilt, dass die baulichen Vorkehrungen den betrachteten Einwirkungen gegebenenfalls nicht standhalten. In den beschriebenen Situationen sind jedoch die Schutzfunktionen der verwendeten BE-Behälter (CASTOR) nicht beeinträchtigt, sodass mit keinen Freisetzungen gerechnet werden muss. Wie in Abschnitt 2.6.4 beschrieben, vermögen selbst extreme Einwirkungen (Aufprall, Explosion, langanhaltende Brände bspw. infolge eines Flugzeugabsturzes) die Dichtigkeit der BE-Behälter nicht zu schädigen.

Es kann festgestellt werden, dass Ereignisse mit Freisetzen in Standort-ZL in den Bereich des Restrisikos fallen. Ereignisse mit Freisetzen können nur infolge gezielter Sabotageaktionen oder sonstiger Einwirkungen Dritter auftreten und fallen damit unter Referenzszenario S12 bzw. S13.

2.7 Small Modular Reactors (SMR)

Kleine modulare Reaktorkonzepte sind in vielen Ländern, insbesondere in Europa und Nordamerika, bereits in der späten Phase in Zulassungsverfahren, haben schon die ersten Standortauswahlverfahren durchlaufen und mit dem Bau der ersten Anlagen wird demnächst begonnen. Insbesondere das Konzept des BWRX 300 ist in der Entwicklungsphase schon sehr weit fortgeschritten und gehört aktuell neben dem VoyGr der Fa. NuScale zu den am weitesten entwickelten Small Modular Reactors (SMR). Der erste Reaktor dieses Typs wird am Standort Darlington B in Ontario gebaut. Die ersten Bodenarbeiten konnten bereits durchgeführt werden (/WOR 24/) und der Genehmigungsprozess ist mit der Einreichung der Unterlagen des vorläufigen Sicherheitsberichtes (Preliminary Safety Analysis Report, PSAR) schon vergleichsweise weit fortgeschritten (/HIT 23/). Ein zweiteiliger öffentlicher Anhörungsprozess wurde durchgeführt, der erste Teil im Januar 2024 (/OPG 24/) und der zweite Teil im Oktober 2024 und Januar 2025 (/CAN 24/). Der Betreiber, Ontario Power Generation Inc. (OPG), plant zunächst einen Reaktor bis Ende 2028 fertigzustellen und danach mit dem Bau der anderen drei Reaktoren zu beginnen.

In Polen sind 24 BWRX-300 SMR-Reaktoren für 6 Standorte geplant /WOR 23/, welche mit Ostrołęka, Włocławek, Stawy Monowskie, Dąbrowa Górnicza, Nowa Huta und der Sonderwirtschaftszone Tarnobrzeg, alle im östlichen Teil des Landes liegen. Für die Zulassung des Reaktortyps in Polen arbeiten die Regulierungsbehörden aus Kanada und Polen zusammen. In einem ersten Schritt zur Zulassung des Reaktortyps bestätigte die polnische Aufsichtsbehörde PAA die generelle Eignung des Reaktors bzgl. der Reaktorsicherheit für eine mögliche Zulassung in Polen auf Basis der eingereichten Unterlagen aus dem kanadischen Genehmigungsprozess. Der lokale Betreiber der SMR-Anlagen in Polen ist ORLEN Synthos Green Energy (OSGE). Die OSGE ist unter den Gewinnern des Projektes Phoenix, dadurch ergibt sich die Möglichkeit einer Finanzierung durch das U.S. Department of State für eine schnellere Umsetzung der neuen Reaktorbauprojekte in Polen. Neben Polen gibt es auch Verträge des Herstellers GEH mit den Ländern Schweden und der Tschechischen Republik für die Errichtung von BWRX-300

Reaktoren. In Estland gibt es Verträge mit dem dortigen Betreiber Fermi Energia. In Großbritannien ist die erste Phase des Zulassungsverfahrens bereits abgeschlossen (/OFF 24/).

Aus Unterlagen des Herstellers (/HIT 24/) geht hervor, dass der BWRX-300 auf dem von der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) lizenzierten Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR) mit 1520 MW elektrischer Leistung basiert. Der BWRX-300 ist besonders auf eine erhöhte Sicherheit ausgerichtet, etwa durch technische Vereinfachung und geringerer Abhängigkeit von menschlichem Eingreifen. Dies wird durch den erweiterten Einsatz des Naturumlaufs und von passiven Sicherheitssystemen erreicht. Die Notkühlung erfolgt in beiden Anlagen über das Isolation Condenser System (ICS). Der BWRX-300 besitzt dabei Wasserbecken als Wärmesenke des ICS. Jedes dieser Becken hält ausreichend Wasser vor, um die anfallende Nachzerfallswärme für einen Zeitraum bis zu 72 h nach einer RESA (Reaktorschnellabschaltung) aufzunehmen. Die Kühlung des zugehörigen Sicherheitsbehälters erfolgt im BWRX-300 wie auch im ESBWR über das Passive Containment Cooling System (PCCS), um Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter stabil zu halten. Neben der Notkühlung und der passiven Sicherheitsbehälterkühlung gibt es in beiden Reaktorkonzepten noch den Sicherheitsbehälterabschluss und Möglichkeiten zur Rekombination von Wasserstoff und Sauerstoff im Sicherheitsbehälter oder im ICS.

Im Hinblick auf mögliche Quellterme zum BWRX-300 ist aus anderen Siedewasserreaktoren bekannt, dass radioaktiv belastetes Kühlmittel aus dem Primärkreis durch Schäden an der Speisewasser- oder der Frischdampfleitung austreten kann und diese auslösenden Ereignisse als Quellterm zu betrachten sind. Es handelt sich dabei um Auslegungstörfälle. Bei Schäden an Speisewasser- oder Frischdampfleitung stehen in der Regel schnell und automatisch schließende Ventile zur Verfügung, die die Leitungen abschließen und damit den Gesamtkühlmittelaustrag zeitlich und mengenmäßig begrenzen. Die Ventile sind extra für diesen Zweck entsprechend ausgelegt. Für die Bestimmung des Quellterms wird eine Ventilverschlusszeit von 5 s und ein Rohrquerschnitt von 0,1 m² angenommen. Die kritische Ausströmrates liegt für diesen Rohrquerschnitt und für typische SWR-Druck- und Temperaturverhältnisse bei ca. 3000 kg/s. Der Quellterm setzt sich aus freigesetztem belastetem Dampf und Wasser zusammen. Die Kühlmittelaktivitäten sind sehr unsicher und hängen von vielen Faktoren ab, wie den Austrittsraten der Radionuklide aus Brennstoff und Hüllrohr, dem Zeitpunkt der letzten Revision, der Reaktorleistung, der Zerfallsrate, der gesamten Betriebsdauer der Anlage, usw. Eine

längere Messreihe zu Radionukliden im Kühlwasser der Anlage Gundremmingen A, die über eine ähnlichen thermischen Leistung verfügte, befindet sich in /SKA 73/. Die Abschätzung der freigesetzten Mengen von Spaltprodukten des Quellterms ist in Tab. 2.4 aufgelistet. Aufgrund der großen Unsicherheit soll hier ein minimaler und maximaler Quellterm abgeschätzt werden. Es handelt sich dabei um eine bodennahe Freisetzung, die zeitlich innerhalb von ca. 5 s abläuft, bis zum Abschluss durch die dafür vorgesehenen Ventile. Neben den typischen Spaltprodukten sind im Kühlwasser auch aktivierte Korrosionsprodukte zu finden, die ebenfalls in der Tabelle aufgeführt sind. Für die Edelgase konnte aufgrund mangelnder Informationen bzw. einer viel zu hohen Unsicherheit, u.a. aufgrund der hohen Flüchtigkeit dieser Gase und der entsprechend großen Abhängigkeit vom konkreten Anlagendesign, keine Freisetzungsmengenabschätzung erfolgen.

Tab. 2.4 Abschätzung der freigesetzten Mengen an Spalt- und Korrosionsprodukten aus dem Kühlwasser nach einem Bruch der Speisewasser- oder Frischdampfleitung im BWRX-300

Kategorie	Isotop	Minimal belastetes Kühlmittel (Bq)	Maximal belastetes Kühlmittel (Bq)
Iod/Brom	Br-84	-	1,7E+10
	I-131	3,3E+05	7,2E+10
	I-132	1,1E+09	2,4E+11
	I-133	2,8E+06	2,1E+11
	I-134	1,8E+07	4,6E+11
	I-135	3,3E+06	2,8E+11
Spaltprodukte	Sr-89	2,2E+08	1,9E+09
	Sr-90	5,6E+06	2,3E+08
	Sr-91	7,2E+06	1,8E+10
	Sr-92	1,6E+07	3,2E+10
	Mo-99	2,8E+07	3,1E+10
	Tc-99m	2,5E+09	1,2E+11
	Tc-101	2,8E+10	6,7E+11
	Te-132	1,7E+07	3,2E+10
	Cs-134	3,7E+06	3,0E+08
	Cs-136	8,9E+06	1,8E+08
	Cs-137	6,7E+06	5,0E+08
	Cs-138	-	6,1E+10
	Ba-139	1,1E+08	4,4E+10
	Ba-140	8,3E+06	1,4E+09
	Ba-141	8,9E+09	1,1E+11

Kategorie	Isotop	Minimal belastetes Kühlmittel (Bq)	Maximal belastetes Kühlmittel (Bq)
	Ba-142	1,9E+08	2,1E+11
	Np-239	2,8E+07	4,7E+10
Aktivierte Korrosionsprodukte	Na-24	8,9E+08	1,7E+09
	P-32	-	1,1E+07
	Cr-51	6,1E+07	2,4E+09
	Mn-54	8,9E+05	3,3E+07
	Mn-56	1,1E+08	2,8E+10
	Fe-55	2,2E+07	5,3E+07
	Fe-59	1,7E+07	4,4E+07
	Co-57	2,2E+05	5,6E+06
	Co-58	8,3E+07	7,8E+09
	Co-60	1,4E+07	1,2E+09
	Ni-65	5,6E+06	3,3E+10
	Cu-64	5,6E+06	1,7E+08
	Zn-65	1,1E+06	7,2E+06
	Zn-69m	-	1,7E+07
	Ag-110m	1,1E+06	3,3E+07
	Ta-182	4,4E+06	1,1E+07
	W-187	1,7E+07	1,7E+09

Die Anlagenentwicklungen vieler neuer SMR-Konzepte sind inzwischen weit vorangeschritten oder bereits fertiggestellt. Typischerweise folgen auf den Abschluss der Anlagenentwicklungsphase detailliertere probabilistische Sicherheitsanalysen mit der Bestimmung von Kernschadenshäufigkeiten und Quelltermen. In den nächsten Jahren sind deshalb weiterführende Informationen auf diesem Gebiet zu erwarten.

3 Referenzszenario S13: Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine Einrichtung oder Kerntechnische Anlage

Für das Referenzszenario S13 wird ein Spektrum möglicher vorsätzlicher Straftaten, Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter gegen oder auf ortsfeste kerntechnische Anlagen und Einrichtungen betrachtet. Dazu werden potenzielle Ereignisabläufe mit möglichen Einwirkungsszenarien auf verschiedene Anlagentypen betrachtet. Als ortsfeste kerntechnische Anlagen und Einrichtungen werden drei verschiedene Anlagentypen betrachtet:

- Zwischenlager
- Urananreicherungsanlagen
- Brennelementfertigungsanlagen

Für jeden dieser Anlagentypen werden im Rahmen einer Bandbreitenanalyse möglicher Quellterme drei verschiedene Unterszenarien bzw. Einwirkungsszenarien betrachtet, die vorsätzliche terroristische Straftaten und Störmaßnahmen darstellen:

- Es findet eine terroristische Einwirkung im Inneren der kerntechnischen Anlage oder Einrichtung statt, nachdem das sichere Verhindern des Eindringens von Personen in den inneren Sicherungsbereich misslungen ist,
- Es wird eine Einwirkung mit militärischen Mitteln von außen auf die kerntechnische Anlage oder Einrichtung durchgeführt.
- Es wird ein gezielter Flugzeugabsturz auf die kerntechnische Anlage oder Einrichtung verübt.

Diese drei Einwirkungsszenarien und insbesondere die weiter unten beschriebenen Grundannahmen für diese Szenarien sind konstruiert, um eine Bandbreite potenziell denkbarer Szenarien verschiedener Größenordnungen zu erhalten. Sie stellen keine tatsächlich zu unterstellenden Störmaßnahmen für diese Anlagen dar.

Im Folgenden wird zunächst ein Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung sowie ein Überblick über die drei zu betrachtenden Einwirkungsszenarien gegeben. Anschließend werden die Anlagentypen vorgestellt und die möglichen Auswirkungen der drei betrachteten Einwirkungsszenarien dargestellt.

3.1 Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung

Um die Auswirkungen einer Einwirkung abschätzen zu können, wird in einem ersten Schritt für die zu betrachtenden Einrichtungen oder kerntechnischen Anlagen zunächst eine Einheit in Form eines Lagerbehälters oder einer räumlich begrenzten Menge an radioaktivem Inventar definiert. An einer solchen Einheit, die für die in diesem Bericht betrachteten Einrichtung oder kerntechnische Anlage auf Lagerbehälter beschränkt werden kann, werden die Auswirkungen der Einwirkung betrachtet. Anschließend wird abgeschätzt, wie viele Einheiten innerhalb der Anlage von einer solchen Einwirkung betroffen sein könnten, so dass dann eine Abschätzung für die gesamte Anlage im Kontext der jeweiligen Einwirkung möglich ist.

Im Folgenden wird daher zunächst eine Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung auf einen einzelnen Lagerbehälter innerhalb der Anlage vorgenommen. Diese Abschätzung kann wiederum in zwei Schritte unterteilt werden. Im ersten Schritt wird der Quellterm bestimmt, der die freigesetzte Masse und Aktivität des Inventars außerhalb des Behälters darstellt. Im zweiten Schritt wird der Quellterm bestimmt, der außerhalb der Anlage anzunehmen ist. Das im Rahmen dieses Vorhabens verwendete Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung orientiert sich an der etablierten Vorgehensweise des US Department of Energy zur Bestimmung des Quellterms /DOE 94/. Gegenüber der Vorgehensweise aus /DOE 94/ erfolgt neben einer Anpassung der Nomenklatur eine gemeinsame Betrachtung des gesamten Partikelgrößenbereichs der luftgetragenen Freisetzung (Partikel mit einem aerodynamischen Durchmesser kleiner oder gleich 100 Mikrometer). Daraus ergibt sich folgende Grundformel:

$$Q=(M \cdot SA \cdot LA) \cdot FAB \cdot FAA=(QB \cdot FAB) \cdot FAA=QA \cdot FAA$$

mit

- *Q*: Luftgetragener äußerer Quellterm
- *M*: Bezugsmasse mit Nuklidvektor
- *SA*: Schadensanteil
- *LA*: Luftgetragener Freisetzungsanteil innen
- *FAB*: Freisetzungsanteil aus dem Behälter

- *FAA*: Freisetzungsanteil aus der Anlage
- *QB*: Luftgetragener Quellterm im Behälter
- *QA*: Luftgetragener Quellterm in der Anlage

Die Bestimmung des Quellterms Q beginnt mit der Festlegung der Bezugsmasse M , die als Grundlage für die weitere Berechnung dient. Die Bezugsmasse muss denjenigen Teil des Inventars umfassen, der potenziell von einer Einwirkung betroffen sein kann. Sie ist so zu wählen, dass eine eindeutige und konservative Zuordnung der betroffenen Aktivität A möglich ist. Im einfachsten Fall kann beispielsweise die Masse des gesamten radioaktiven Inventars eines Lagerbehälters als Bezugsmasse für die im Folgenden betrachteten Fälle dienen. Damit die Aktivitätsfreisetzung aus der Bezugsmasse bestimmt werden kann, muss dieser Bezugsmasse ein Nuklidvektor zugeordnet sein. Im Rahmen dieses Vorhabens wird demnach als Bezugsmasse die Inventarmasse mit dem Nuklidvektor des jeweils zu betrachtenden Lagerbehälters gewählt. Der Schadensanteil SA ergibt sich aus dem durch die Einwirkung beschädigten beziehungsweise zerstörten Bereich von M . Der luftgetragene Freisetzungsanteil LA hängt von der Art der Einwirkung und den betroffenen Materialien ab. Er kann in der Regel experimentellen Daten oder empirischen Ansätzen entnommen werden. Alternativ sind vereinfachte Modelle möglich, die mehrere Schritte zusammenfassen und die Masse des freigesetzten luftgetragenen Partikelinventars direkt als $M \cdot SA \cdot LA$ bestimmen. Der luftgetragene Quellterm im Behälter QB ergibt sich aus der Multiplikation der zuvor genannten Faktoren.

Sofern Informationen über eine Rückhaltewirkung von nur teilweise zerstörten Strukturen des Lagerbehälters um das Inventar (Behälterkörper oder auch Korbstruktur) bekannt sind, können diese als Freisetzungsanteil aus dem Behälter FAB berücksichtigt werden. Der luftgetragene Quellterm in der Anlage QA ergibt sich dementsprechend durch Multiplikation von QB mit FAB oder abdeckend durch Gleichsetzung $QA = QB$.

Ein entsprechendes Vorgehen wird für die Rückhaltewirkung der baulichen Strukturen der Anlage FAA angewandt. Aufgrund der Größe und Komplexität dieser Strukturen ist die Rückhaltewirkung hier in der Regel signifikant, außer es hat eine flächendeckende Zerstörung der Gebäudestrukturen stattgefunden. Eine direkte Gleichsetzung $Q = QA$ ist daher nur bei extremen Einwirkungen plausibel. Ansonsten ist für die baulichen Anlagen ein Freisetzungsanteil FAA zu formulieren. Der endgültige luftgetragene Quellterm Q ergibt sich dann durch Multiplikation von QA mit FAA .

Bezogen auf die eingangs eingeführten drei verschiedenen Anlagentypen und die drei verschiedenen Einwirkungsszenarien wird daher wie folgt vorgegangen. Für jeden Anlagentyp wird ein typischer generischer Lagerbehälter mit zugehörigem Nuklidvektor der Bezugsmasse M definiert. Auf der Grundlage der Einwirkungsszenarien können dann die Inventarschädigung, d. h. der Schadensanteil SA und der luftgetragene Freisetzungsanteil LA , die Lagerbehälterschädigung, d. h. der Freisetzungsanteil aus dem Behälter FAB , und die Anlagenschädigung, d. h. der Freisetzungsanteil aus der Anlage FAA , bestimmt werden. Falls die Art der Einwirkung zu einer Beschädigung mehrerer Lagerbehälter führt, ist dies darüber hinaus für den Gesamtquellterm zu berücksichtigen.

Im Folgenden werden die drei betrachteten Einwirkungsszenarien dargestellt. Dabei wird zunächst ein Überblick über die Einwirkungen und die möglichen Folgen auf der Grundlage des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik gegeben. Darauf aufbauend werden Grundannahmen definiert, die den nachfolgenden Betrachtungen zugrunde gelegt werden. Diese Grundannahmen kombinieren möglichst generisch potenzielle Vorgehensweisen mit möglichen Einwirkungsvarianten für das jeweilige Einwirkungsszenario. Aus dieser Darstellung kann im Weiteren dann die Beschädigung von Inventar, Behälter und Anlage für das jeweilige Szenario bestimmt werden.

Eine detaillierte Beschreibung der Vorgehensweise der Täter und des genauen Einsatzes von Werkzeugen und Waffen erfolgt im Rahmen dieses Berichtes nicht, da die Informationen und Hintergründe zu diesen Abschätzungen auf Unterlagen und Arbeiten beruhen, die ganz oder teilweise der Geheimhaltung unterliegen. In diesem Bericht erfolgt daher eine qualitative Beschreibung der Grundannahmen und eine darauf basierende Abschätzung der radiologischen Konsequenzen.

3.1.1 Einwirkung im Inneren

Die Grundannahme dieses Unterszenarios ist, dass die durch die Sicherungsmaßnahmen und das integrierte Sicherungs- und Schutzkonzept gewährleistete Verhinderung des Eindringens von Tätern in die kerntechnische Anlage oder Einrichtung nicht gegeben ist. Ebenso wird das durch die Sicherungsmaßnahmen sichergestellte Detektieren eines Eindringens nicht unterstellt. Das bedeutet, dass sich Täter mit Werkzeugen und Waffen im inneren Sicherheitsbereich aufhalten und unmittelbar auf Behälter mit Inventar einwirken können. Außerdem sind die Täter für eine gewisse Zeit nicht an der Einwirkung gehindert, sodass sie aufwändigere Vorbereitungsarbeiten durchführen können.

Die Einwirkung erfolgt mit dem Ziel, eine möglichst große Menge radioaktiver Stoffe freizusetzen.

Dieses weit gefasste Szenario wird durch eine Plausibilitätsbetrachtung der potenziell einsetzbaren Werkzeuge und Waffen sowie deren Möglichkeiten eingeschränkt, um auf Basis der oben beschriebenen Grundannahmen möglichst aussagekräftige Szenarien zu identifizieren.

Es wird davon ausgegangen, dass die Täter nur über bestimmte Werkzeuge oder Explosivstoffe verfügen, die für einen solchen terroristischen Angriff plausibel verwendet und transportiert werden könnten. Selbst unter der Annahme, dass die eigentliche Verhinderung und das Detektieren des Eindringens fehlgeschlagen sind, wird die Zeit, die den Tätern zur Verfügung steht, als begrenzt angenommen. Daher werden die Sicherheitskräfte nach einer gewissen Zeit reagieren und Gegenmaßnahmen ergreifen. Die Zeit, die den Tätern im Rahmen dieses Szenarios für die Durchführung der Einwirkung unterstellt wird, übersteigt jedoch die üblicherweise zu unterstellenden Reaktionszeiten von Sicherheitskräften deutlich. Dadurch sind Szenarien denkbar, die normalerweise durch die Sicherungsmaßnahme sowie das integrierte Sicherungs- und Schutzkonzept verhindert werden.

Es wird weiterhin angenommen, dass die Täter durch umfangreiche mechanische und sonstige Vorarbeiten und Beschädigungen die Integrität des Behälters so weit beschädigen können, dass eine direkte Einwirkung auf das Inventar möglich ist. Durch eine anschließende direkte Einwirkung auf das Inventar mit Explosivstoffen, kann dann ein Teil des radioaktiven Inventars freigesetzt werden. Der Schadensanteil *SA* ist in diesem Szenario aufgrund der deutlich längeren Zeit, die den Tätern im Vergleich zu einer einmaligen direkten Einwirkung zur Verfügung steht, signifikant erhöht, da umfangreichere Vorarbeiten möglich sind.

Als konservative Abschätzung der Bildung von luftgetragenen Partikeln bei der direkten Einwirkung von Sprengstoff auf metallische und nichtmetallische Feststoffe wird im Handbuch des US Department of Energy /DOE 94/ eine luftgetragene Freisetzungsmasse entsprechend der TNT-Äquivalenzmasse des einwirkenden Explosivstoffes genannt. Dadurch kann eine obere Grenze für den luftgetragenen Freisetzunganteil im inneren des Behälters *LA* abgeschätzt werden.

Das Ausmaß der Beschädigung des Behälters hängt bei gleicher Einwirkungsart von der Materialfestigkeit und der Geometrie des Behälters ab. Die Menge der Freisetzung aus dem Behälter hängt wiederum von der Größe der Öffnung und der Art des Inventars ab. Bei den oben beschriebenen Grundannahmen wird davon ausgegangen, dass umfangreiche Vorarbeiten am Behälter möglich sind, so dass die Rückhaltewirkung des Behälters erheblich beeinträchtigt werden kann, was zu einer Erhöhung des Freisetzunganteils aus dem Behälter *FAB* führt.

Nach der Freisetzung aus dem Behälter verteilt sich das Material zunächst innerhalb der Anlage. Dabei spielt der aus dem Behälter freigesetzte Quellterm die entscheidende Rolle. Durch natürliche Luftströmungen und thermische Effekte durch die Explosion kann das Material durch die Gebäudeöffnungen nach außen gelangen und in die Umgebung freigesetzt werden. Die Menge des nach außen transportierten Materials hängt stark von der baulichen Struktur der Anlage ab. Faktoren wie die Anzahl und Größe der Gebäudeöffnungen, die Art der Lüftungssysteme sowie bestehende Barrieren beeinflussen die potenzielle Freisetzung in die Umgebung. Der Freisetzunganteil aus der Anlage *FAA* ist demnach stark von den vorhandenen baulichen Strukturen abhängig.

Die Betrachtungen für dieses Unterszenario basieren auf experimentellen und theoretischen Daten und Literaturangaben zu Vorgehensweisen und Einwirkungen, die ganz oder teilweise der Geheimhaltung unterliegen. Daher wird zum einen auf eine Beschreibung konkreter Vorgehensweise und Szenarien verzichtet. Außerdem werden bei den Betrachtungen der einzelnen kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen teilweise einige Faktoren zusammengefasst und generisch beschrieben.

3.1.2 Militärische Mittel

In diesem Unterszenario wird davon ausgegangen, dass die kerntechnische Anlage oder Einrichtung gezielt mit militärischen Mitteln angegriffen wird. Grundannahme dieses Unterszenarios ist, dass der Angriff von einer großen organisierten feindlichen Gruppe durchgeführt wird, die über entsprechend ausgerüstete Waffensysteme und Sprengmittel verfügt. Im Gegensatz zu improvisierten oder eingeschmuggelten Werkzeugen und Waffen in einem terroristischen Szenario wird in diesem Unterszenario von einer großflächigen, möglicherweise koordinierten Einwirkung ausgegangen, die auf eine massive Beschädigung oder Zerstörung sicherheits- und sicherungsrelevanter Strukturen abzielt. Ein wesentlicher Unterschied zu terroristischen Angriffen besteht darin, dass die Einwirkung mit militärischen Mitteln in diesem Szenario von außerhalb der Anlage erfolgt. Es

wird davon ausgegangen, dass großkalibrige Waffen oder Präzisionswaffen mit hoher Durchschlagskraft gezielt auf die Anlage abgefeuert werden. Die Einwirkung erfolgt daher primär mit dem Ziel, die Gebäudestrukturen möglichst vollständig zu zerstören und dabei als sekundären Effekt eine große Menge radioaktiver Stoffe vor Ort freizusetzen.

Da eine Einwirkung mit militärischen Mitteln eine Vielzahl unterschiedlicher Angriffsarten mit unterschiedlichen Waffensystemen, Zielen und Vorgehensweisen umfasst, wird das Szenario durch eine Plausibilitätsbetrachtung eingegrenzt. Dabei werden auf Basis der Grundannahme konservative Einwirkungen identifiziert und in ihren potenziellen Auswirkungen bewertet.

Es wird angenommen, dass ein Angriff mit der gezielten Zerstörung der äußeren Gebäudestruktur durch Wuchtgeschosse oder Explosivwaffen, wie schwere Artillerie, panzerbrechende Munition oder Lenkflugkörper, beginnt. Dabei können Schutzwände, Decken und Lagerbereiche beschädigt oder teilweise zerstört werden. Diese Angriffe führen, in Abhängigkeit von nach den baulichen Voraussetzungen, zu einer erheblichen Beeinträchtigung der baulichen Integrität der Anlage. Nach Durchdringung der äußeren Schutzstrukturen können bei weiterem Beschuss Behälter mit radioaktivem Inventar beschädigt werden.

Es wird angenommen, dass eine Einwirkung auf die Behälter durch Angriffe mit Wuchtgeschossen oder Explosivwaffen erfolgt, die in der Lage sind, die Behälter zu beschädigen oder zu durchdringen. Bei dickwandigen Transport- und Lagerbehältern ist eine relevante Beschädigung jedoch nur bei gezielter Einwirkung mit speziellen Waffensystemen oder bei Mehrfachbeschuss anzunehmen. Eine solche konservative Annahme wird im Folgenden getroffen, so dass ein relevanter Schadensanteil *SA* vorliegt. Die Beschädigung des Behälters ist zudem in einer Größenordnung, die mit dem Schadensanteil im Behälter korreliert. Es ist jedoch nicht bei allen Behältertypen von einem vollständigen Verlust jeglicher Rückhaltewirkung des Behälters auszugehen, so dass der Freisetzunganteil aus dem Behälter *FAB* kleiner als eins sein kann. Insgesamt kann, im Vergleich zur terroristischen Einwirkung im Innern, die Einwirkung auf den Behälter und das Inventar weniger gezielt und ohne konkrete Vorarbeiten erfolgen, so dass in der Regel von einem geringeren Schadensanteil *SA* sowie einem kleineren Freisetzunganteil aus dem Behälter *FAB* ausgegangen werden kann.

Als konservative Abschätzung der Bildung von luftgetragenen Partikeln kann auch hier die direkte Einwirkung von Explosivstoffen auf metallische und nichtmetallische

Feststoffe herangezogen werden. Für diese wird im Handbuch des US Department of Energy /DOE 94/ eine luftgetragene Freisetzungsmasse angegeben, die der TNT-Äquivalentmasse des einwirkenden Explosivstoffes entspricht. Damit kann eine Obergrenze für den luftgetragenen Freisetzungsanteil innerhalb des Behälters *LA* abgeschätzt werden.

Die freigesetzten radioaktiven Stoffe können sich zunächst innerhalb des zerstörten Gebäudes verteilen. Aufgrund der zusätzlichen erheblichen Zerstörung der baulichen Strukturen der Anlage ist jedoch nicht von einer signifikanten Rückhaltewirkung durch die Anlage auszugehen. Das Material kann sich daher nahezu ungehindert nach außen ausbreiten, so dass der Freisetzungsanteil aus der Anlage *FAA* konservativ mit eins abgeschätzt werden kann.

Die Betrachtungen für dieses Unterszenario basieren auf experimentellen und theoretischen Daten und Literaturangaben zu Vorgehensweisen und Einwirkungen, die ganz oder teilweise der Geheimhaltung unterliegen. Daher wird zum einen auf eine Beschreibung konkreter Vorgehensweise und Szenarien verzichtet. Außerdem werden bei den Betrachtungen der einzelnen kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen teilweise einige Faktoren zusammengefasst und generisch beschrieben.

3.1.3 Flugzeugabsturz

In diesem Unterszenario wird der gezielte Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf eine kerntechnische Anlage oder Einrichtung angenommen. Zu Einwirkungen von großen Verkehrsflugzeugen wurden bereits vielfältige Untersuchungen durchgeführt, deren Ergebnisse in Dokumenten als Verschlusssache unterschiedlichen Grades eingestuft sind. Im Rahmen dieses Vorhabens erfolgt daher nur eine qualitative Beschreibung auf Basis von offenen Informationen.

Die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf eine kerntechnische Anlage sind in verschiedenen Studien und Gutachten untersucht worden. Insbesondere gibt es existierende Untersuchungen, die sich mit der Fragestellung befassen, wie sich die kinetische Energie eines Flugzeugabsturzes auf die Gebäudestruktur und die Sicherheitsbarrieren auswirkt. Internationale und nationalen Studien haben Szenarien für den Fall eines Flugzeugangriffs auf kerntechnische Einrichtungen modelliert, um mögliche Auswirkungen und notwendige Schutzmaßnahmen zu evaluieren.

Diese Untersuchungen zeigen prinzipiell, dass der Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs die strukturelle Integrität eines Gebäudes massiv beeinflussen kann, was in dem oben eingeführten generischen Konzept zunächst einmal einen hohen Freisetzunganteil aus der Anlage *FAA* bedeuten würde. Die Einwirkung auf die Behälter und das darin befindliche Inventar ist jedoch insbesondere durch die zuvor erfolgte großflächige Einwirkung auf die Gebäudestrukturen begrenzt. Somit sind die verbleibenden Faktoren zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer Einwirkung, wenn überhaupt vorhanden, in der Regel sehr gering. Dies hängt natürlich neben dem unterstellten Szenario insbesondere von den baulichen Strukturen sowie der Barrierewirksamkeit des Behälters ab.

Bei Untersuchungen zu deutschen Zwischenlagern kommen Untersuchungen zu dem Schluss, dass der in den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ vorgegebene Eingreifrichtwert von 100 mSv als Summe aus effektiver Dosis durch äußere Exposition in sieben Tagen und effektiver Folgedosis durch die in diesem Zeitraum inhalierten Radionuklide für alle untersuchten Fälle klar unterschritten wird /RSK 17/.

Ein Vergleich der Auswirkungen eines gezielten Flugzeugabsturzes mit den Unterszenarien „Einwirkung mit terroristischen Mitteln innerhalb der Anlage“ und „Einwirkung mit militärischen Mitteln von außerhalb der Anlage“ (siehe die beiden vorherigen Abschnitte) zeigt, dass diese Szenarien unter den dargestellten Annahmen als abdeckend betrachtet werden können. Der Quellterm für die beiden oberen Szenarien kann daher als abdeckend für die in diesem Vorhaben für das Referenzszenario S13 betrachteten vorsätzlichen Straftaten, Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter gegen oder auf eine kerntechnische Anlage oder deren Einrichtungen betrachtet werden.

3.2 Ortsfeste kerntechnische Anlagen oder Einrichtungen

Die Einstufung eines radiologischen Notfalls zum Referenzszenario S13 „Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine Einrichtung oder kerntechnische Anlage“ hängt von dem Notfall auslösenden Ereignis und der Zuordnung der betroffenen Anlage oder Einrichtung zu den Referenzszenarien S1 bis S6 entsprechend ANoPI-Bund ab. In dieser Zusammenstellung werden Einrichtungen und kerntechnische Anlagen entsprechend dem Referenzszenario S5 betrachtet, dazu gehören unter anderem die Anlagentypen:

- Zwischenlager

- Bestrahlungsanlagen
- Urananreicherungsanlagen
- Brennelementfertigungsanlagen

Im Folgenden werden die betrachteten Anlagentypen sowie in den Anlagen typischerweise verwendete Lagerbehälter beschrieben und ihre möglichen Inventare betrachtet. Anschließend werden aus den vorhandenen Inventaren und den möglichen Einwirkungen mögliche Szenarien und zugehörige Freisetzungen beschrieben.

3.2.1 Zwischenlager

Ausgediente Brennelemente aus der Energieerzeugung in Kernkraftwerken müssen nach § 9a Abs. 1 Satz 1 AtG von den Betreibern der Anlage entsprechend den Vorgaben entsorgt werden. Eine Verwertung in Form einer Aufarbeitung der bestrahlten Kernbrennstoffe ist seit dem 1. Juli 2005 nicht mehr zulässig, im Falle einer Aufarbeitung von bestrahlten Kernbrennstoffen vor diesem Datum müssen die aus der Aufarbeitung resultierenden radioaktiven Abfälle zurückgenommen werden. Sowohl die bestrahlten Brennelemente als auch die aus der Aufarbeitung stammenden radioaktiven Abfälle müssen nach § 9a Abs. 1b AtG geordnet beseitigt werden und können dazu an einen vom Bund beauftragten Dritten zur Zwischenlagerung bis zur Ablieferung an eine Anlage zur Endlagerung radioaktiver Abfälle abgetreten werden.

Die trockene Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen in verschlossenen Behältern ist somit eine zeitlich befristete Maßnahme bis zur anschließenden Überführung dieser in ein Endlager für radioaktive Abfälle. Da die Suche nach einem Endlager für radioaktive Abfälle in Deutschland noch im Gange ist, kann die Dauer der trockenen Zwischenlagerung noch nicht festgelegt werden. In der Zeit bis zur Überstellung der Abfälle an ein Endlager müssen die Zwischenlager den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe, die sichere Abfuhr der Zerfallswärme, die sichere Einhaltung der Unterkritikalität und die Begrenzung und Kontrolle der Exposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung gewährleisten.

Das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) ist die zuständige Genehmigungsbehörde für die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen in Zwischenlagern nach § 6 AtG. Die atomrechtliche Aufsicht über die Zwischenlager liegt bei der jeweils zuständigen Landesbehörde, welche den rechts- und genehmigungskonformen Betrieb

der Zwischenlager überwacht. Betreiber von Zwischenlagern sind die BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ), die Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN) und das Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH (EWN).

In Deutschland existieren insgesamt 16 Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente aus der Energiegewinnung in Kernkraftwerken. Aus der historischen Entwicklung hat sich ergeben, dass zwischen zentralen und dezentralen Zwischenlagern unterschieden wird. Die zentralen Zwischenlager sind ursprünglich als Teil des geschlossenen Kernbrennstoffkreislaufs entstanden, sie befinden sich an den Standorten Ahaus und Gorleben. Sie werden von der BGZ betrieben. Das Zwischenlager Nord am Standort Lubmin zählt ebenso zu den zentralen Zwischenlagern und wird von dem EWN betrieben. Es beherbergt neben dem Transportbehälterlager die Landessammelstellen der Bundesländer Mecklenburg-Vorpommern und Brandenburg, mittel- und schwachradioaktive Abfälle sowie Großkomponenten aus dem Rückbau der Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg.

Die dezentralen Zwischenlager wurden an den Standorten von Kernkraftwerken für die gesetzlich vorgeschriebene Zwischenlagerung durch die Betreiber errichtet. Der Betrieb dieser Zwischenlager ist 2019 auf die bundeseigene BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH übergegangen. Das Standortzwischenlager in Jülich ist ein Zwischenlager für Brennelement-Kugeln des Forschungsreaktors der ehemaligen AVR GmbH. Die Lagerung an diesem Standort findet Aufgrund einer atomrechtlichen Anordnung des Landes Nordrhein-Westfalen statt, da die Genehmigung zum Betrieb des Zwischenlagers nicht verlängert wurde. Infolgedessen wird ein Konzept zur Entfernung der Brennelementkugeln aus dem Zwischenlager erarbeitet. In der Zwischenzeit wird es von der JEN weiterbetrieben. Folgende Zwischenlager gibt es in Deutschland:

Zentrale Zwischenlager:

- Zentrales Zwischenlager Gorleben, Niedersachsen
- Zentrales Zwischenlager Ahaus, NRW
- Zentrales Zwischenlager Nord, Lubmin, Mecklenburg-Vorpommern

Standortzwischenlager für Brennelemente:

- Zwischenlager Brunsbüttel, Schleswig-Holstein

- Zwischenlager Krümmel, Schleswig-Holstein
- Zwischenlager Brokdorf, Schleswig-Holstein
- Zwischenlager Unterweser, Niedersachsen
- Zwischenlager Grohnde, Niedersachsen
- Zwischenlager Lingen, Niedersachsen
- AVR-Behälterlager Jülich, NRW
- Zwischenlager Biblis, Hessen
- Zwischenlager Philippsburg, Baden-Württemberg
- Zwischenlager Neckarwestheim, Baden-Württemberg
- Zwischenlager Grafenrheinfeld, Bayern
- Zwischenlager Isar, Bayern
- Zwischenlager Gundremmingen, Bayern

Die zentralen Zwischenlager wurden zu einem früheren Zeitpunkt als die Standortzwischenlager errichtet. Sie weisen jeweils eine individuelle Bauweise auf. Das Zwischenlager Ahaus wurde 1990 fertiggestellt und ist in Form einer langen Lagerhalle mit einem zentralen Empfangs- und Wartungsbereich aufgebaut. Die eine Lagerhälfte beherbergt das Brennelemente-Zwischenlager Ahaus und in der anderen Lagerhälfte befindet sich das Abfall-Zwischenlager Ahaus für schwach- und mittelradioaktive Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung deutscher Kernkraftwerke. Das Zwischenlager verfügt über 420 genehmigte Stellplätze, von denen 56 mit 329 Behältern belegt werden. Das Zwischenlager Gorleben wurde 1983 fertiggestellt und besteht aus einer Lagerhalle mit Empfangs- und Wartungsbereich sowie einer Lagerfläche mit 420 Stellplätzen für Transport- und Lagerbehälter. Im Zwischenlager Gorleben werden Behälter mit bestrahlten Brennelementen aus Kernkraftwerken (Druckwasser- und Siedewasserreaktoren) sowie Behälter aus der Wiederaufbereitung von deutschen Brennelementen im Ausland, welche zurückgeführt wurden und jeweils pro Behälter 28 Glaskokillen enthalten, aufbewahrt. Von den genehmigten 420 Stellplätzen sind 113 belegt. Das Zwischenlager Nord in Lubmin wurde 1999 in Betrieb genommen. Das Zwischenlager besteht aus acht parallel verlaufenden, nebeneinander errichteten Hallenschiffen. In den Hallen eins bis sieben befinden sich Lagerflächen für schwach- und mittelradioaktive Abfälle sowie Anlagen zur

Konditionierung von Abfällen. Die Halle 8 ist bautechnisch von den Hallen 1 bis 7 getrennt und enthält das Transportbehälterlager für Kernbrennstoffe. Es wurden 80 Behälterstellplätze in dem Lager genehmigt, davon sind 74 belegt.

Die Standortzwischenlager wurden von den Betreibern von Kernkraftwerken auf dem Gelände dieser errichtet und betrieben. Sie dienen dazu die abgebrannten Brennelemente nach der Abklingzeit im Nasslager des Kernkraftwerks aufzunehmen. Durch die Errichtung der Standortzwischenlager auf dem Gelände der Kernkraftwerke können die abgebrannten Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter verpackt werden und mit nur geringem Aufwand in das Zwischenlager transportiert werden. Der Transport kann somit auf einem abgeschlossenen Gelände durchgeführt werden und der Gesamtaufwand wird reduziert. Die Standortzwischenlager sind deshalb jeweils auf den Bedarf des jeweiligen Kernkraftwerks ausgelegt.

Die Standortzwischenlager wurden nach den in Kap. 2.6.1 beschriebenen Konzepten errichtet. Dabei wurden sechs Zwischenlager nach dem STEAG-Konzept, fünf nach dem WTI-Konzept und eines in Form von zwei parallel verlaufenden Tunneln angelegt.

3.2.1.1 Lagerbehälter und mögliche Inventare

Abgebrannte Brennelemente wurden früher im Rahmen des geschlossenen Kernbrennstoffkreislaufs wiederaufbereitet, seit 2005 müssen diese jedoch einer sicheren Entsorgung zugeführt werden. Nach dem Erreichen des vorgesehenen Abbrands werden sie daher zunächst in einem Abklingbecken aufbewahrt und nach ausreichend abgeklungener Wärmeproduktion und Radioaktivität werden sie für die trockene Zwischenlagerung in dafür geeignete Behälter überführt. Diese Transport- und Lagerbehälter sind an die Anforderungen der sicheren Zwischenlagerung der radioaktiven Abfälle angepasst und Teil des Gesamtkonzeptes zum sicheren Einschluss der Radioaktivität.

Behälter, welche für den Transport oder die Lagerung von abgebrannten Brennelementen vorgesehen sind, unterliegen einer Genehmigungspflicht und müssen die in Kapitel 2.6.2 beschriebenen Anforderungen erfüllen. Folgende Behälterarten werden in den Zwischenlagern für die sichere Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen verwendet:

- CASTOR V/19 (Anzahl: 502, ca. 34 %)
- CASTOR V/19 SN06 (Anzahl: 1, ca. 0,07 %)

- CASTOR Ic (Anzahl: 1, ca. 0,07 %)
- CASTOR IIa (Anzahl: 1, ca. 0,07 %)
- CASTOR HAW 20/28 CG (Anzahl: 79, ca. 5 %)
- CASTOR HAW 28 M (Anzahl: 27, ca. 2 %)
- TN 85 (Anzahl: 12, ca. 1 %)
- TS 28 V (Anzahl: 1, ca. 0,07 %)
- CASTOR THTR/AVR (Anzahl: 457, ca. 31 %)
- CASTOR MTR 2 (Anzahl: 18, ca. 1 %)
- CASTOR V/52 (Anzahl: 259, ca. 18 %)
- CASTOR 440/84 (Anzahl: 61, ca. 4 %)
- CASTOR 440/84 mvK (Anzahl: 16, ca. 1 %)
- CASTOR® KRB-MOX (Anzahl: 3, ca. 0,2 %)
- CASTOR® KNK (Anzahl: 4, ca. 0,2 %)
- TN 24 E (Anzahl: 28, ca. 2 %)

Die Anzahl der jeweils beantragten, genehmigten und belegten Behälterstellplätze in den Zwischenlagern ist an die lokalen Bedürfnisse des jeweiligen Kernkraftwerks angepasst. Insgesamt beträgt die Anzahl der genehmigten Behälterstellplätze für Transport- und Lagerbehälter für hochradioaktive Abfälle 2284 und diese sind zu etwa 55 % belegt. Im Durchschnitt befinden sich etwa 88 Behälter in einem Zwischenlager, wobei die tatsächlich vorliegende Anzahl von 20 bis 122 Behälter für die Standortzwischenlager reicht und zwischen 74 und 329 für die zentralen Zwischenlager liegt. Die am häufigsten verwendeten Transport- und Lagerbehälter sind die in Abb. 2.16 gezeigten Behälter der Bauart CASTOR V/19.

Mögliche Inventare eines CASTOR V/19-Behälters mit 19 abgebrannten Brennelementen variieren mit dem anfänglichen Anreicherungsgrad der Brennelemente, der Dauer der Nutzung dieser und ebenso mit der Abklingzeit. Einige mögliche Inventare wurden in Tab. 2.2 zusammengefasst. In den hier durchgeführten Betrachtungen wurde als

generisches Inventar die nuklidspezifische Aktivitätszusammensetzung entsprechend Tab. 3.1 verwendet.

Tab. 3.1 Nuklidspezifische Aktivitätszusammensetzung von ausgedienten Brennelementen in CASTOR Transportbehältern /ALM 17/

Nuklid	Aktivitätsinventar des Behälters/Bq ¹
Kr-85	2,97E+15
Y-90	3,27E+16
Sr-90	3,26E+16
Ru-106	5,41E+14
Cs-134	4,69E+15
Cs-137	4,91E+16
Ba-137m	4,64E+16
Pm-147	5,68E+15
Eu-154	1,89E+15
Pu-238	2,07E+15
Pu-241	4,04E+16
Am-241	9,01E+14
Cm-244	3,33E+15
Co-60	3,60E+13

¹ Aktivitätsmenge für einen Abbrand von 60 GWd/Mg(U) und eine Kühlzeit von 10 Jahren bei einer Behälterbeladung von 19 abgebrannten Brennelementen (etwa 10 Mg(U)) /ALM 17/

3.2.1.2 Mögliche Einwirkungen, Szenarien und Quellterme

Im Rahmen dieser Betrachtung wird ein äußerer Quellterm Q bestimmt. Dazu wurde im vorigen Abschnitt bereits die Bezugsmasse M mit Nuklidvektor für einen generischen Lagerbehälter definiert. Dieser generische Lagerbehälter entspricht von den Barriereigenschaften und den typischen Inventaren dem Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR V/19.

Auf der Grundlage der in Abschnitt 3.1 beschriebenen Szenarien wird für einen solchen Behälter in einem generischen Zwischenlager dann der Schadensanteil SA , der luftgetragene Freisetzungsanteil LA und der Freisetzungsanteil aus dem Behälter FAB abgeschätzt. Diese drei Faktoren werden im Folgenden in der Regel zusammengefasst aufgeführt, da sie sich mit den beschriebenen zugrundeliegenden Annahmen aus eingestufteten Informationen aus Experimenten und Berichten ergeben.

Wenn der luftgetragene Quellterm in der Anlage ermittelt wurde, kann zusammen mit Freisetzunganteil aus der Anlage *FAA* der äußere Quellterm *Q* bestimmt werden.

Im Folgenden wird zunächst eine terroristische Einwirkung im Inneren und anschließend eine Einwirkung mit militärischen Mitteln von außen betrachtet.

3.2.1.2.1 Einwirkung im Inneren

Es wird davon ausgegangen, dass die Täter ausreichend Zeit haben, um Vorarbeiten an dem Lagerbehälter durchzuführen, sodass anschließend direkt auf das Inventar mit Explosivstoffen eingewirkt werden kann. Unter den Grundannahmen dieses Szenarios wird davon ausgegangen, dass bei einer solchen Einwirkung insgesamt bis zu 10 kg luftgetragene Partikel freigesetzt werden können. Es ergibt sich daher ein Quellterm innerhalb der Anlage, wie in der folgenden Tabelle (siehe Tab. 3.2) dargestellt:

Tab. 3.2 Aktivitätsinventar und Quellterm für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
Kr-85	2,97E+13
Y-90	3,27E+14
Sr-90	3,26E+14
Ru-106	5,41E+12
Cs-134	4,69E+13
Cs-137	4,91E+14
Ba-137m	4,64E+14
Pm-147	5,68E+13
Eu-154	1,89E+13
Pu-238	2,07E+13
Pu-241	4,04E+14
Am-241	9,01E+12
Cm-244	3,33E+13
Co-60	3,60E+11

Die Zwischenlager sind in der Regel mit mehreren Zuluftöffnungen für die Abluft ausgestattet. Die Belüftung des Lagerbereichs erfolgt im Wesentlichen durch natürliche Konvektion der Umgebungsluft an der Behälteroberfläche der Lagerbehälter. Über die Zuluftöffnungen gelangt kalte Luft in den Lagerbereich. Die Luft durchströmt die Gänge

zwischen den Lagerbehältern und gelangt über die Lüftungsöffnungen im Hallendach in die Atmosphäre. Wie hoch der Luftdurchsatz in einem Zwischenlager ist, d. h. wie oft die gesamte Luft im Zwischenlager pro Stunde ausgetauscht wird, wird durch die Luftwechselzahl angegeben. Diese Luftwechselzahl hängt von verschiedenen Faktoren ab. Als generischer Wert wird eine Luftwechselzahl von 6 /h angenommen, d.h. alle 10 min wird die gesamte Luft ausgetauscht. Die Höhe der Zwischenlager variiert, wird aber im Folgenden generisch mit 15 m angenommen.

Demzufolge wird insgesamt davon ausgegangen, dass der sich in der Anlage befindliche Quellterm innerhalb von zehn Minuten vollständig aus einer Höhe von etwa 15 Metern nach draußen transportiert wird.

3.2.1.2.2 Militärische Mittel

Dieses Szenario unterscheidet sich von der terroristischen Einwirkung im Inneren dadurch, dass keine gezielten Vorarbeiten an dem Behälter vorgenommen werden, jedoch ein deutlich umfangreicheres Spektrum an Waffen zu unterstellen ist und außerdem ein Mehrfachbeschuss von unterschiedlichen Behältern erfolgt. Die Menge, die aus einem einzelnen Behälter freigesetzt werden kann, ist demnach deutlich geringer, jedoch werden Treffer an mehreren Behältern unterstellt. Unter den Grundannahmen dieses Szenarios wird davon ausgegangen, dass bei einer solchen Einwirkung insgesamt bis zu 1 kg luftgetragene Partikel freigesetzt werden können. Es ergibt sich daher ein Quellterm innerhalb der Anlage wie in der folgenden Tabelle (siehe Tab. 3.3) dargestellt:

Tab. 3.3 Aktivitätsinventar und Quellterm für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
Kr-85	2,97E+12
Y-90	3,27E+13
Sr-90	3,26E+13
Ru-106	5,41E+11
Cs-134	4,69E+12
Cs-137	4,91E+13
Ba-137m	4,64E+13
Pm-147	5,68E+12
Eu-154	1,89E+12
Pu-238	2,07E+12
Pu-241	4,04E+13
Am-241	9,01E+11
Cm-244	3,33E+12
Co-60	3,60E+10

Es wird weiterhin davon ausgegangen, dass die Dachstruktur durch Angriffe mit militärischen Mitteln fast vollständig beschädigt wurde. Daher wird der gesamte Quellterm direkt und ohne Verzögerung in einer Höhe von 15 m freigesetzt. Es wird darüber hinaus angenommen, dass es durch die Angriffe mit militärischen Mitteln zu einem Brand innerhalb des Zwischenlagers kommt, so dass eine zusätzliche thermische Überhöhung zu unterstellen ist.

3.2.2 Bestrahlungsanlagen

Unter Bestrahlungsanlagen werden im Allgemeinen alle Arten von Anlagen zur Strahlenbehandlung von Personen oder zur Bestrahlung von Gütern zusammengefasst. Diese Anlagen können mit UV-, Röntgen- oder Gammastrahlung betrieben werden. Von den genannten Strahlenarten weist Gammastrahlung die höchste Energie auf und wird für die Anwendung in Bestrahlungsanlagen mit einem radioaktiven Material innerhalb einer Hochradioaktiven Quelle (HRQ) erzeugt. Je nach Anwendung kann das in der HRQ enthaltene radioaktive Material und die Menge des strahlenden Materials im Voraus bestimmt werden. Das radioaktive Material in einer HRQ enthält üblicherweise nur ein strahlendes Nuklid.

Bestrahlungsanlagen mit Gammastrahlung finden Anwendung in der Medizin, Industrie oder Forschung. Im medizinischen Bereich wird Gammastrahlung zur Behandlung von Tumoren und für diagnostische Untersuchungen verwendet. So wird die Strahlentherapie zur äußeren Bestrahlung von Tumoren und die Brachytherapie zur inneren Bestrahlung von Tumoren angewendet. Bei diesen Verfahren wird die Strahlung mittels einer HRQ von außen auf einen Tumor beaufschlagt und diese Quelle nach der Anwendung entfernt oder die HRQ wird vom Patienten inkorporiert bzw. operativ eingebracht und entfaltet ihre Wirkung innerhalb des Körpers. Des Weiteren werden Gammastrahlen in der Radiochirurgie zur Behandlung von Gehirntumoren angewendet. Ein wichtiges Nuklid in der nuklearmedizinischen Therapie stellt I-131 dar. Bei diagnostischen Untersuchungen werden Patienten Medikamente, welche mit radioaktiven Isotopen versehen sind (Radiopharmaka), verabreicht. Die Wirkstoffe werden vom Körper verstoffwechselt und können aufgrund der strahlenden Isotope in bildgebenden Verfahren zur Diagnostik verwendet werden. Die häufigsten nuklearmedizinischen Verfahren sind Szintigraphien zur Untersuchung der Schilddrüse oder des Skeletts. Auf Grund der Verfügbarkeit und der passenden physikalischen Eigenschaften wird für eine Vielzahl von nuklearmedizinischen Untersuchungen das Nuklid Tc-99m verwendet. /BfS 21/ Pro Jahr werden in Deutschland im Mittel etwa 2,1 Millionen nuklearmedizinische Untersuchungen durchgeführt, dies entspricht etwa 25 Untersuchungen pro 1000 Einwohner. /PAR 20/

Die industrielle Anwendung von Gammastrahlung findet im Bereich von zerstörungsfreien Prüfungen, wie der Gamma-Radiographie oder Materialanalyse, in Füllstands- oder Dichtemesseinrichtungen in nicht transparenten Behältnissen und in der Produktbestrahlung statt. /BfS 12/ Die zerstörungsfreie Materialprüfung wird mittels Durchleuchtung mit einer intensiven Strahlenquelle durchgeführt, diese kann beispielsweise mit einem Co-60 Strahler mit etwa $2,2 \cdot 10^{13}$ Bq durchgeführt werden /TUM 23/. Weitere verwendete Isotope sind hier Se-75 und Ir-192 (Abb. 3.1). Für die Füllstands- und oder Dichtemessungen werden häufig die Isotope Sr-90, Cs-137 und Am-241 verwendet /BfS 12/.

Nuklid	Anteil an HRQ in Deutschland	max. Aktivität/ HRQ-Register [Bq]	Anwendungsgebiete bzw. verwendet für	übl. Aktivität [Bq]	Gewinnung/ Herstellung
H-3	< 0,1%	7,6 E+12	Neutronengeneratoren	7 E+10	durch Bestrahlung (Neutronenaktivierung) von Li-6 in Kernreaktoren
Co-60	32%	2,1 E+16	Bestrahlungseinrichtungen Bestrahlungsgeräte Teletherapie industrielle Radiographie Füllstands-, Dichte-, Massendurchflussmessung	2 E+17 9 E+14 5 E+14 4 E+12 7 E+10	durch Bestrahlung von stabilem Co-59 in Kernreaktoren
Se-75	10%	4,1 E+13	industrielle Radiographie	3 E+12	Anreicherung des mineralischen Se mit Se-74 auf 90%, dann Bestrahlung zu Se-75
Sr-90	1,2%	1,3 E+15	Radionuklidbatterien (RTG) Füllstands-, Dichte-, Massendurchflussmessung	2 E+15 4 E+09	chem. Extraktion bei der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe
I-125	3 St.	2,0 E+12	Medizin zerstörungsfreie Werkstoffprüfung	4 E+11 2 E+12	durch Bestrahlung von nat. Xe-124 in Kernreaktoren
Cs-137+	11%	4,4 E+16	Bestrahlungsgeräte Teletherapie Kalibrationsstrahler Füllstands-, Dichte-, Massendurchflussmessung	3 E+14 5 E+13 2 E+13 7 E+11	chem. Extraktion bei der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe
Ir-192	44%	4,2 E+15	industrielle Radiographie Afterloading-Brachytherapie	6 E+12 5 E+11	durch Bestrahlung von Ir-191 in Kernreaktoren
Ra-226	< 0,1%	1,0 E+10	Neutronenquellen (Ra/Be) früher Medizin	7 E+09	nat. vorkommendes Erdalkalimetall
Pu-238	6 St.	1,0 E+12	RTG Herzschrittmacher	1 E+13 1 E+11	chem. Extraktion bei der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe
Am-241	1,7%	1,2 E+15	Füllstands-, Dichtemessung	1 E+11	chem. Extraktion bei der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe
Am-241/Be	< 1%	1,9 E+12	Bohrlochmessung	8 E+11	siehe Am-241
Cf-252	< 0,1%	1,1 E+12	Bohrlochmessung	4 E+08	durch Neutronenbestrahlung von Pu-239 in Kernreaktoren

Abb. 3.1 Übersicht der am häufigsten in Deutschland genutzten HRQ, ihr Anteil am Bestand des HRQ-Registers, die gespeicherte maximale Aktivität und typische Anwendung und übliche Aktivität der Nuklide /BfS 12/

Als hochradioaktive Strahlenquellen (HRQ) werden solche betrachtet, wenn es sich um einen umschlossenen radioaktiven Stoff handelt, dessen Aktivität einem Hundertstel des sogenannten A1-Wertes entspricht oder diesen übersteigt. Dieser Aktivitätswert ist in der deutschen Strahlenschutzverordnung in Tabelle 1 der Anlage 4 nuklidspezifisch aufge-

listet. Um den sicherheitskonformen Umgang mit solchen Strahlenquellen sicherstellen zu können, trat am 19. August 2005 das Gesetz zu Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen in Kraft und es wurde ein bundesweites Register für hochradioaktive umschlossene Strahlenquellen, das sogenannte HRQ-Register, eingerichtet. Dieses Register wird vom Bundesamt für Strahlenschutz betrieben und enthält Informationen zur Aktivität der Quelle, enthaltenem Nuklid, Standort der Quelle, zum Eigentümer der Strahlenquelle, dem Zeitpunkt des Erwerbs oder der Abgabe und weitere für den Strahlenschutz relevante Aspekte. Alle verwendeten Strahlenquellen in Deutschland müssen in diesem Register erfasst werden.

In Abb. 3.1 sind sowohl die häufigsten verwendeten Nuklide als auch die maximalen und die üblichen Aktivitäten der Strahlenquellen genannt. Die Quellen mit den höchsten üblicherweise verwendeten Aktivitäten werden für die Verwendung in Bestrahlungseinrichtungen eingesetzt. Solche Bestrahlungseinrichtungen werden in der Industrie für die Bestrahlung großer Bauteile oder großer Produktmengen verwendet. Dabei werden in speziellen Aufbauten mehrere Strahlenquellen verwendet, um große Flächen gleichzeitig mit Gammastrahlung beaufschlagen zu können. Die Strahlung durchdringt dabei die Bauteile und Produkte. Diese Verfahren dienen dazu mit der hochenergetischen Strahlung entweder zu sterilisieren oder Produkteigenschaften zu modifizieren und solche Eigenschaften zu erhalten, welche sonst gar nicht zugänglich sind oder einen sehr viel größeren Einsatz an Zeit und Kosten beanspruchen würden.

In Deutschland haben sich zwei Unternehmen auf die Behandlung von Produkten mit Gammastrahlung im großen Maßstab spezialisiert. Die der Steris Applied Sterilization Technologies (AST) mit den Niederlassungen in Allershausen (Firma Synergy Health Allershausen GmbH) und in Radeberg (Firma Synergy Health Radeberg GmbH) und die BGS Beta-Gamma-Service GmbH & Co. KG mit den Niederlassungen in Wiehl und in Bruchsal.

Beide Unternehmen haben Verfahren entwickelt, um Materialien und Produkte in einer hohen Stückzahl mit Gammastrahlung zu behandeln. Die Steris AST Unternehmen /STE 25a/ verwenden die Gammastrahlung zur Sterilisation unterschiedlichster Produkte. Die BGS hat Verfahren zur Strahlensterilisation, zur Strahlenvernetzung und zur Optimierung von Leistungshalbleitern entwickelt. Diese Verfahren können auf eine große Bandbreite von Produkten angewendet werden. Zu den Produkten /BGS 25a/ für die Anwendung der Strahlensterilisation zählen chirurgische Produkte, medizinische Geräte, pharmazeutische Produkte, Kombinationen aus Medikament und Gerät, Kosmetika,

Verpackungen, Lebensmittel und vieles mehr. Bei der Strahlenvernetzung können unterschiedliche Polymere mittels Gamma- oder Betastrahlung bestrahlt werden und so eine radikalische Polymerisation an sonst unzugänglichen Stellen erreicht werden. Dadurch wird eine höhere Vernetzung der einzelnen Moleküle untereinander erreicht und die Eigenschaften des daraus resultierenden Polymers angepasst. Mit diesem Verfahren kann beispielsweise die Hitzebeständigkeit, die Stabilität, die Abriebfestigkeit oder das Kriechverhalten von polymeren Werkstoffen optimiert werden.

Aufgrund der energetischen Eigenschaften von Gammastrahlung, kann diese Materialien durchdringen und zur Bestrahlung von verpackten Produkten verwendet werden. So können zu bestrahlende Produkte während des Prozesses verschlossen in einer Umverpackung innerhalb eines Sammelbehältnisses, wie einem Karton, verbleiben. Die Anlagen sind so ausgelegt, dass die Produkte auf einer handelsüblichen Palette antransportiert, bestrahlt und wieder abtransportiert werden können. Abhängig von der Dichte des Materials und der benötigten Energie können die Produkte während des Bestrahlungsvorgangs auf der Palette verbleiben oder werden kartonweise bestrahlt.

Um die große Fläche abzudecken und eine Ausreichende Bestrahlungsintensität zu erreichen, werden in diesen Unternehmen HRQ mit Co-60-Strahlenquellen verwendet. Die Strahlenquellen bestehen dabei aus mehreren zylindrischen Edelstahlbehältern, in die das radioaktive Material in Form von kleinen Pellets eingeschlossen ist. Die Strahlenquellen werden auf einem sogenannten „Rack“ verbaut. Dieses „Rack“ kann wie in der Darstellung des Anbieters in Abb. 3.1 aufgebaut sein. Im Prozess werden die zu bestrahlenden Produkte um das Rack herumgeführt /BGS 25b/ und die Bestrahlungsdauer durch die Geschwindigkeit der Beförderung bestimmt.

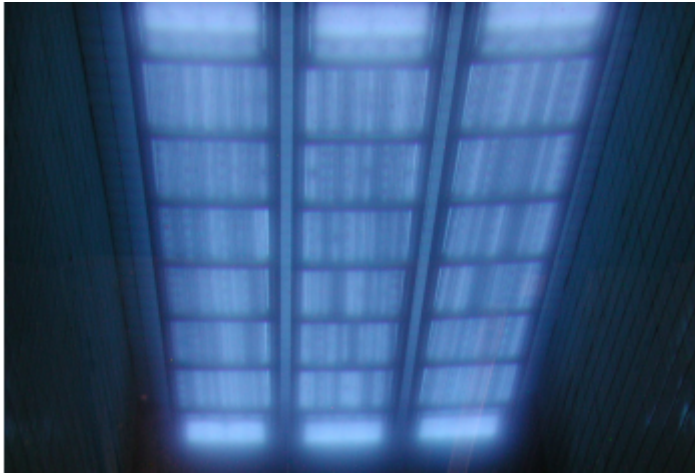


Abb. 3.1 Co-60 Gamma Radiation Source Racks, Darstellung des Anbieters
/STE 25b/

Die BGS gibt an, mehrere Strahlenquellen in einem Gestell zu befestigen, welches in ein acht Meter tiefes Wasserbassin abgesenkt werden kann, um die Strahlung vollständig abzuschirmen und das Betreten der Bestrahlungsanlage zu ermöglichen. In der Anlage der BGS Beta-Gamma-Service GmbH & Co. KG in Wiehl /BGS 25c/ stehen Co-60-Strahlenquellen mit einer Gesamtaktivität von 5 MCi ($1.85 \cdot 10^{17}$ Bq) und in der Anlage in Bruchsal /BGS 25d/ 6 MCi ($2.22 \cdot 10^{17}$ Bq) zur Verfügung.

Sowohl zu den Gebäudestrukturen als auch den vor Ort umgesetzten Sicherheitsvorkehrungen der BGS Beta-Gamma-Service GmbH & Co. KG liegen keine näheren Informationen vor. Ebenso liegen keine Informationen zu den örtlichen Gegebenheiten und Schutzmaßnahmen bei der Steris Applied Sterilization Technologies (AST) vor. Die Rückhaltefaktoren der Behälter und Gebäudestrukturen können so nicht bestimmt werden. Der Einfluss der Schutzfunktionen, wie die Lagerung unter Wasser können ebenso nicht bewertet werden. Das maximal freisatzbare Inventar entspricht der Aktivität der HRQ, wenn eine vollständige Freisetzung des radioaktiven Materials aus der HRQ angenommen wird. Bei den hier genannten Strahlenquellen handelt es sich um HRQ, welche unter das Gesetz zur Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen fallen und somit im HRQ-Register erfasst sind und ihre Aktivitäten den zuständigen Behörden bekannt sind.

3.2.3 Urananreicherungsanlagen

Die einzige Urananreicherungsanlage in Deutschland befindet sich in Gronau und wird von der Urenco Deutschland GmbH betrieben. Diese ist Teil der Urenco Limited mit Sitz in Sefton Park, Bells Hill, Stoke Poges, Buckinghamshire im Vereinigten Königreich. Das

Unternehmen wurde von den Regierungen von Großbritannien, den Niederlanden und Deutschland basierend auf dem Staatsvertrag von Almelo von 1970 zur Förderung der Forschung und Entwicklung der Urananreicherung durch Gaszentrifugen-Technologie sowie zur Sicherung der nuklearen Nichtverbreitung und Sicherung der Urananreicherungstechnologie gegründet. /ATO 20/ Das Unternehmen gehört heute zu gleichen Anteilen dem Vereinigten Königreich, über die Enrichment Investments Limited, den Niederlanden, über die Ultra-Centrifuge Nederland N.V., und der Uranit UK Limited, welche wiederum eine Tochtergesellschaft der deutschen Unternehmen E.ON S.E. und RWE AG ist. /URE 24/

Für die Urananreicherungsanlage in Gronau (UAG) wurde mit dem Bescheid Nr. 7/1 UAG nach § 7 AtG vom 31.12.1981 des Ministers für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen und des Ministers für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr des Landes Nordrhein-Westfalen eine erste Genehmigung für den Betrieb erteilt. /MWI 2024/, /ATO 20/, /EWE 13/ Zuletzt wurde im März 2005 eine Veränderungsgenehmigung erteilt, welche eine Errichtung und Änderung von Anlagenteilen und außerdem eine Kapazitätserweiterung der Anlage von zuvor 1.800 t UTA/a (Urantrennarbeit pro Jahr; engl.: SWU/yr) auf bis zu 4.500 t UTA/a und einen maximalen zulässigen Anreicherungsgrad von bis zu 6 % des spaltbaren Isotops Uran-235 erlaubt. /MVEL 05/ Die Genehmigung umfasst die Errichtung einer zweiten Urantrennanlage, eines zweiten Infrastrukturgebäudes mit Produkt-Umfüllanlage, Produkt-Lager und einem Zwischenlager für radioaktive Abfälle, sowie die Errichtung eines Gebäudes als Standortlager für abgereichertes Uran in Form von Uranoxid. Des Weiteren wird die Anpassung der Freilager für die Lagerung von Ausgangsmaterial (Feed) und Nebenprodukten (Tails) in Form von UF_6 innerhalb der Genehmigung erfasst.

In der Anreicherungsanlage wird Uranhexafluorid UF_6 mit einem natürlichen Anreicherungsanteil von 0,711 % des spaltbaren Uran-Isotops U-235 mit Hilfe von Gasultrazentrifugen auf den für den Einsatz in Kernkraftwerken benötigten U-235-Gehalt von bis zu 5 % angereichert. Als Nebenprodukt fällt abgereichertes Uranhexafluorid UF_6 mit einem Anteil von 0,23 % U-235 an.

Die Urananreicherung wird in Gronau in zwei Anlagen durchgeführt, der Urantrennanlage-1 (UTA-1) mit einer Kapazität von bis zu 1.800 t UTA/a und einem maximalen Anreicherungsgrad von 5 % U 235 und der Urantrennanlage-2 (UTA-2) mit einer Trennkapazität von bis zu 2.700 t UTA/a mit einem maximalen Anreicherungsgrad von 6 % U 235. Auf dem Gelände ist die Lagerung von 10.000 t Ausgangsmaterial in Form von UF_6

(Feed), 1.250 t Produkt in Form von UF_6 mit einem maximalen Anreicherungsgrad von 6 % U 235, 38.100 t abgereichertem UF_6 als Nebenprodukt (Tails) sowie 58.962 t abgereichertem U_3O_8 als Nebenprodukt (Tails) genehmigt. /MVEL 05/ Die verschiedenen Wertstoffe werden entsprechend ihrer Bedeutung in der Produktion (Feed, Produkt, Tails) separat voneinander auf dem Gelände gelagert. Das Produkt-Lager und das Uranoxid-Lager befinden sich in zwei unterschiedlichen Gebäuden, wohingegen sowohl das Feed-Lager als auch das Tails-Lager als Freilager umgesetzt sind. Das Feed-Lager FL-2 weist eine Fläche von 8.200 m² (825 Stellplätze) und das Tails-Lager eine Fläche von 31.300 m² auf. /ATO 20/

3.2.3.1 Lagerbehälter

Die Anforderungen an Transport und Lagerbehälter für UF_6 werden in den Absätzen 631 bis 634 der IAEA Safety Standards „Regulations for the Safe Transport of radioactive Material“ (SSR-6) /IAEA 18/ und in der ISO 7195 „Nuclear Energy – Packaging of Uranium Hexafluoride (UF_6) for Transport“ der International Organization for Standardization /ISO 05/ formuliert.

Uranhexafluorid wird üblicherweise in metallischen Druckbehältern gelagert und transportiert (siehe Tab. 3.5). Die Beschaffenheit der Behälter, wie das verwendete Material, die Maße des Behälters und die zulässige maximale Beladung, werden entsprechend dem Anreicherungsgrad an U-235 gewählt. In der Urananreicherungsanlage wird UF_6 mit einem maximalen Anreicherungsgrad von 5 % gehandhabt, wofür die Behältertypen 12B, 30B, 48X, 48Y und 48G Verwendung finden.

Tab. 3.5 Standard-Werte für Transport- und Lagerbehälter für UF_6 entsprechend ISO 7195 und SSR-6

Transport-behälter Typ	Material	Maximale Anreicherung [g U235/100 g U]	Minimale Wanddicke [mm]	Minimales Behältervolumen [m ³]	Maximale Transport-Befüllung [kg]
12B	Monel	5,0	4,76	0,067	208,7
30B	Stahl	5,0*	7,94	0,736	2.277
48X	Stahl	4,5*	12,7	3,084	9.539
48Y	Stahl	4,5*	12,7	4,041	12.501
48G	Stahl	1,0	6,35	3,936	12.174

* Diese Anreicherungsgrade erfordern eine Moderationskontrolle, die einer Mindestreinheit des UF_6 von 99,5 % entspricht. Ohne Moderationskontrolle beträgt die maximal zulässige Anreicherung von U-235 1 g U-235/100 g U.

3.2.3.2 Mögliche Inventare

Die Genehmigung des Landes NRW gibt an, welche Mengen an angereichertem Uran pro Jahr hergestellt werden dürfen. Darüber hinaus legt sie fest, welche Mengen an U-235-haltigen Verbindungen auf dem Gelände gelagert werden dürfen oder mit welchen Mengen an U-235-haltigen Verbindungen der Umgang genehmigt ist. Der Umgang ist mit 7.285 t natürlichem Uran mit einem Massenanteil von 0,711 % U-235 (Feed), 92 t angereichertem Uran mit einem Anreicherungsgrad von maximal 5 % U-235, 1.235 t angereichertem Uran mit einem Anreicherungsgrad von maximal 6 % U-235 (Produkt), 26.514 t abgereichertem Uran in Form von UF_6 mit einem Massenanteil unter 0,711 % U-235 (Tails) und 50.000 t abgereichertem Uran in Form von U_3O_8 mit einem Massenanteil unter 0,711 % U-235 (Tails) genehmigt. Zusätzlich ist der Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen gem. § 12 Abs. 1 StrlSchG i.V.m § 197 Abs. 2 StrlSchG erlaubt, soweit diese für den beantragten Betrieb der Anlage erforderlich sind oder dabei entstehen. Am 30.06.2021 lagerten auf dem Gelände der Urananreicherungsanlage in Gronau: /BUN 21/

- 15.507 t abgereichertes Uranhexafluorid (Tails)
- 4.641 t Uranhexafluorid im Naturzustand (Feed)
- 477 t angereichertes Uranhexafluorid (Produkt)
- Keine signifikanten Mengen an U_3O_8

Es befindet sich kein Uranoxid U_3O_8 auf dem Gelände, da bei dem Verfahren zur Anreicherung einerseits das gewünschte Produkt und andererseits abgereichertes Uranhexafluorid UF_6 mit einem verbleibenden Anteil von ca. 0,2 % U-235 entsteht. Dieses abgereicherte Uranhexafluorid kann unter bestimmten Voraussetzungen erneut als Ausgangsmaterial für eine Anreicherung verwendet werden. Die Anreicherung aus diesem Material wäre jedoch aufwändiger als die Anreicherung aus Natururan. Bei Uranhexafluorid handelt es sich jedoch um eine reaktive Verbindung, welche zur Langzeitlagerung nicht optimal geeignet ist. Eine Konversion des reaktiven Uranhexafluorids UF_6 in das stabile Uranoxid U_3O_8 ist für die langfristige Lagerung des Materials vorteilhaft. Jedoch handelt es sich bei der Konversion um ein energieintensives Verfahren, welches ein potentiell nutzbares Material in ein lagerbedürftiges Abfallprodukt umwandelt. Eine Auflistung der gelagerten uranhaltigen Verbindungen befindet sich in Tab. 3.6.

Tab. 3.6 Maximale und tatsächliche Lagermengen uranhaltiger Verbindungen auf dem Gelände der UAG

Verbindung	maximal genehmigte Menge (Umgang) [t]	Maximal genehmigte Mengen (Lagerung) [t]	zum 30.06.2021 vorhandene Mengen [t]
Uranhexafluorid im Naturzustand (Feed)	7.285	10.000	4.641
angereichertes Uranhexafluorid (Produkt)	92 (5 % U-235); 1.235 (6 % U235)	1250	477
abgereichertes Uranhexafluorid (Tails)	26.514	38.100	15.507
abgereichertes Uranoxid (Tails)	50.000	58.962	0
Summe	85.126	108.312	20.625

3.2.3.3 Mögliche Einwirkungen, Szenarien und Quellterme

Im Rahmen dieser Betrachtung wird ein äußerer Quellterm Q bestimmt. Dazu wurde im vorigen Abschnitt bereits die Bezugsmasse M für verschieden Lagerbehälter aufgeführt. Im Folgenden wird auf Basis des Lagerbehälters vom Typ 48Y ein generischer Lagerbehälter definiert. Dieser generische Lagerbehälter entspricht von den Barriereigenschaften und den typischen Inventaren einem Lagerbehälter für UF_6 .

Die Befüllung des Lagerbehälters mit etwa 12.500 kg UF_6 ergibt, basierend auf einer einfachen Abschätzung über die molaren Massen, einen Inhalt von ungefähr 8450 kg Uran. Der Massenanteil der verschiedenen Uranisotope kann aus Angaben in /IAEA 07/ abgeleitet werden. Die Aktivitäten können über die spezifische Aktivität der Uranisotope berechnet werden. Bei einer Beschränkung auf die relevantesten Nuklide U-234, U-235 und U-238, ergibt sich der Nuklidvektor in Tab. 3.7:

Tab. 3.7 Nuklidvektor eines generischen Lagerbehälters für UF₆

Nuklid	Massenanteil [%]	Masse [kg]	Aktivität [Bq]
U-234	0,05	4	1E+12
U-235	4,5	380	3E+10
U-238	95,45	80.000	1E+11

Auf der Grundlage der in Abschnitt 3.1 beschriebenen Szenarien wird für einen solchen Behälter in einem generischen Zwischenlager dann der Schadensanteil *SA*, der luftgetragene Freisetzungsanteil *LA* und der Freisetzungsanteil aus dem Behälter *FAB* abgeschätzt. Diese drei Faktoren werden im Folgenden in der Regel zusammengefasst aufgeführt, da sie sich mit den beschriebenen zugrundeliegenden Annahmen aus eingestufteten Informationen aus Experimenten und Berichten ergeben.

Wenn der luftgetragener Quellterm in der Anlage ermittelt wurde, kann zusammen mit Freisetzungsanteil aus der Anlage *FAA* der äußere Quellterm *Q* bestimmt werden.

Im Folgenden wird zunächst eine terroristische Einwirkung im Inneren und anschließend eine Einwirkung mit militärischen Mitteln von außen betrachtet.

3.2.3.3.1 Einwirkung im Inneren

Die Lagerbehälter für UF₆ haben Wanddicken von einigen Millimetern bis wenigen Zentimetern, so dass keine zusätzlichen Vorarbeiten durch die Täter notwendig sind. Aufgrund der geringen Barriere muss von einer maximalen Wirksamkeit des Explosivstoffes hinsichtlich Zerstörung der Behälterintegrität ausgegangen werden. Es wird davon ausgegangen, dass eine solche Einwirkung das gesamte Inventar eines Lagerbehälters für UF₆ betreffen würde. Durch die Einwirkung würde es einerseits zu einer mechanischen Zerstörung von UF₆ in Partikel sowie andererseits zur Sublimation eines Teils des UF₆ durch die Hitzeeinwirkung kommen. Durch die Luftfeuchtigkeit der Umgebung reagiert das sublimierte UF₆, wobei Uranylfluorid und Flusssäure entstehen. Das Uranylfluorid kondensiert dann wiederum zu Aerosolpartikeln, die sich ähnlich wie die durch die mechanische Einwirkung erzeugten Partikel ausbreiten können. Es wird davon ausgegangen, dass etwa 50 % des gesamten Materials in Form von luftgetragenen Partikeln freigesetzt werden. In der folgenden Tabelle (siehe Tab. 3.8) ist der Quellterm innerhalb der Anlage dargestellt.

Tab. 3.8 Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
U-234	5E+11
U-235	2E+10
U-238	5E+10

Ob und in welchem Zeitraum dieser Quellterm aus der Anlage gelangen kann, hängt von den sich in der Anlage befindlichen Öffnungen und Lüftungssystemen ab. Für die betrachtete Urananreicherungsanlage konnte das Lüftungssystem nicht ermittelt werden. Es ist jedoch davon auszugehen, dass sie wie alle typischen Lagerhallen so belüftet ist, dass ein ausreichender Luftaustausch gewährleistet ist.

Bei Zwischenlagern ist der Aspekt der Wärmeabfuhr relevanter als bei einer Urananreicherungsanlage, weswegen dort eventuell ein höherer Luftdurchsatz notwendig sein könnte. Trotzdem könnte ein Belüftungssystem vergleichbar aufgebaut sein, sodass mehrere Zuluftöffnungen für die Abluft vorhanden sind. Die Belüftung des Lagerbereichs würde im Wesentlichen durch die natürliche Konvektion der Umgebungsluft an den Behälteroberflächen erfolgen. Über die Zuluftöffnungen gelangt kalte Luft in den Lagerbereich. Sie durchströmt die Gänge zwischen den Lagerbehältern und gelangt schließlich über die Lüftungsöffnungen im Hallendach in die Atmosphäre. Typische Luftwechselzahlen von Zwischenlagern liegen bei 6/h, d. h., alle 10 Minuten wird die gesamte Luft ausgetauscht. Ohne weitergehende Informationen über das Belüftungssystem einer Urananreicherungsanlage wird angenommen, dass dieses vergleichbar zu dem eines Zwischenlagers ist. Die Höhe der Urananreicherungsanlage wird generisch mit 20 m angenommen.

Demzufolge wird insgesamt davon ausgegangen, dass der sich in der Anlage befindliche Quellterm innerhalb von zehn Minuten vollständig aus einer Höhe von etwa 20 m nach draußen transportiert wird.

Wie oben beschrieben wird bei der Einwirkung auf einen Lagerbehälter mit UF_6 nicht nur Uranisotope, sondern auch Fluor freigesetzt. Bei einer Reaktion von Fluor mit Wasser entsteht Flusssäure, die stark toxisch ist. Würde es zu einer Freisetzung in die normale Umgebungsluft mit typischer Luftfeuchtigkeit kommen, würden bei den hier angenommenen Gesamtmassen im Behälter mehrere Kilogramm Flusssäure entstehen.

3.2.3.3.2 Militärische Mittel

Dieses Szenario unterscheidet sich von der terroristischen Einwirkung im Inneren dadurch, dass keine gezielten Vorarbeiten an dem Behälter vorgenommen werden, jedoch ein deutlich umfangreicheres Spektrum an Waffen zu unterstellen ist und außerdem ein Mehrfachbeschuss von unterschiedlichen Behältern erfolgt. Da bei den geringen Wandstärken des Behälters keine Vorarbeiten notwendig sind, um die Behälterintegrität vollständig zu zerstören, wird auch in diesem Szenario davon ausgegangen, dass bei einem Treffer eines Lagerbehälter für UF_6 etwa 50 % des gesamten Materials in Form von luftgetragenen Partikeln freigesetzt werden kann. Es wird darüber hinaus angenommen, dass eine solche Einwirkung auf zwei Behälter erfolgen kann. In der folgenden Tabelle ist der Quellterm innerhalb der Anlage (siehe Tab. 3.9) dargestellt.

Tab. 3.9 Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
U-234	1E+12
U-235	3E+10
U-238	1E+11

Es wird weiterhin davon ausgegangen, dass die Dachstruktur durch Angriffe mit militärischen Mitteln fast vollständig beschädigt wird. Daher wird der gesamte Quellterm direkt und ohne Verzögerung in einer Höhe von 20 m freigesetzt. Es wird darüber hinaus angenommen, dass es durch die Angriffe mit militärischen Mitteln zu einem Brand innerhalb der Lagerhalle kommt, so dass eine zusätzliche thermische Überhöhung zu unterstellen ist.

3.2.4 Brennelement-Fertigungsanlagen

Ein wesentlicher Bauteil des Reaktorkerns eines Kernkraftwerks sind die Brennelemente, die den Kernbrennstoff enthalten. In Leistungsreaktoren sind die einzelnen Brennelemente ein Bündel aus mehreren hundert dünnen, rund fünf Metern langen und anderthalb Zentimeter im Durchmesser großen Brennstäben in einer bestimmten, zumeist quadratischen, Gitteranordnung. In jedem Brennstab sind zylindrische, etwa zwei Zentimeter lange Brennstoffpellets enthalten, die aus Uranoxid bzw. bei MOX-Brennelementen aus Uran- und Plutoniumoxid bestehen.

In einer Brennelementfabrik wird das angereicherte Uranhexafluorid in Urandioxid umgewandelt. Das schwarze Pulver wird zu Tabletten oder „Pellets“ gepresst, die bei Temperaturen von über 1.700 °C gesintert (durch Hitze zu festen Werkstoffen verdichtet und verfestigt) werden. Die Brennstoffpellets werden in Hüllrohre aus einer Zirkonlegierung gefüllt, die gasdicht verschlossen werden. Diese „Brennstäbe“ werden anschließend zu einsatzfertigen Brennelementen zusammengefügt (Beispiel Kernkraftwerk Gösgen: 205 Brennstäbe je Brennelement, Gesamtgewicht eines Elements 666 kg).

Deutschland verfügt mit der Brennelementfertigungsanlage Lingen über eine Brennelementefabrik, die unter anderem Brennelemente für Leichtwasserreaktoren produziert.

3.2.4.1 Brennelementfertigungsanlage Lingen (BFL)

Die Brennelementfertigungsanlage Lingen produziert seit ihrer Inbetriebnahme im Januar 1979 (1. Teilbetriebsgenehmigung) neben einsatzbereiten Brennelementen, Kernbrennstoff in Pulver- und Pelletform für Siedewasser-, Druck- und Forschungsreaktoren mit einer maximalen Anreicherung an 235-U von 5 Gewichtsprozenten. Seit der 2011 beschlossenen Energiewende und der damit einhergehenden schrittweisen Stilllegung von deutschen Kernkraftwerken ist die Produktion zu 80 bis 90 % auf den Export ausgelegt.

Die Anlage hat eine genehmigte Verarbeitungsleistung von 800 Tonnen Uran pro Jahr in dem Produktionsbereich der Trockenkonversion (Anlieferung als Uranhexafluorid), sonstige Teilanlagen sind für eine Verarbeitungsleistung von 650 Tonnen Uran pro Jahr ausgelegt.

Die Länder, aus denen das Uran importiert wird, sind nicht öffentlich zugänglich dokumentiert. Jüngsten übereinstimmenden Veröffentlichungen verschiedener Medien nach, wurde im Jahr 2024 deutlich mehr Uran aus Russland importiert als im Jahr zuvor. Demnach stammt fast ein Viertel der Uran-Importe der Fabrik aus Russland (68,6 Tonnen), eine Menge, die gegenüber dem Vorjahr um rund 66 % gewachsen ist.

Im laufenden Betrieb fallen verschiedene radioaktive Abfälle an, die in einem nach dem Atomgesetz genehmigten Abfalllager auf dem Gelände gelagert werden. Bis zum Jahresende 2011 befanden sich 26,1 Tonnen uranhaltige Abfälle mit einer Gesamtaktivität von gut 20 Gigabecquerel auf dem Gelände; im Jahr 2015 beliefen sich die Mengen auf 100 Tonnen Rohabfälle sowie vorbehandelte Abfälle in flüssiger und fester Form. Einige

Gebinde befinden sich seit den späten 1980er Jahren auf dem Gelände, ein Abtransport war und ist aufgrund eines nicht vorhandenen Endlagers bisher nicht geplant.

Seit der Inbetriebnahme im Januar 1979 (Erteilung der 1. Teilbetriebsgenehmigung; 2. und 3. Teilbetriebsgenehmigung umfassen Änderungen zur Erweiterung der Kernbrennstofflagerung) gab es verschiedene Anlagenänderungen bzw. Genehmigungen für Nebeneinrichtungen und einen weiteren, derzeit laufenden Genehmigungsantrag. Dies umfasst (Auswahl)

- 4. Teilbetriebsgenehmigung zur Vergrößerung der Lagerbereiche, einem erhöhten Durchsatz von 400 t Uran pro Jahr und der Errichtung und dem Betrieb der Brennelement Waschanlage (16.06.1983)
- 5. Teilbetriebsgenehmigung zur Eigenfertigung von Uranoxidpellets (02.03.1987)
- 6. Teilbetriebsgenehmigung einer Anlage zur Trockenkonversion von Uranhexafluorid in Urandioxid am 07.07.1991; der endgültige Betrieb der Trockenkonversionsanlage mit angereichertem Uran wurde mit der 7. Teilbetriebsgenehmigung vom 08.06.1994 genehmigt
- Genehmigung vom 07.03.1997 zur Erhöhung der Jahresmenge genutzten Urans 650 t Uran pro Jahr (insb. durch Verarbeitung zusätzlich angelieferter Kernbrennstoffpellets)
- Die Errichtung eines **unterflur angeordneten Lagers für die gefertigten Brennelemente** (anstatt eines oberirdisch angeordneten Brennelement-Standlagers) wurde mit der Genehmigung vom 16.02.2001 durchgeführt
- Genehmigung zur Errichtung und zum Betrieb einer **Lagerhalle für Behälter mit Uranhexafluorid (UF₆)** sog. 30B Behälter vom 07.05.2003
- Genehmigung der Erhöhung der technischen Kapazität der Anlage, insbesondere der Konversionsanlage und der Pulver-Verarbeitung auf 650 t Uran pro Jahr vom 11.01.2005
- Genehmigung zur Anpassung des **Durchsatzes der Trockenkonversionsanlage auf 800 t Uran pro Jahr** und **Erhöhung der Lagerkapazität für Uranhexafluorid auf 275 t Uran** vom 02.12.2009

- Genehmigung zur **Erweiterung der Lagerbereiche für Kernbrennstoff** durch Integration der bisher durch das BfS nach § 6 AtG genehmigten Aufbewahrung für radioaktive Abfälle in die nach § 7 AtG genehmigte Anlage vom 12.06.2014.
- Genehmigung zum **Betrieb einer Wartungshalle für Brennelement-Transportbehälter** (Nebeneinrichtung) auf dem Werksgelände der Brennelementfertigungsanlage Lingen nach § 12 Abs. 1 Nr. 3 StrlSchG vom 08.03.2023

Im Dezember 2023 wurde durch das Niedersächsische Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz öffentlich die Auslegung eines Genehmigungsantrags nach § 7 AtG für die Fertigung von Brennelementen für VVER-Reaktoren bekannt gegeben. Die Reaktoren russischer Bauart (auch: WWER, Wasser-Wasser-Energie-Reaktor), die von mehreren europäischen Energieversorgungsunternehmen z. B. in der Tschechischen Republik, in Bulgarien, in Ungarn, in der Slowakei und in Finnland betrieben werden, sind bisher von einer Versorgung durch Russland abhängig. Vor dem Hintergrund des russischen Angriffskriegs auf die Ukraine wurde an Framatome herangetragen, zur Entwicklung einer unabhängigen europäischen Brennelementeversorgung beizutragen. Für den Standort Lingen, Hauptsitz der Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF), einer Tochtergesellschaft der Framatome GmbH, wurde im Zuge dieser Umstände der genannte Genehmigungsantrag zur Herstellung der VVER-Brennelemente russischer Bauart gestellt. Framatome arbeitet darüber hinaus an der Entwicklung und Herstellung eines europäischen VVER-Brennelementdesigns. Dessen Qualifizierung erfordert jedoch mehrere Jahre, auch im Rahmen der gängigen Lizenzierungsprozesse, und wird als zukünftige Ergänzung zur Herstellung des bekannten Designs gesehen.

Die BFL liegt rund 4,5 Kilometer südlich der Stadt Lingen (Stadtmitte) im Westen von Niedersachsen, die mit etwas mehr als 57.000 Einwohnern die mit Abstand größte Stadt des Landkreises ist. Das firmeneigene, knapp 44 ha große Anlagengelände befindet sich in einem bewaldeten Gebiet mit einer zweispurigen Zufahrtsstraße; ein Parkplatz und ein Verwaltungsgebäude ist dem Betriebsgelände vorgelagert. Das Fertigungsgebäude liegt zentral auf dem Gelände und ist umgeben von einem Bürogebäude, der Lagerhalle für Uranhexafluorid, einem ISO-Containerplatz, einer Lagerhalle, Abstellflächen für beladene Fahrzeuge und entleerte Behälter, dem Reststofflager, verschiedenen Industriebauwerken, einer Werkstatt mit Gefahrstoff- und Versorgungslager sowie dem Gebäude für die nichtnukleare Fertigung (von Norden, im Uhrzeigersinn, siehe Abb. 3.1).

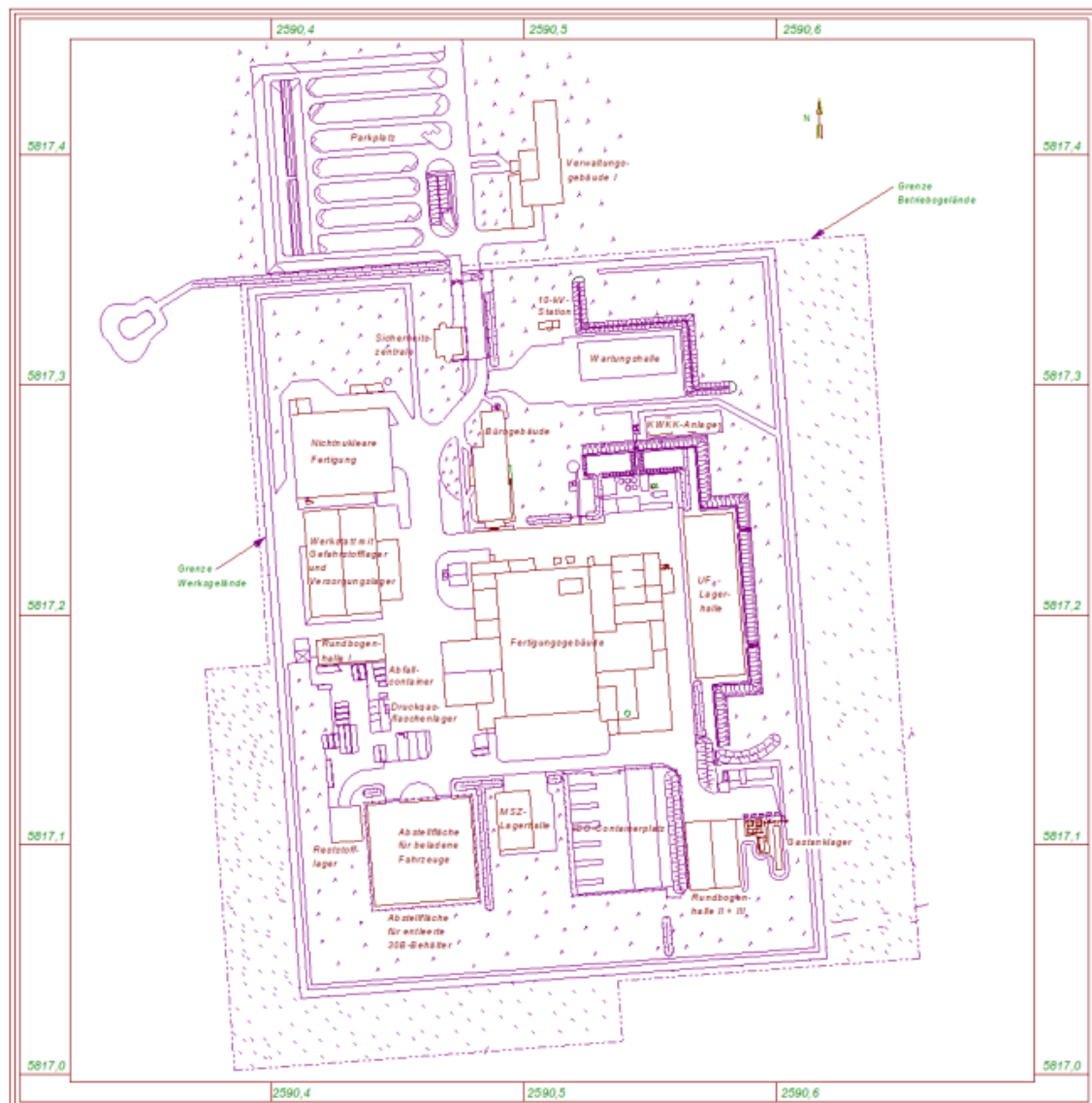


Abb. 3.1 Werks- und Lageplan der Brennelement-Fertigungsanlage Lingen

Kernbrennstoff und andere radioaktive Stoffe befinden sich im Fertigungsgebäude, der Lagerhalle für Uranhexafluorid (entleerte „30B-Behälter“ werden an die Lieferanten zurückgesandt), im Reststofflager, dem ISO-Containerplatz (kurzzeitige Zwischenlagerung) und auf den Abstellflächen für beladene Fahrzeuge und entleerte Behälter.

Der betriebliche Strahlenschutz fußt darauf, den Kernbrennstoff möglichst in geschlossenen Systemen oder in umschlossener Form zu verarbeiten (Aktivitätseinschluss, z. B. in Form von dicht verschlossenen Transportbehältern, verschweißte Komponenten, etc.). Arbeitsplätze werden radiologisch überwacht und Personal im Hinblick auf den Strahlenschutz geschult. Eine Strahlenschutz-Personenüberwachung (z. B. Bestim-

mung der Personendosis, Kontaminationsmessungen an Personen, Kontrolle der Inkorporation durch Inhalation) ist ebenfalls etabliert.

Das Werksgelände der BFL ist vom Anlagenzaun umgeben und ist in mehrere Strahlenschutzbereiche mit unterschiedlichem Überwachungsgrad aufgeteilt (Überwachungsbe- reich, Kontroll- und Übergangsbereiche).

Das Lüftungskonzept der Anlage verhindert eine unkontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Dazu gehören etwa Abluftsysteme an bestimmten Arbeitsplät- zen, eine gestaffelte Unterdruckhaltung der relevanten Gebäude und Filtersysteme für die Fortluftkamine. Ergänzt wird das Konzept durch eine messtechnische Überwachung der Strahlenschutzbereiche, die nach einem im Betriebshandbuch vorgeschriebenen Programm durchgeführt wird.

Die Ableitungen am Standort (Fortluft, Abwasser, Direktstrahlung an den Grenzen des Betriebsgeländes, Oberflächenwasser), welche die genehmigten Ableitgrenzwerte ein- zuhalten haben, werden dokumentiert und sind z.B. öffentlich im „Jahresbericht Umwelt- radioaktivität und Strahlenbelastung“ des BMUV einzusehen.

Eine Unterkritikalität beim Umgang mit Kernbrennstoffen muss zu jedem Zeitpunkt ge- währleistet sein. Technisch-konstruktive Maßnahmen, das Prinzip der „Doppelten Si- cherheit“ (erst zwei voneinander unabhängig eintretende Ereignisse würden zu einer Kri- tikalität führen) und verschiedene Sicherheitskonzepte tragen den Anforderungen Rechnung.

3.2.4.2 Produktionsablauf von Brennelementen in der BFL

Die Produktion von Brennelementen läuft in drei aufeinanderfolgenden Schritten ab, die jeweils in einer Teilanlage durchgeführt werden.

Im Rahmen der Produktion liegt Uran im festen und gasförmigen Aggregatzustand vor: als festes oder gasförmiges Uranhexafluorid, festes Uranylfluorid (Pulver) sowie festen Uranoxidverbindungen (Pulver oder Pellets).

- **Teilanlage „Trockenkonversion“**
 - Erhitzung des angelieferten Uranhexafluorids bis zum Übergang in die gasför- mige Phase

- Umwandlung in pulverförmiges Uranoxid durch Zugabe von Wasserstoff und Wasserdampf. Dabei fällt als Nebenprodukt Flusssäure an, die nach Prüfung auf Radioaktivität an die chemische Industrie abgegeben wird.
 - Flusssäure ist eine farblose, ätzende, hochgiftige Flüssigkeit, die in Abhängigkeit von der Konzentration in Behältern aus Kunststoff oder rostfreiem Stahl aufbewahrt wird. Bei einer Konzentration von 38 % ist Flusssäure ein azeotrop siedendes Gemisch mit einem Siedepunkt von 112 °C. Die Säure reagiert mit vielen Verbindungen unter starker Wärmeentwicklung, wobei sich leicht entflammbare oder explosive Stoffe bilden können.
 - Das Uranoxid-Pulver wird anschließend für die nachfolgenden Verarbeitungsschritte vorbereitet (z. B. mischen, pressen, granulieren).
- **Teilanlage „Tablettenfertigung“ (Kernbrennstoffpellets)**
 - Eigengefertigtes oder angeliefertes Pulver wird mit Zusatzstoffen versehen, welche die keramischen Eigenschaften der Kernbrennstoffpellets herstellen. Das homogenisierte Urandioxid-Pulver wird in einem ersten Schritt zu sog. 'Grünlingen' gepresst, anschließend zu keramischen Tabletten bzw. Pellets gesintert. Die Pellets werden auf die geforderte Größe geschliffen und dem nächsten Schritt zugeführt; Pellets, die der Qualitätskontrolle nicht genügen werden zu den vorherigen Prozessschritten zurückgeführt.
- **Teilanlage „Brennstab- und Brennelementfertigung“**
 - Die eigengefertigten oder angelieferten Tabletten werden in einseitig verschweißte Hüllrohre geladen, die anschließend mit Helium gefüllt und zuge schweißt werden.
 - Die fertigen, qualitätskontrollierten Brennstäbe werden in die Brennelement-Struktur eingebracht und montiert. Das Brennelement wird anschließend in der Brennelement-Waschanlage gereinigt, in Transportbehälter verpackt und kann (evtl. nach einer Zwischenlagerung im unterirdischen Brennelementlager) ausgeliefert werden.

3.2.4.3 Chemische Eigenschaften vorliegender Uranverbindungen

Bei der Herstellung von Brennelementen liegen verschiedene Uranverbindungen als Ausgangsstoff vor oder fallen während des Prozesses an. Alle Verbindungen zeigen für

Mensch und Umwelt ein hohes Gefahrenpotential, das sowohl auf die toxischen Eigenschaften als auch auf die Radioaktivität zurückzuführen ist; letztere ist von der Isotopenzusammensetzung des Urans abhängig. Die thermodynamischen Eigenschaften der Verbindungen hängen ebenso mit möglichen Gefahren beim Umgang zusammen.

Uranhexafluorid

Uranhexafluorid (UF₆) bildet farblose Kristalle, die leicht flüchtig sind. Die Verbindung ist radioaktiv und weist eine hohe chemische Toxizität auf.

UF₆ sublimiert unter Normaldruck bei 56,54 °C. Es ist beständig in trockener Luft, reagiert jedoch sehr heftig mit Wasser, wobei das wasserlösliche Uranylfluorid und Fluorwasserstoff entstehen. Letzteres bildet in Wasser die stark ätzende Flusssäure.

UF₆ bildet mit den meisten Metallen und Metalllegierungen (bei Raumtemperatur sehr langsam) Metallfluoride. Diese sind schwerflüchtig und bilden auf den Oberflächen Ablagerungen, die eine fortlaufende Reaktion weitgehend verhindern. Hochpolymere wie Teflon sind sehr beständig gegenüber UF₆.

Zum Transport bzw. Lagerung von UF₆ (Anreicherungsgrad bis 4,5 % ²³⁵-U) sind zylindrische Stahltanks der Typen 48 F und 48 Y(d) zugelassen. Diese haben einen Außendurchmesser von ca. 122 cm, eine Wandstärke von 16 mm, einen Inhalt von 4.000 Litern und erlauben eine Füllmenge von bis zu 12,5 Tonnen UF₆.

Für angereichertes bzw. hoch angereichertes UF₆ werden erheblich kleinere Behälternisse verwendet, insbesondere um die Unterkritikalität gewährleisten zu können.

Uranylfluorid

Uranylfluorid (UO₂F₂) bildet einen hellgelben bis grünlichen kristallinen Festkörper.

Die Verbindung ist toxisch, stark ätzend und radioaktiv. Uranylfluorid ist sehr gut in Wasser löslich; einen Schmelzpunkt hat die Verbindung nicht, sie zerfällt ab 300 °C in Fluorwasserstoff (HF) und verschiedene Uranoxide.

Uranoxide

Uran geht verschiedene chemische Verbindungen mit Sauerstoff ein, darunter Uran(IV)-oxid (UO_2), Uran(V,VI)-oxid (U_3O_8), Uran(VI)-oxid (UO_3) und Uranylperoxid (UO_2O_2)

Gemische aus fein verteiltem Pulver aus Uran(IV)-oxid und Luft sind explosionsfähig; das Gemisch reagiert heftig mit der Luft unter Freisetzung von Wärme. Hierbei entsteht Triuranooxid.

3.2.4.4 Betriebsberichte: Auslieferungsmengen Brennelemente

Framatome veröffentlicht monatlich Betriebsberichte für die BFL, die über Auslieferungsmengen von Brennelementen und aktuellen Ereignissen informieren /FRA 25/. Die Berichte liegen online lückenlos seit Januar 2022 vor. Aus den Berichten kann die Anzahl der ausgelieferten Brennelemente bzw. deren Gesamtmenge an Uran entnommen werden, wie in Tab. 3.4 zusammengestellt. Das lagernde Gesamtinventar von Uran der Anlage, limitiert durch den Lagerplatz, ist nicht genau bekannt; über den Produktausgang (andere mögliche radioaktive Komponenten sind in den Betriebsberichten nicht gelistet, die Uranmenge der Brennelemente dürfte allerdings den weitaus größten Teil ausmachen) bzw. Durchsatz ist jedoch ein Inventarminimum schätzbar.

Für die Jahre 2010, sowie 2014-2020 kann auf Angaben aus /DEU 21/ zurückgegriffen werden (siehe Abb. 3.2). Hier wird allerdings der Anzahl der Brennstäbe, nicht die Anzahl der Brennelemente, gelistet. Die Anzahl der Brennstäbe pro Brennelement kann variieren (in einem Brennelement können zwischen 80 und 300 Brennstäben enthalten sein), im Mittel sind die Zahlen jedoch vergleichbar.

Die monatliche Produktion schwankt in manchen Jahren teils erheblich (die sehr geringe Auslieferung im Juni 2024 war auf die jährliche Aufnahme des Realbestandes mit einem planmäßigen Fertigungsstillstand für Wartungsarbeiten und Prüftätigkeiten zurückzuführen), die durchschnittlichen Werte für die Jahre 2022 - 2024 in Bezug auf Uranverbrauch und hergestellte Brennelemente zeigt jedoch eine hohe Übereinstimmung.

Im Rahmen aller Unbestimmtheiten für den Durchsatz an Uranhexafluorid (Anlieferung, Lagerung, Verarbeitung) und den Folgeprodukten in der Produktionskette, kann der Monatsdurchschnitt des Uranverbrauchs, knapp 20.000 kg Uran als in der Anlage vorhanden abgeschätzt werden. Da detaillierte Gebäudestrukturen (sowohl im Innen- als auch

im Außenbereich) nicht bekannt sind, kann keine Angabe über mögliche Freisetzungspfade gemacht werden.

In den fertigen Brennelementen liegt das Uran als Uranoxid in den oben beschriebenen Umhüllungen vor. Zum Transport werden die unbestrahlten Brennelemente in ANF-Behälter der Bauart ANF-10 und ANF-18 /BAM 25/ verladen. Die Brennelemente werden bis zum Weitertransport in einem unterflurigen Lager aufbewahrt. Da dessen detaillierte Gebäudestrukturen nicht bekannt sind, kann keine Angabe über mögliche Freisetzungspfade gemacht werden.

Aus /FRA 24/ ist für die Jahre 2014-2020 bekannt, dass zu den Kunden für Brennelementlieferung das Kernkraftwerk (KKW) Leibstadt (Schweiz), das KKW Emsland, das KKW Dampierre 2 (Frankreich), das KKW Neckarwestheim 2, das KKW Forsmark 3 (Schweden), das KKW Sizewell (Großbritannien) sowie das KKW Gösgen-Däniken (Schweiz) gehören. Hinzu kamen ab Ende 2017 die Framatome-Tochter FBFC in Frankreich und die Industrias Nucleares do Brasil (INB) in Brasilien.

Nach dem Betriebsbericht vom Februar 2025 fand zum Ende des Monats erstmalig eine Lieferung nach Südafrika (Koeberg) statt.

Tab. 3.4 Monatliche Produktionsmengen an Brennelementen bzw. verarbeitetem Uran für die Jahre 2022 – 2024 (alle Angaben aus /FRA 24/)

Monat/ Jahr	Auslieferung: Anzahl BE Menge Uran	Monat/ Jahr	Auslieferung Anzahl BE Menge Uran	Monat/ Jahr	Auslieferung: Anzahl BE Menge Uran
01/2024	152 BE 39.299 kg U	01/2023	88 BE 25.934 kg U	01/2022	114 BE 20.650 kg U
02/2024	20 BE 9.266 kg U	02/2023	28 BE 8.951 kg U	02/2022	114 BE 20.027 kg U
03/2024	40 BE 18.679 kg U	03/2023	80 BE 14.335 kg U	03/2022	78 BE 13.888 kg U
04/2024	40 BE 12.388 kg U	04/2023	106 BE 25.241 kg U	04/2022	96 BE 25.279 kg U
05/2024	100 BE 28.884 kg U	05/2023	86 BE 21.530 kg U	05/2022	18 BE 8.2383 kg U
06/2024	8 BE 3.730 kg U	06/2023	40 BE 18.686 kg U	06/2022	51 BE 23.778 kg U
07/2024	39 BE 18.906 kg U	07/2023	40 BE 17.596 kg U	07/2022	56 BE 23.874 kg U
08/2024	64 BE 34.074 kg U	08/2023	56 BE 24.923 kg U	08/2022	70 BE 22.685 kg U
09/2024	68 BE 21.855 kg U	09/2023	33 BE 12.967 kg U	09/2022	28 BE 12.859 kg U
10/2024	53 BE 21.407 kg U	10/2023	52 BE 24.328 kg U	10/2022	34 BE 12.822 kg U
11/2024	50 BE 22.094 kg U	11/2023	89 BE 18.400 kg U	11/2022	50 BE 22.372 kg U
12/2024	86 BE 34.523 kg U	12/2023	40 BE 12.873 kg U	12/2022	20 BE 8.518 kg U
2024 Durch- schnitt	60 BE 22.092 kg U	2023 Durch- schnitt	62 BE 18.814 kg U	2022 Durch- schnitt	61 BE 17.920 kg U
2024 Gesamt	720 BE 265.105 kg U	2023 Gesamt	738 BE 225.764 kg U	2022 Gesamt	729 BE 215.035 kg U

		2010	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
Her- gestellte Menge Uran- oxid- pulver	Absolut /t _u	571	430	380	375	392	363	325	324
	Relativ zu 2010	100%	75%	67%	66%	69%	64%	57%	57%
	Relativ zur ge- nehmig- ten Kapa- zität (800 t _u /a)	71%	54%	48%	47%	49%	45%	41%	41%
Her- gestellte Brenn- stäbe - Uran- masse	Absolut /t _u	456	320	225	216	252	268	232	202
	Relativ zu 2010	100%	70%	49%	47%	55%	59%	51%	44%
	Relativ zur ge- nehmig- ten Kapa- zität (650 t _u /a)	70%	49%	35%	33%	39%	41%	36%	31%
Her- gestellte Brenn- stäbe - Stück- zahl	Absolut /Stück	234.12 0	174. 965	124. 344	123. 361	164. 335	148. 229	127. 147	110. 086
	Relativ zu 2010	100%	75%	53%	53%	70%	63%	54%	47%
Masse Uran in her- ge- stell- ten BE (siehe Frage 5/457)	Absolut /t _u	460	308	233	250	299	259	217	193
	Relativ zu 2010	100 %	67 %	51 %	55 %	66 %	57 %	48 %	42 %
	Relativ zur ge- nehmig- ten Kapa- zität (650 t _u /a)	70,8 %	47 %	36 %	38 %	46 %	40 %	33 %	30 %

Abb. 3.2 Mengengerüst an hergestelltem Uranoxidpulver und Anzahl/Uranmenge der Brennelemente für die Jahre 2014-2020 im Vergleich zur Produktion des Jahres 2010 /DEU 21/

3.2.4.5 Meldepflichtige Ereignisse

Stand Dezember 2023 gab es in der Brennelementfertigungsanlage Lingen 148 meldepflichtige Ereignisse /BAS 24/; die höchste Einstufung in der Systematik der internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (INES) erfolgte in die Kategorie INES 1 (Störung).

Am 7. Juli 2005 kam es in der Tablettenbearbeitung zur Überfüllung eines 20 Liter Sammelbehälters für nicht spezifikationsgerechte Uranoxid-Tabletten, der statt der zulässigen Füllmenge von 18 kg einmalig mit 28,66 kg befüllt wurde /BUN 05/. Ursache war eine Fehlbedienung in der Füllgewichtsüberwachung, in deren Verlauf das Einfüllen nicht wie üblich bereits bei 17 kg gestoppt wurde. Die Überfüllung wurde erkannt und der Behälter auf das zulässige Gewicht entleert.

Das Ereignis hatte keine Auswirkungen auf das Personal oder die Umgebung, zu einer Freisetzung kam es nicht. Da jedoch die Kritikalitätssicherheit beeinträchtigt war, wurde das Ereignis der Kategorie INES 1 zugeordnet.

3.2.4.6 Mögliche Einwirkungen, Szenarien und Quellterme

Im Rahmen dieser Betrachtung wird ein äußerer Quellterm Q bestimmt. Dazu wurden im vorigen Abschnitt bereits unterschiedliche Behälter in einer Brennelement-Fertigungsanlage aufgeführt. Im Folgenden wird auf dieser Basis die Bezugsmasse M und der Nuklidvektor eines generischen Lagerbehälters definiert. Dieser generische Lagerbehälter entspricht von den Barriereigenschaften und den typischen Inventaren einem Behälter für unbestrahlte Brennelemente der Bauart ANF-18. Der Nuklidvektor wird wie in Abschnitt 3.2.3.3 für 4,5 % angereichertes Uran bestimmt, so dass der in der folgenden Tabelle dargelegte Massenanteile für die Berechnungen zugrunde gelegt werden kann. Die Berechnung der Aktivität in den nachfolgenden Abschnitten erfolgt ebenfalls analog zum Abschnitt 3.2.3.3 auf Grundlage von /IAEA 07/.

Tab. 3.5 Massenanteil der im Behälter ANF-18 befindlichen unbestrahlten Brennelemente

Nuklid	Massenanteil [%]
U-234	0,05
U-235	4,5
U-238	95,45

Auf der Grundlage der in Abschnitt 3.1 beschriebenen Szenarien wird für einen solchen Behälter in einem generischen Zwischenlager dann der Schadensanteil *SA*, der luftgetragene Freisetzungsanteil *LA* und der Freisetzungsanteil aus dem Behälter *FAB* abgeschätzt. Diese drei Faktoren werden im Folgenden in der Regel zusammengefasst aufgeführt, da sie sich mit den beschriebenen zugrundeliegenden Annahmen aus eingestufteten Informationen aus Experimenten und Berichten ergeben.

Wenn der luftgetragene Quellterm in der Anlage ermittelt wurde, kann zusammen mit dem Freisetzungsanteil aus der Anlage *FAA* der äußere Quellterm *Q* bestimmt werden.

Im Folgenden wird zunächst eine terroristische Einwirkung im Inneren und anschließend eine Einwirkung mit militärischen Mitteln von außen betrachtet.

3.2.4.6.1 Einwirkung im Inneren

Es wird davon ausgegangen, dass die Täter ausreichend Zeit haben, um Vorarbeiten an dem ANF-18 Behälter durchzuführen, sodass anschließend direkt auf die Brennstäbe mit Explosivstoffen eingewirkt werden kann. Aufgrund der Größe des Behälters und der Rückhaltewirkung durch die Strukturen im Behälter selbst, kann nur ein gewisser Anteil der Brennstäbe zerstört und auch nur ein gewisser Anteil des Brennstoffes lungengängig freigesetzt werden. Unter den Grundannahmen dieses Szenarios wird davon ausgegangen, dass bei einer solchen Einwirkung insgesamt bis zu 10 kg luftgetragene Partikel freigesetzt werden können. Es ergibt sich daher ein Quellterm innerhalb der Anlage, wie in der folgenden Tabelle (siehe Tab. 3.6) dargestellt:

Tab. 3.6 Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
U-234	1E+09
U-235	4E+07
U-238	1E+08

Ob und in welchem Zeitraum diese Aktivität aus der Anlage gelangen kann, hängt von den sich in der Anlage befindlichen Öffnungen und Lüftungssystemen ab. Für die betrachtete Brennelement-Fertigungsanlage konnte das Lüftungssystem nicht ermittelt werden. Es ist jedoch davon auszugehen, dass sie wie alle typischen Lagerhallen so belüftet ist, dass ein ausreichender Luftaustausch gewährleistet ist. Analog zu dem Vorgehen in Abschnitt 3.2.3 wird daher die typische Luftwechselzahlen von Zwischenlagern angesetzt. Außerdem wird die Höhe der Brennelement-Fertigungsanlage generisch mit 20 m angenommen.

Demzufolge wird insgesamt davon ausgegangen, dass die abgeschätzte Freisetzung innerhalb der Anlage innerhalb von zehn Minuten vollständig aus einer Höhe von etwa 20 m nach draußen transportiert wird.

3.2.4.6.2 Militärische Mittel

Dieses Szenario unterscheidet sich von der terroristischen Einwirkung im Inneren dadurch, dass keine gezielten Vorarbeiten an dem Behälter vorgenommen werden, jedoch ein deutlich umfangreicheres Spektrum an Waffen zu unterstellen ist und außerdem ein Mehrfachbeschuss von unterschiedlichen Behältern erfolgt. Die Menge, die aus einem einzelnen Behälter freigesetzt werden kann, ist demnach deutlich geringer, jedoch werden Treffer an mehreren Behältern unterstellt. Unter den Grundannahmen dieses Szenarios wird davon ausgegangen, dass bei einer solchen Einwirkung insgesamt bis zu 1 kg luftgetragene Partikel freigesetzt werden können. Es ergibt sich daher ein Quellterm innerhalb der Anlage wie in der folgenden Tabelle dargestellt:

Tab. 3.7 Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario

Nuklid	Quellterm in der Anlage [Bq]
U-234	1E+08
U-235	4E+06
U-238	1E+07

Es wird weiterhin davon ausgegangen, dass die Dachstruktur durch Angriffe mit militärischen Mitteln fast vollständig beschädigt wurde. Daher wird der gesamte Quellterm direkt und ohne Verzögerung in einer Höhe von 20 m freigesetzt. Es wird darüber hinaus angenommen, dass es durch die Angriffe mit militärischen Mitteln zu einem Brand innerhalb der Lagerhalle kommt, so dass eine zusätzliche thermische Überhöhung zu unterstellen ist.

4 Referenzszenario S12: Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung

Für das Referenzszenario S12 wird, in vergleichbarer Weise wie zuvor für das Referenzszenario S13, ein Spektrum möglicher vorsätzlicher Straftaten, Störmaßnahmen oder sonstiger Einwirkungen Dritter betrachtet. Im Rahmen des hier erörterten Referenzszenarios werden Straftaten gegen kerntechnische Anlagen oder Einrichtungen jedoch nicht Gegenstand der Betrachtung sein. Im Rahmen des vorliegenden Vorhabens werden zwei Kategorien von Straftaten untersucht: Straftaten gegen Kernbrennstofftransporte und Schädigung von Personen, Sachwerten und der Umwelt.

4.1 Kernbrennstofftransporte

Kernbrennstofftransporte umfasst die Beförderung von Stoffen, die gemäß dem deutschen Atomgesetz (AtG) als Kernbrennstoffe klassifiziert werden, außerhalb eines abgeschlossenen Geländes von einem Ort zu einem anderen. Gemäß § 2 Abs. 3 AtG müssen für Genehmigungsvorschriften oder Rechtsverordnungen der Anteil der Isotope Uran-233, Uran-235, Plutonium-239 und Plutonium-241 insgesamt 15 Gramm oder die Konzentration der genannten Isotope 15 Gramm pro 100 Kilogramm überschreiten, damit sie als Kernbrennstoff gelten. Die Beförderung von Kernbrennstoffen bedarf einer Genehmigung nach § 4 AtG, gemäß der unter anderem sicherzustellen ist, dass gewährleistet ist, dass die Kernbrennstoffe unter Beachtung der für den jeweiligen Verkehrsträger geltenden Rechtsvorschriften über die Beförderung gefährlicher Güter befördert werden, der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist und überwiegende öffentliche Interessen der Wahl der Art, der Zeit und des Weges der Beförderung nicht entgegenstehen.

Das Spektrum an potenziellen Kernbrennstofftransporten ist äußerst breit und reicht von kleinen radioaktiven Quellen und medizinischen Targets über den Transport von frischen Brennelementen bis hin zu bestrahlten Brennelementen oder abgebrannten Brennelementen aus der Wiederaufarbeitung. Die Auswahl geeigneter Transportbehälter und Beförderungsmittel ist ebenfalls vielfältig und richtet sich nach den spezifischen Anforderungen des jeweiligen Kernbrennstofftransports sowie nach den für den jeweiligen Transport geltenden gefahrgutrechtlichen Anforderungen. Zusätzliche Sicherungsmaßnahmen, die insbesondere im Falle einer vorsätzlichen Straftat von Relevanz sind,

werden auf Basis einer Kategorisierung des Kernbrennstofftransports hinsichtlich dessen Gefährdungspotentials vorgenommen. Gemäß der Genehmigung ist bei allen Kernbrennstofftransporten der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet. Dementsprechend sind alle vorsätzlichen Straftaten gegen Kernbrennstofftransporte, die gemäß § 44 Abs. 1 AtG zu unterstellen sind, so abgedacht, dass es zu keiner erheblichen Freisetzung von ionisierender Strahlung von Kernbrennstoffen kommen kann. Vorsätzliche Straftaten, die zu einer erheblichen Freisetzung führen können, sind demnach per Definition zunächst einmal nicht zu unterstellen. Unter der Grundannahme, dass Einwirkungen betrachtet werden, welche durch die bestehenden Schutz- und Sicherungssysteme personeller, baulicher und technischer Natur nicht abgetragen werden, lassen sich jedoch Szenarien entwickeln.

In Analogie zum Vorgehen im Referenzszenario S13 erscheint es sinnvoll, bei der Bewertung möglicher Einwirkungen auf einen Kernbrennstofftransport zunächst die Auswirkungen auf einen einzelnen Transportbehälter isoliert zu analysieren. Diese Vorgehensweise ist insbesondere deshalb plausibel, weil bei der Beförderung von größeren CASTOR-Behältern in der Regel nur ein Transportbehälter pro Beförderungsmittel (z. B. Lkw oder Eisenbahnwaggon) transportiert wird. Dadurch lassen sich potenzielle Schadensszenarien gezielter und realitätsnäher untersuchen.

Im Rahmen der Analyse erfolgt im ersten Schritt die Bestimmung des Quellterms, der die potenziell freigesetzte Masse sowie die Aktivität des Inventars beschreibt, die infolge einer Einwirkung außerhalb des Transportbehälters auftreten kann. Im zweiten Schritt wird der Quellterm außerhalb des Beförderungsmittels betrachtet, d. h. es wird analysiert, welche Mengen an radioaktiven Stoffen den Transportbehälter und das Beförderungsmittel verlassen können. Zur Berechnung können die gleichen Formeln und Ansätze verwendet werden wie im Referenzszenario S13. Dabei ist jedoch zu beachten, dass sich die verwendeten Faktoren *FAA* und *QA* in diesem Zusammenhang nicht auf eine stationäre Anlage, sondern explizit auf das eingesetzte Beförderungsmittel beziehen.

Die Szenarien im mobilen Bereich sind dabei grundsätzlich von stationären Szenarien abzugrenzen und müssen abgestuft betrachtet werden. Dies ergibt sich aus mehreren Besonderheiten des ortsveränderlichen Transports:

- **Mobilität:** Im Gegensatz zu stationären Anlagen bewegt sich das Beförderungsmittel, was die Planbarkeit potenzieller Einwirkungen erheblich erschwert. Der Ort und Zeitpunkt einer Einwirkung sind schwerer vorhersehbar.
- **Geringere Attraktivität:** Aufgrund der begrenzten Inventarmenge und des kleineren Zielvolumens stellen mobile Szenarien tendenziell ein weniger attraktives Angriffsziel dar.
- **Höhere Präzision erforderlich:** Das kleinere Zielvolumen eines einzelnen Behälters erfordert im Fall einer absichtlichen Einwirkung eine deutlich höhere Präzision seitens eines potenziellen Angreifers.
- **Schnelleres Eingreifen möglich:** Im öffentlichen Verkehrsraum ist von einer grundsätzlich besseren Detektion und einem schnelleren Eingreifen der Sicherheitskräfte auszugehen, was potenzielle Auswirkungen weiter begrenzen kann.

Ein wesentlicher Unterschied zu stationären Szenarien besteht zudem darin, dass für das Beförderungsmittel selbst kein spezifischer Rückhaltefaktor angenommen werden kann. Das bedeutet, dass im Fall einer Freisetzung keine zusätzliche Abschirm- oder Rückhaltewirkung durch das Beförderungsmittel vorausgesetzt werden sollte. Die Analyse muss daher konservativ unter der Annahme erfolgen, dass freigesetzte Stoffe ungehindert aus dem Beförderungsmittel austreten können.

Insgesamt können zur konservativen Abschätzung möglicher Freisetzungen beim Kernbrennstofftransports die Ergebnisse herangezogen werden, die für ortsfeste kerntechnische Anlagen oder Einrichtungen ermittelt wurden. In diesen stationären Szenarien wird in der Regel ebenfalls eine Einwirkung auf einen einzelnen Transportbehälter betrachtet, was die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf mobile Szenarien unterstützt.

Für die Ableitung eines konservativen Quellterms für Kernbrennstofftransports bietet es sich daher an, denjenigen Quellterm anzusetzen, der für den Innenbereich eines Gebäudes berechnet wurde. Dies erfolgt unter der vereinfachenden Annahme, beim Transport keine zusätzliche Rückhaltewirkung durch das Beförderungsmittel gegeben ist. Entsprechend wird unterstellt, dass freigesetztes radioaktives Material nach Verlassen des Behälters ungehindert in die Umgebung gelangen kann.

4.2 Schädigung von Personen, Sachwerten und der Umwelt

Im Kontext des Referenzszenarios S12 werden unter anderem Notfälle betrachtet, die mit dem Auffinden radioaktiver Stoffe im Zusammenhang stehen (z. B. nicht registrierte radioaktive Quellen, illegal entsorgter radioaktiver Abfall) oder Notfälle, die durch Mobilisierungen radioaktiven Materials auftreten. Letzteres kann sowohl Brände in kontaminierten Gebieten als auch Beimischungen radioaktiver Stoffe in konventionellen Sprengstoffen umfassen, ebenso wie die Zerstäubung oder Verdampfung radioaktiven Materials mit dem Ziel, dieses zu verbreiten. Um die Schädigung von Personen, Sachwerten und der Umwelt verhindern oder reduzieren zu können, sind entsprechende Notfallmaßnahmen vorzuplanen und durchzuführen.

4.2.1 Unkonventionelle Spreng- und Brandvorrichtung

Unkonventionelle Spreng- und Brandvorrichtungen (auch: „Schmutzige Bomben“) sind Konstruktionen mit konventionellem Sprengstoff oder anderen Explosivmitteln (z. B. Ammoniumnitrat als Hauptbestandteil vieler Düngemittel), denen radioaktive Bestandteile beigelegt sind. Durch die konventionell bedingte Explosion sollen radioaktive Stoffe in der Umwelt verteilt werden. Neben Schäden durch die konventionelle Explosion und radioaktive Kontaminationen sind insbesondere der terroristische Aspekt einer Schmutzigen Bombe und die damit einhergehenden Folgen auf die Bevölkerung (z. B. Massenpanik und andere psychologische Auswirkungen; wirtschaftliche Schäden durch Sperrung von kontaminierten Gebieten) maßgeblich.

Die radiologischen Auswirkungen einer Schmutzigen Bombe auf die Bevölkerung sind von zahlreichen Faktoren abhängig /BRA 23/. Dazu zählen

- das verwendete Radionuklid (Radiotoxizität) und die Beschaffenheit des Radionuklids (Lösung, Pulver, etc.)
- die bei der Explosion entstehende Partikelgröße, bzw. das Aerosolbildungspotential (Größe des betroffenen Gebietes, Gefahr der Resuspension; Inhalierbarkeit, Lungengängigkeit, etc.)
- die Umgebungsbeschaffenheit (Ablagerung von Radionukliden auf der Vegetation oder baulichen Strukturen) und andere Umgebungsparameter (Niederschläge, Wind; Luftströmungen in urbanem Terrain, etc.).
- Spätschäden aufgrund nicht erkannter Kontaminationen bei der Bevölkerung.

Bei der Herstellung einer Schmutzigen Bombe kann prinzipiell jedes Radionuklid Anwendung finden. Es ist jedoch davon auszugehen, dass für einen größtmöglichen Schaden des terroristischen Akts nur bestimmte radioaktive Stoffe Verwendung finden.

So kann etwa angenommen werden, dass insbesondere verhältnismäßig „einfach verfügbare“ radioaktive Stoffe aus medizinischen oder technischen Anwendungsbereichen genutzt werden (z. B. durch Entwenden einer größerer Einzelquelle oder dem Zusammenfügen mehrerer kleiner Quellen). Darüber hinaus muss das Radionuklid eine ausreichend lange Halbwertszeit haben, um eine Verteilung bzw. Resuspension zu ermöglichen (Radionuklide für medizinische Anwendungen zeichnen sich zumeist durch sehr kurze Halbwertszeiten von Minuten bis wenigen Stunden aus), andererseits bedingt eine zu hohe Halbwertszeit eine niedrige spezifische Aktivität (die Dosis würde damit zu gering). Auch die Art der Strahlung (Alpha-, Beta-, Gammastrahlung) spielt eine entscheidende Rolle bei den möglichen Konsequenzen nach der Explosion der Schmutzigen Bombe: so sind Alpha- und Betastrahler insbesondere nach Inhalation oder Ingestion gesundheitsschädlich, insb. erstere können jedoch auch einfach abgeschirmt werden. Gammastrahler hingegen stellen sowohl ein internes als auch ein externes Risiko dar, da die Bodenstrahlung auch längere Zeit nach Ablagerung gesundheitsschädigende Wirkung hat. Hinzu kommt die biologische Halbwertszeit, welche die spezifische Verweildauer des Radionuklids im Körper bestimmt, bevor es durch Stoffwechselprozesse ausgeschieden wird.

In /BRA 23/ wurden aus verschiedenen Publikationen und Datenbanken Radionuklide zusammengestellt, deren Verfügbarkeit als ausreichend hoch angenommen werden kann und die eine längere Halbwertszeit haben. Einige dieser Radionuklide haben in der Vergangenheit durch Unfälle zu Kontaminationen von Personen und Sachwerten geführt, in anderen Fällen handelte es sich um Straftaten (keine „Schmutzige Bombe“) im Zusammenhang mit Radionukliden /STR 08/. In allen Studien wurden Cs-137, Am-241 als wahrscheinliche Radionuklide für den Einsatz in einer schmutzigen Bombe genannt; verschiedene Studien nahmen ebenfalls Co-60, Sr-90 und Ir-192 an.

Beim Vergleich mit in Deutschland registrierten hochradioaktiven Quellen (siehe Abb. 3.1) zeigt sich, dass die genannten Isotope auch in Deutschland zu den am meisten genutzten Quellen zählen; zusammengekommen machen diese knapp 90 % aus. Die restlichen rund 10 % werden von Selen-75 (Halbwertszeit: 119 Tage) gestellt, das hauptsächlich in der industriellen Radiographie genutzt wird. Es wäre somit möglich, dass auch dieses Isotop prinzipiell Einsatz in einer schmutzigen Bombe finden könnte.

Wie in /BRA 23/ ausgeführt, ist zu einer Bestimmung des Quellterms die erwartete Partikelgröße nach der Explosion entscheidend für die Verbreitung des radioaktiven Materials. Je nachdem ob der radioaktive Stoff in keramischen oder metallischen Pellets, als Verbindung oder Pulver vorliegt, können die Parameter der Explosion (vorrangig Temperatur, aber auch Dichteänderungen durch Druckwellen) zu einer nicht ohne Weiteres vorhersagbaren Größenverteilung der radioaktiven Partikel führen /HAR 07/. So führt etwa ein Zersplittern des radioaktiven Materials in wenige große Stücke (die inert nah am Explosionsort verbleiben) zu einer deutlichen Reduktion des zur atmosphärischen Verbreitung zur Verfügung stehenden Materials. Bei einer Einwirkung auf pulverförmige oder sprödbrechende Materialien mit einer ausreichend großen Menge Sprengstoff ist jedoch von einem hohen Anteil an luftgetragenen Partikeln auszugehen.

Im Handbuch des US Department of Energy /DOE 94/ wird der Einfluss der Sprengstoffmenge auf die Partikelgrößenverteilung erläutert. Generell kann gefolgert werden, dass bei unkonventionellen Spreng- und Brandvorrichtungen, mit steigender Sprengstoffmenge im Vergleich zur Masse des radioaktiven Materials, der Anteil an luftgetragenen Partikeln ebenfalls ansteigt.

Zu dieser Thematik gab es verschiedene experimentelle Studien, deren Resultate in /BRA 23/ zusammengestellt sind, die jedoch über den Umfang dieses Vorhabens hinaus gehen. Für Details sei daher auf /BRA 23/ und die hierin genannten Referenzen verwiesen.

4.2.1.1 Die Liberty RadEx-Übung

Bei „Liberty RadEx“ handelte es sich um eine nationale Übung, die im Jahr 2010 in den USA durchgeführt wurde /ENV 10/. Sie wurde von der US-Umweltschutzbehörde (EPA) konzipiert, um die Bewertungs- und Sanierungsfähigkeiten auf Bundes-, Landes- und lokaler Ebene nach einem Vorfall mit einer radiologischen Streubombe / Schmutzigen Bombe in einem städtischen Umfeld zu üben. Die meisten Übungen konzentrieren sich nur auf die ersten Stunden und Tage eines Einsatzes; mit Liberty RadEx wurden die Notfallreaktionen in einer Übung um Komponenten ergänzt, die darüber hinaus die Verantwortlichkeiten und Koordination in der Phase nach dem Notfall trainieren und testen.

In der Kurzbeschreibung des Szenarios heißt es übersetzt /EPA 10/:

„Im Jahr 2010 belud ein Selbstmordattentäter einen Lieferwagen mit 3000 Pfund Ammoniumnitrat, vermischt mit Dieselkraftstoff und 2300 Curie Cäsium-137 (Cs-137), fuhr diesen in die Innenstadt von Philadelphia und brachte ihn zur Detonation. Die Explosion verletzte oder tötete Hunderte Menschen, verursachte erhebliche Schäden an angrenzenden Gebäuden, Fensterscheiben zerbrachen noch bis zu drei Blocks entfernt.“

Die zu übenden Maßnahmen umfassten

- frühe Notfalleвакуierungen für nahe und in Windrichtung liegende Gebiete
- Anordnungen zum Verbleib in Gebäuden zum Bevölkerungsschutz
- weitere Evakuierungen tausender Anwohner am nächsten Tag (FRMAC-Daten, luftgetragene Ausbreitungsrechnungen, Einschätzungen von Medizinern)

Insgesamt wurden durch luftgetragene Radioaktivität fast 50 Meilen (ca. 80 km) Wohn-, Gewerbe-, und Industriegebiete kontaminiert.

Die Bodenkontamination wurde, ausgehend vom Explosionsort, mit Hilfe von Ausbreitungsrechnungen bestimmt und in drei diskrete, scharf abgegrenzte „Kontaminationszonen“ unterteilt (siehe Abb. 4.1).

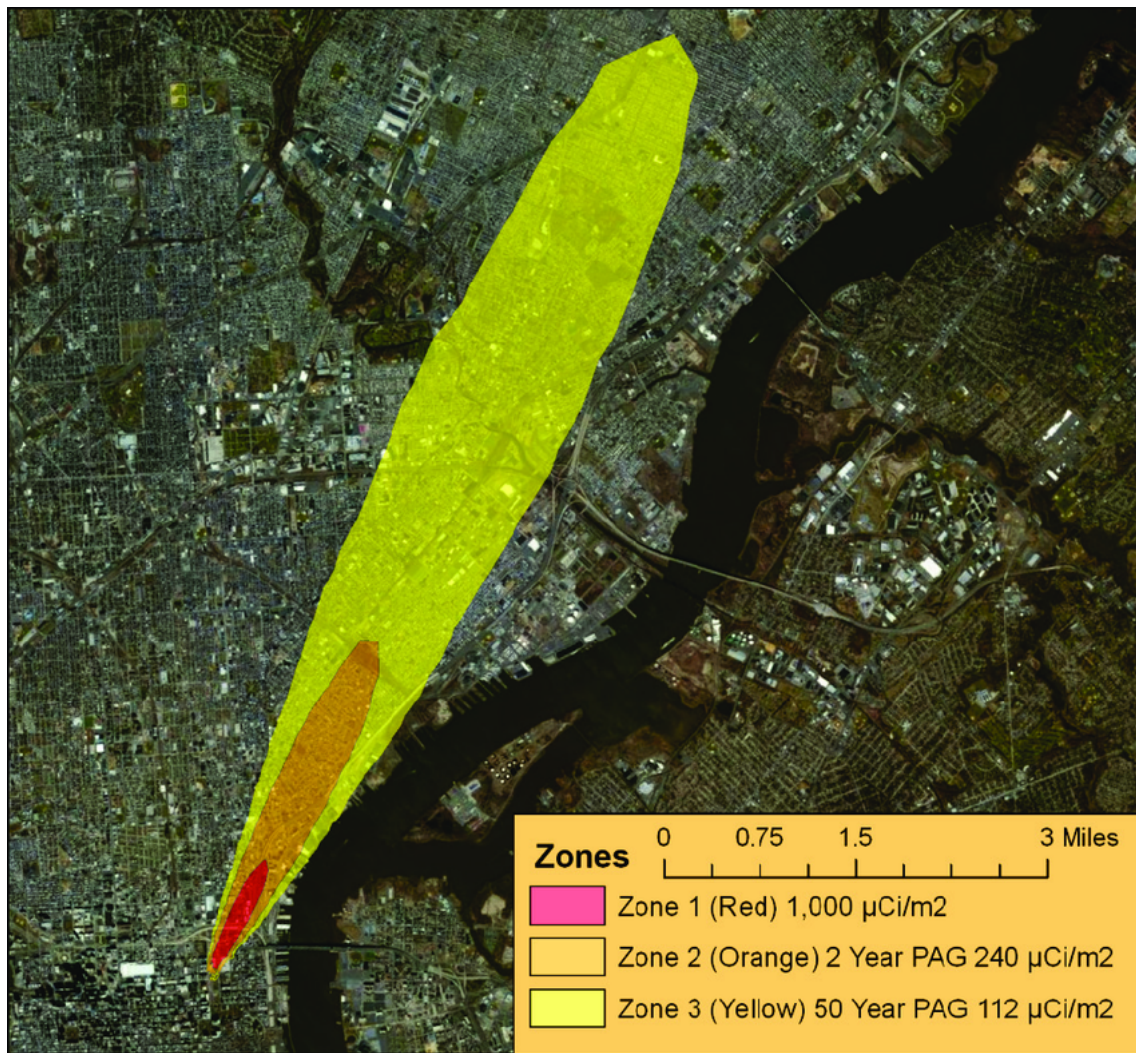


Abb. 4.1 Die im „Waste Estimation Support Tool“ (WEST) der US-Umweltschutzbehörde angewandten Ausbreitungsrechnungen auf Grundlage des Übungsszenarios Liberty RadEx (Abbildung aus /EPA 12/)

5 Notfall auf Oberflächen- und Meeresgewässern (S10, S11)

Das Referenzszenario S10 erfasst Notfälle auf Oberflächengewässern, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet oder für deutsche Staatsbürger im Ausland erforderlich werden können. Dies schließt in der Regel insbesondere Notfälle im Zusammenhang mit

1. mobilen kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen auf Wasserfahrzeugen (z. B. schwimmende Kernkraftwerke),
2. nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen sowie
3. Transporten von radioaktiven Stoffen oder radioaktiv kontaminierten Stoffen

ein.

Analog ist das Referenzszenario S11 beschrieben. Dieses erfasst Notfälle auf oder in Meeresgewässern, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet oder für deutsche Staatsbürger im Ausland erforderlich werden können. Dies schließt in der Regel insbesondere Notfälle im Zusammenhang mit

1. mobilen kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen auf Wasserfahrzeugen (z. B. schwimmende Kernkraftwerke),
2. nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen sowie
3. Transporten von radioaktiven Stoffen oder radioaktiv kontaminierten Stoffen

ein.

In diesem Vorhaben wird der Schwerpunkt für die Referenzszenarien auf die beiden ersten Aspekte gelegt; diese umfassen eine große Bandbreite an militärischen und zivilen Wasserfahrzeugen bzw. Reaktoren für unterschiedliche Einsatzbedingungen. Es werden die derzeit international genutzten Reaktoren und, soweit vorhanden, ihre technischen Spezifikationen zusammengestellt (siehe Tab. 5.1, Tab. 5.2). Bekannte Unfallszenarien, auch solche von derzeit so nicht mehr im Betrieb befindlichen Reaktoren, werden dokumentiert, um einen ersten Überblick über mögliche Unfallabläufe zu erhalten (siehe Tab. 5.4).

Kernreaktoren für nuklearbetriebene Wasserfahrzeuge und mobilen kerntechnische Anlagen

Die Nutzung von Kernreaktoren für den Antrieb und die Energieversorgung eignet sich besonders für Schiffe, die lange Zeit ohne Auftanken auf See bleiben müssen oder für den leistungsstarken Antrieb von Unterseebooten (U-Booten). Einer prinzipiell möglichen jahrzehntelangen Treibstoffautarkie des Schiffes, neue Reaktordesigns von Flugzeugträgern gehen etwa von 30-50 Jahren aus, stehen hohe Kosten und ein großer technischer Aufwand gegenüber, sodass der Kernantrieb von Schiffen mit wenigen Ausnahmen militärischer Nutzung vorbehalten ist (siehe Tab. 5.1).

Derzeit unterhalten sechs Länder nuklearbetriebene Schiffe: Russland, USA, Frankreich, Großbritannien, China und Indien. Russland hat als einziges Land nuklearbetriebene zivile Frachtschiffe bzw. Eisbrecher; Frankreich und die USA sind die einzigen Länder mit nuklearbetriebenen Flugzeugträgern. Mit dem Atomkreuzer „Pjotr Weliki“ verfügt nur die russische Marine über ein aktives nuklearbetriebenes Kriegsschiff (Oberflächen-nutzung). Die amerikanische Marine hat in den 1990er Jahren alle ihre Atomkreuzer deaktiviert; ihre derzeit aktiven nuklearbetriebenen Schiffe sind militärisch genutzte U-Boote mit Kernenergieantrieb. Die Bewaffnung der Schiffe ist auf konventionelle Waffen oder auch auf Atomwaffen ausgelegt.

Die frachtfahrenden Nuklearschiffe „Otto Hahn“ aus Deutschland (Indienststellung 1968, Stilllegung 1979) und „Mutsu“ aus Japan (Stapellauf 1969, Reaktortest 1972; Umbau zum konventionell angetriebenen Forschungsschiff „Mirai“) wurden als Pilotprojekte gebaut, ihre Nutzung nach verhältnismäßig kurzer Zeit jedoch eingestellt.

Tab. 5.1 In Betrieb befindliche Schiffe mit Nuklearantrieb (Stand April 2025)

Typ	Klasse	Name des Schiffes	Land	Reaktor(en)
Eisbrecher	Arktika	Yamal	RU	2 OK-900A, je 171 MW
Eisbrecher	Arktika	50 Let Pobedy	RU	2 OK-900A, je 171 MW
Eisbrecher	Taymyr	Taymyr	RU	1 KLT-40
Eisbrecher	Taymyr	Vaygach	RU	1 KLT-40
Eisbrecher	-	Sevmorput	RU	1 KLT-40M
Eisbrecher	LK60Ya	Arktika	RU	2 RITM-200
Eisbrecher	LK60Ya	Sibir	RU	2 RITM-200
Eisbrecher	LK60Ya	Ural	RU	2 RITM-200

Typ	Klasse	Name des Schiffes	Land	Reaktor(en)
Eisbrecher	LK60Ya	Jakutia	RU	2 RITM-200
Eisbrecher	LK60Ya	Tschukotka	RU	2 RITM-200
U-Boot	Victor-III	Obninsk B-138	RU	2 VM-4, OK-300 Reaktor
U-Boot	Victor-III	Daniil Moskovskiy B-414	RU	2 VM-4, OK-300 Reaktor
U-Boot	Victor-III	Tambov B-448	RU	2 VM-4, OK-300 Reaktor
U-Boot	Sierra I/II	Nizhny Novgorod B-534	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Sierra I/II	Pskov K-336	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Pantera K-137	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Volk K-461	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Leopard K-328	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Tigr K-154	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Vepr K-157	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Akula I/II/III	Gepard K-335	RU	1 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Oscar-II	Voronezh	RU	1 VM-5, OK-650b Reakt.
U-Boot	Oscar-II	Smolensk	RU	1 VM-5, OK-650b Reakt.
U-Boot	Oscar-II	Orel	RU	1 VM-5, OK-650b Reakt.
U-Boot	Typhoon	Dmitriy Donaskoi	RU	2 VM-5, OK-650 Reaktor
U-Boot	Delta III	Orenburg	RU	2 VM-4
U-Boot	Delta IV/Delfin	Verkhoturys K-51	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delta IV/Delfin	Ekaterinburg K-84	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delta IV/Delfin	Tula K-114	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delta IV/Delfin	Bryansk K-117	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delta IV/Delfin	Karelia K-18	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delta IV/Delfin	Novomoskovsk K-407	RU	2 VM-4, OK-700 Reaktor
U-Boot	Delfin	Podmoskovya	RU	2 VM4-SG
U-Boot	Yasen	Severodvinsk K-560	RU	1 KPM, OK-650V Reakt.
U-Boot, Spezial	-	AS 12 Losharik	RU	E-17, 15 MW
U-Boot, Spezial	Kashalot	AS-13, AS-15	RU	1,5 MW

Typ	Klasse	Name des Schiffes	Land	Reaktor(en)
U-Boot, Spezial	Paltus	AS-21 AS-35	RU	?
U-Boot	Los Angeles	35 (28?) Schiffe	USA	Ein S6G
U-Boot	Ohio	18 Schiffe	USA	1 General Electric S8G, 26,1 MW, natural circulation Land based prototype at Knolls Atomic Power Laboratory
U-Boot	Seawolf	3 Schiffe	USA	1 S6W, 220 MW, HEU 93,5 %
U-Boot	Virginia	17 Schiffe	USA	1 S9G, 210 MWth
U-Boot	Astute	5 Schiffe, 1 im Bau	UK	1 Rolls Royce DWR
U-Boot	Vanguard	4 Schiffe	UK	1 Rolls Royce DWR
U-Boot	Barracuda	3 Schiffe, 3 im Bau	F	K-15 Reaktor, 150 MW, LEU 7 %
U-Boot	Rubis	6 Schiffe	F	K-48 Reaktor 48 MW, LEU 7 %
U-Boot	Triomphant	4 Schiffe	F	K-15 Reaktor, 150 MW, LEU 7 %
U-Boot	Han	3 (5?) Schiffe	CHN	90 MWth Reaktor
U-Boot	Xia	1 Schiff	CHN	58 MW Reaktor
U-Boot	Shang	6 Schiffe, 1 - 2 im Bau	CHN	2 x 70 - 75 MW Reaktor
U-Boot	Jin	6 Schiffe, 8 (?) im Bau	CHN	150 MW Reaktor
U-Boot	Arihant	3 Schiffe	IND	1 CLWR-B1, 83 MW
Kriegsschiff	Kirov	Pyotr Velikiy	RU	2 KN-3, 300 MW
Kriegsschiff	Kirov	Admiral Nakhimov	RU	2 KN-3, 300 MW

Typ	Klasse	Name des Schiffes	Land	Reaktor(en)
Flugzeug-träger	Nimitz	USS Nimitz USS Dwight D. Eisenhower USS Carl Vinson USS Theodore Roosevelt USS Abraham Lincoln USS George Washington USS John C. Stennis USS Harry S. Truman USS Ronald Reagan USS George H. W. Bush USS Gerald R. Ford	USA	2 Westinghouse A4W, HEU 93,5 %
Flugzeug-träger	Gerald R. Ford	USS Gerald R. Ford	USA	2 Bechtel Corporation A1B
Flugzeug-träger	-	Charles de Gaulle	F	2 Areva K15, 150 MW, LEU < 20 %
Schwimmendes KKW	-	Akademik Lomonosov	RU	2 KLT-40S, 2 x 150 MW

Eine Übersicht der Reaktortypen, die aktuell weltweit im Einsatz sind, ist in Tab. 5.2 gegeben. Die thermische Leistung der Reaktoren, die oft als einzige technische Spezifikation für militärisch genutzte Anlagen bekannt ist, kann, z. B. im Vergleich mit Quelltermen aus 5.2, für eine erste Einschätzung möglicher Unfallsszenarien herangezogen werden. Weitere reaktorspezifische Parameter wie etwa die Betriebsgeschichte des Reaktorkerns können bei einer Ermittlung der Quelltermbandbreite eines Unfallsszenarios jedoch zu hier nicht spezifizierbaren Modifikationen führen.

Tab. 5.2 Auf Schiffen und U-Booten eingesetzte Reaktortypen /CHU 01/

Reaktortyp	Land	Thermische Leistung (MWt)	Schiffe/ U-Boote	Reaktoren pro Schiff	Brennstoffanreicherung
VM-4	RU	75-90	11 U-Boote	2	21 %
VM-5/OK-650	RU	190	12 U-Boote	1 - 2	21 - %-45 %
OK-900A	RU	171	2 Eisbrecher	2	90 %
KN-3	RU	150	2 Kriegsschiffe	2	55 - %-90 %
OK-650KPM	RU	200	1 U-Boot	1	21 - 45 %
KLT-40(M/S)	RU	135-171	3 Eisbrecher, 1 schwimmendes KKW	1, 2	40 %
RITM-200	RU	175	5 Eisbrecher	2	< 20 %
Bechtel Corporation A1B	USA	700	1 Flugzeugträger	2	97,3 %
Westinghouse A4W	USA	550	11 Flugzeugträger	2	97,3 %
Westinghouse S6W	USA	220	3 U-Boote	1	97,3 %
General Electric S6G	USA	165	35 U-Boote	1	97,3 %
General Electric S8G	USA	220	18 U-Boote	1	97,3 %
General Electric S9G	USA	210	17 U-Boote	1	97,3 %
Rolls-Royce PWR2	UK	120-145	9 U-Boote	1	97,3 %
SNA72/K-48	F	48	6 U-Boote	1	7 %
SNLE-NG/K-15	F	150	7 U-Boote, 1 Flugzeugträger	1, 2	Bis zu 90 %
CLWR-B1	IND	83	3 U-Boote	1	20 %
U-Boot-Typ 091/092	CHN	58	4 U-Boote	1	3 - %-5 %
U-Boot-Typ 093	CHN	k. A.	6 U-Boote	k. A.	k. A.
U-Boot-Typ 094	CHN	k. A.	6 U-Boote	k. A.	k. A.

Das grundlegende Prinzip von Kernreaktoren in Wasserfahrzeugen ist mit jenen in kerntechnischen Anlagen an Land vergleichbar; durch die teils erheblich unterschiedliche Nutzung und Wartung sowie räumliche Gegebenheiten (z. B. begrenzte Größe der Antriebssektion in einem U-Boot, Einhaltung des Strahlenschutzes trotz größerer Nähe zu begehbaren Strukturen) ist die Übertragbarkeit mancher Konzepte jedoch nicht ohne weiteres ersichtlich. Hinzu kommt durch die hauptsächlich militärische Nutzung von Kernreaktoren in Wasserfahrzeugen eine erheblich verringerte Verfügbarkeit von technischen Spezifikationen oder von Dokumentationen zu Sicherheitskonzepten wie sie in einem Notfall Anwendung finden würden.

Schiffsreaktoren bestehen aus einem Druckwasserreaktor mit einem Primär- und einem Sekundärsystem. Das Primärsystem zirkuliert mit vollentsalztem, leichtem Wasser und besteht aus dem Reaktor, Rohrleitungen, Pumpen und Dampferzeugern. Der Reaktor steht unter Druck, der oberhalb des Siededruckes ist, so dass das Wasser nicht siedet und keine Dampfblasen im Reaktordruckbehälter (RDB) vorhanden sind, die bei See-gang den Kern freilegen könnte. Dieses Wasser wird primärseitig durch die Dampferzeuger gepumpt und zur Wiedererhitzung zurück in den Reaktor geleitet.

In den Dampferzeugern wird die Wärme des Wassers im Primärsystem auf das Sekundärsystem übertragen, um Dampf zu erzeugen. Das Sekundärsystem ist vom Primärsystem isoliert, sodass sich das Wasser in beiden Systemen nicht vermischt.

Im Sekundärsystem strömt der Dampf aus den Dampferzeugern zu den Turbinengeneratoren, die das Schiff mit Strom versorgen, und zu den Hauptantriebsturbinen, die die Propeller antreiben. Nach dem Durchströmen der Turbinen kondensiert der Dampf zu Wasser, das über das Kondensat und Speisewassersystem den Dampferzeugern zurückgeführt wird. Somit sind sowohl das Primär- als auch das Sekundärsystem geschlossene Systeme, in denen Wasser rezirkuliert und erneuert wird - damit kann das Schiff über längere Zeiträume völlig unabhängig von der Oberfläche/ der Erdatmosphäre operieren.

Schiffsreaktoren unterliegen im Gegensatz zu herkömmlichen Kernreaktoren an Land, die im Dauerbetrieb arbeiten, wiederholten Leistungsänderungen, etwa zum Manövrieren oder anderen Anforderungen im militärischen Einsatzfall. Anforderungen an die nukleare Sicherheit, aber auch in Bezug auf Erschütterungen, Geräuscentwicklung und Betriebsleistung sowie der Betrieb in unmittelbarer Nähe zur Besatzung erfordern hohe Standards bei der Komponentenfertigung und Qualitätssicherung /FED 00/. Die

Innenteile eines Schiffsreaktors sind während der langen Lebensdauer des Kerns für Inspektionen oder Austausch (Revision) unzugänglich – im Gegensatz zu einem typischen kommerziellen Kernreaktor, der etwa alle 18 Monate zum Brennelementwechsel geöffnet wird.

Im Gegensatz zu kommerziellen Kernkraftwerken müssen Schiffsreaktoren robust genug sein, um einem jahrzehntelangen Einsatz auf See standhalten zu können (insb. größere Bewegungen durch Seegang, Tauchgänge, etc.) und dem schnell wechselnden Leistungsbedarf (z. B. unter Gefechtsbedingungen) gerecht zu werden. Diese äußeren Bedingungen, zusammen mit den Gegebenheiten innerhalb der Reaktoranlage (Komponenten und Materialien sind den Auswirkungen von Strahlung, Korrosion, hohen Temperaturen und Druck ausgesetzt) erfordern einen erheblichen technologischen Aufwand, um den Reaktorbetrieb - auch ohne regelmäßige Wartungsarbeiten - sicherzustellen /FED 00/.

Dies kann sich auch auf mögliche Unfallszenarien auswirken, wie in Tab. 5.3 anhand relevanter Aspekte und ihrem Einfluss auf Häufigkeit, Folgen und dem Risiko des Unfalls selbst skizziert ist (Tabelle nach /LLO 20/).

Tab. 5.3 Relative Risikobeurteilung für Kriegsschiffe (Szenario Einfahrt und zeitlich begrenzter Aufenthalt in Häfen) im Vergleich zu kommerziellen kerntechnischen Anlagen (Kernkraftwerke an Land) /LLO 20/

Aspekt (im Vergleich zu Reaktoren in Kernkraftwerken an Land)	Einfluss auf		
	Häufigkeit	Folgen	Risiko
Geringere Leistung von Schiffsreaktoren	Keine Veränderung	Verringert	Verringert
Schiffe mit Kernreaktoren können evtl. näher an besiedelten Gebieten liegen	Keine Veränderung	Erhöht	Erhöht
Schiffsreaktoren (USA, UK) haben anderen Brennstoff	Keine Veränderung	Unsicher	Keine Veränderung
Schiffsreaktoren werden anders betrieben	Erhöht	Unsicher	Erhöht
Reaktorsicherheitsbehälter von nuklearbetriebenen Schiffen haben zumeist (insb. U-Boote) einen wesentlich höheren Auslegungsdruck	Verringert	Keine Veränderung	Verringert
Schiffsreaktoren auf U-Booten können wahrscheinlich leicht eine Restwärmeabfuhr umsetzen	Verringert	Keine Veränderung	Verringert
Restwärmeabfuhr durch Meerwasser in Häfen möglich	Keine Veränderung	Erhöht bei Abgabe in Wasser	Erhöht
Schiffsreaktoren sind nur während des Aufenthalts im Hafen vorhanden	Verringert	Keine Veränderung	Verringert

5.1 Unfälle mit nuklearbetriebenen Schiffen

Seit Mitte der 1950er Jahre wurden Kernreaktoren zur Energieerzeugung in Wasserfahrzeugen eingesetzt, sowohl für den Antrieb als auch zur Versorgung anderer Schiffssysteme mit elektrischem Strom. Das erste mit Kernenergie angetriebene Schiff war das 1955 in Dienst gestellte US-amerikanische U-Boot „Nautilus“, gefolgt vom sowjetischen Atom-U-Boot „Leninski Komsomol“; der erste Flugzeugträger mit nuklearem Antrieb („Enterprise“) wurde 1961 von der United States Navy in Dienst gestellt und war mehr als 50 Jahre im Einsatz (Außerdienststellung im Jahr 2012). Mit dem sowjetischen Atomeisbrecher „Lenin“ wurde 1959 erstmalig ein zivil genutztes Schiff mit einem nuklearen Antrieb ausgestattet.

Auf den in den folgenden Jahrzehnten gebauten Schiffe mit nuklearem Antrieb kam es zu verschiedenen Unfällen, die in Freisetzungen radioaktiver Stoffe (in die Atmosphäre

oder das Meer), Beschädigungen des Kernreaktors sowie dem Ausbruch von Bränden bzw. Explosionen resultierten; einige der Schiffe sanken infolge des Unfalls. Die Unfälle traten ausschließlich während des (regulären) Betriebs auf und waren nicht das Resultat kriegerisch motivierter Situationen.

Die genauen Umstände oder Konsequenzen der Unfälle sind in den meisten Fällen aufgrund der militärischen Nutzung der Wasserfahrzeuge kaum oder nur unzureichend bekannt; oft wurden Informationen erst Jahre oder Jahrzehnte später (teilweise) veröffentlicht. Im Folgenden werden Unfallszenarien zusammenfassend dargestellt, für die vergleichsweise vollständige Informationen vorliegen, die mit den oben genannten Unfallkonsequenzen einhergingen (Sinken des Schiffes, Freisetzungen radioaktive Stoffe, Beschädigungen des Reaktors; Brände, Explosionen) oder in anderer Weise den Kernantrieb betrafen. Vorkommnisse, bei denen es zu Zusammenstößen von U-Booten oder einem Auftreffen auf Unterwasserstrukturen (Felsen, Boden, etc.) kam, werden hier nicht gelistet: die für Gefechtsbedingungen bzw. militärische Auseinandersetzungen konstruierten Schiffe haben sich als robust genug erwiesen, dass es hierbei nicht zu den genannten Unfallkonsequenzen gekommen ist /OEL 96/. Die Aufstellung der Unfallszenarien dient einem Überblick, welche Abläufe zu schwerwiegenden Vorfällen geführt haben/führen können und damit eine Relevanz für die Betrachtung der Referenzszenarien „Notfälle auf Meeres- oder Oberflächengewässern“ haben. Es ist hierbei jedoch auch zu beachten, dass manche Unfälle mehrere Jahrzehnte zurückliegen, und dass heutige Sicherheitsvorkehrung oder Bauweisen bestimmte Unfallabläufe verhindern oder zu einem abweichenden Ausgang führen könnten.

Die Informationen sind, wenn nicht anders angegeben, aus /OEL 96/ übernommen; zu weiteren Details wie Quellenlage, Informationssicherheit und anderen Angaben zu den Unfällen sei auf /OEL 96/ verwiesen. Insbesondere durch militärische Geheimhaltung kann die Auflistung unvollständig sein.

Tab. 5.4 Dokumentierte Unfälle mit nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen /OEL 96/

Jahr	Schiff(styp), Land	Unfallszenario
1960	U-Boot der November-Klasse, K-8 (UdSSR)	Vermutetes Leck im Dampferzeuger während einer Übung in der Barentssee; Druckabfall im Primärkreislauf. Vermutet wird die Nutzung von Helium zur Druckregulierung im Primärkreislauf. Abschaltung des Reaktors und Versuch der provisorischen Kühlung des Reaktors. Radioaktive Freisetzung in verschiedene Bereiche des Schiffes. Das Schiff konnte aus eigener Kraft in den Hafen zurückkehren.
1961	U-Boot der Hotel-Klasse, K-19 (UdSSR)	Leckage in einer Kühlmittleitung während voller Geschwindigkeit während einer Übung. Vermutet wird ein Überdruck während des erstmaligen Anfahrens des Reaktors, der zu Deformationen von Leitungen im Primärkreislauf führte (400 atm statt der Auslegung von 200 atm). Vermutlich gab es keine Notfallkühlungsmechanismen oder diese funktionierten nicht; die Temperatur des Kerns stieg auf 800 °C mit der Gefahr einer Kernschmelze. Eine improvisierte Kühlung (Trinkwasservorräte) konnte die Kernschmelze verhindern; nach verschiedenen Quellen starben bis zu 30 Besatzungsmitglieder durch radioaktive Freisetzungen innerhalb des Schiffs, unter anderem durch Ausbruch eines Feuers, Löschversuchen und hauptsächlich den Arbeiten zur Verhinderung der Kernschmelze.
1962	SSN Skate (USA)	Leck im Meerwasser-Kühlsystem; Wasser drang in den Maschinenraum ein (U-Boot getaucht), nach Auftauchen des Schiffes konnte eine weitere Flutung gestoppt werden. Keine weiteren, insb. radiologischen Folgen.
1963	SSN Thresher (USA)	Eindringendes Wasser (defekte Rohre im Salzwassersystem) während des Tauchgangs führte vermutlich zu einem (schiffsweiten) Stromausfall. Das U-Boot sank und zerbrach durch den Wasserdruck in mehrere Teile (keine Bergung, Wrackteile in 2.600 m Tiefe). Der Unfall scheint keinen direkten Bezug zu einer Fehlfunktion des Kernreaktors zu haben.

Jahr	Schiff(styp), Land	Unfallszenario
1964	U-Boot der November-Klasse, K-27 (UdSSR)	Erstes sowjetisches U-Boot mit flüssigmetallgekühlten Reaktoren. Das Kühlmittel eines Reaktors fror vermutlich aus, konnte später jedoch wieder auf die korrekte Betriebstemperatur gebracht und die Fahrt fortgesetzt werden.
1965	U-Boot der November-Klasse, K-11 (UdSSR)	Kritikalitätsunfall (nach manchen Angaben: zwei kurz aufeinanderfolgende) während der Revision/Befüllung mit Brennstoff in Severodvinsk. Die Reaktorkomponente mit den Kontrollstäben wurde zu hoch angehoben, sodass es zu einer Kettenreaktion kam. Ein ausbrechendes Feuer wurde mit CO ₂ , Frischwasser und zuletzt mit Meerwasser gelöscht; kontaminiertes Wasser gelang in verschiedene Teile des Schiffes.
1966	Eisbrecher NS Lenin	Es wird von einer Kernschmelze in einem der drei Kernreaktoren des Schiffes ausgegangen, vermutlich während einer Neubeladung mit Brennstoff. Dabei wurde durch einen Fehler das Kühlwasser vollständig abgelassen, die Nachzerfallswärme verursachte ein teilweises Schmelzen des Kerns. Ein zweiter Unfall ereignete sich beim Reparaturversuch eines Lecks im Kühlkreislauf; das Öffnen des biologischen Schilds führte zu einer weiteren Beschädigung der Rohrleitungen /PAV 09/.
1968	Experimentelles U-Boot, K-27 (UdSSR)	Reaktorunfall an Bord des U-Bootes, das mit zwei metallgekühlten Reaktoren (Blei, Bismut) betrieben wurde. Ein Leck im Dampfzeuger verhinderte den korrekten Fluss des Kühlmittels, das daraufhin regelmäßig gereinigt werden musste. Durch eine geplante Übung wurden diese Arbeiten bewusst nicht durchgeführt; bei voller Leistung kam es zu einem Kühlmittleck, Teile des Reaktors schmolzen. Es kam zu erheblichen radioaktiven Freisetzungen im Schiff.
1968	U-Boot der Yankee-Klasse, K-140 (UdSSR)	Kritikalitätsunfall durch fehlerhafte Einstellungen der Steuerung der Steuerstäbe (wurden herausgezogen anstatt eingefahren); der Reaktor schaltete sich daraufhin vermutlich selbst ab; es gab keine Unfallopfer.
1970	U-Boot der Charlie-Klasse, K-8 (UdSSR)	Kritikalitätsunfall durch nur provisorisch installierte Steuerstäbe

Jahr	Schiff(styp), Land	Unfallszenario
1972	U-Boot der Hotel-II-Klasse (UdSSR)	Mehrere Feuer, hohe Verluste bei der Besatzung (30 Besatzungsmitglieder starben durch die Brände). Der Unfall stand nicht im direkten Zusammenhang mit dem Kernreaktor, dieser musste jedoch abgeschaltet werden und ließ das U-Boot ohne Antrieb zurück. Radioaktivität trat nicht aus.
1972	U-Boot der Alfa-Klasse, K-377 (UdSSR)	Das flüssige Metallkühlmittel (Pb-Bi) erstarrte und konnte nicht wieder verflüssigt werden.
1973	SSN Guardfish (USA)	Es kam zu einem Leck im Primärkreislauf, dieses konnte jedoch von der Mannschaft noch während des Betriebs repariert werden, ohne dass es zu weiteren Vorfällen kam - daher wird das Ereignis zumeist nicht als „Unfall“ deklariert.
1978	U-Boot der Delta-I-Klasse (UdSSR)	Ein nicht näher spezifizierter Unfall, bei dem mit hoher Wahrscheinlichkeit der Kernreaktor involviert war. Drei Todesfälle in der Besatzung.
1979	U-Boot der Echo-I-Klasse (UdSSR)	Einer der zwei Reaktoren erlitt einen Kühlmittelverluststörfall, ausgelöst vermutlich durch menschliches Versagen (falsche Bedienung eines Schaltpults) oder unzureichend ablesbare Anzeigen am Schaltpult
1980	U-Boot, K-222 (UdSSR)	Kritikalitätsunfall während der Revision ohne weitreichende Konsequenzen (geschlossene Strukturen, begrenzter Schaden am Brennstoff)
1982	U-Boot der Alfa-Klasse, K-123 (UdSSR)	Das flüssige Metallkühlmittel (Pb-Bi) erstarrte und konnte nicht wieder verflüssigt werden. Ein Leck im Kühlmittelkreislauf wurde vermutet.
1985	U-Boot der Echo-II-Klasse (UdSSR)	Kritikalitätsunfall während der Revision mit erheblicher atmosphärischer Freisetzung, für Details siehe 5.1.1 /TAK 01/
1985	U-Boot der Echo-II/Charlie-Klasse (UdSSR)	Verschiedene Quellen berichten von zwei ähnlichen Unfällen mit verschiedenen U-Boot-Klassen. Vermutlich handelt es sich nur um einen einzigen Kühlmittelverlustunfall.

Jahr	Schiff(styp), Land	Unfallszenario
1989	U-Boot der Echo-II-Klasse, K-192 (UdSSR)	Kühlmittelverlustunfall eines der beiden Kernreaktoren mit Kernschaden. Der Kühlmittelverlust sollte durch in der Nähe befindliche Schiffe ausgeglichen werden (Trinkwasservorräte), wobei es vermutlich zu weiteren Problemen kam. Die Dieselgeneratoren konnten gestartet werden und das Schiff Richtung Hafen (Severomorsk) fahren. Beobachteter Rauch/Dampf stammte womöglich aus dem Reaktor. Norwegischen Behörden nach wurden geringe Mengen I-131 nachgewiesen.

5.1.1 Rekritikalitätsunfall am Beispiel des Unfalls in der Chazma Bucht

Die Überholung von Schiffen in einer Werft umfasst neben Reparatur und Instandsetzungsarbeiten auch die Modernisierung oder Erneuerung von Komponenten. Bei nuklear angetriebenen Schiffen gehört hierzu zumeist auch die Revision der kernbrennstoffführenden Komponenten, bei der verbrauchter Kernbrennstoff durch neuen ersetzt wird.

Die Prozedur ist sehr zeitaufwändig: bei der US-Marine werden für die Schiffsrevision von nuklear betriebenen U-Booten ein bis zwei Jahre angesetzt, für Flugzeugträger bis zu drei Jahre. Die Zeiträume zwischen den Revisionen variieren zwischen 5 und 20 Jahren, für Flugzeugträger der Nimitz-Klasse sind es bis zu 25 Jahre. Moderne Reaktoren sind mittlerweile als sogenannte LOS-Reaktoren (engl. Life-of-the-Ship-Reactor) konzipiert: die Lebensdauer des Reaktors ist gleich der geplanten Lebensdauer des Schiffes, sodass die komplexe Prozedur während der gesamten Einsatzzeit umgangen wird.

In der Vergangenheit kam es bei der sowjetischen Marine während des Revisionsprozesses zu mehreren Kritikalitätsunfällen, die teils mit erheblichen Freisetzen (atmosphärisch oder schiffweit) einhergingen. Eine Übertragbarkeit der Unfallszenarien mit ihrem jeweiligen Reaktordesign auf heutige Atom-U-Boote (russische oder jene anderer Nationen) ist kaum oder nur sehr eingeschränkt möglich. Darüber hinaus kann die Revision von Atom-U-Booten nur in eigens dafür eingerichteten (militärischen) Werften durchgeführt werden, was mögliche Unfallorte der sonst naturgemäß mobilen Wasserfahrzeuge erheblich eingrenzt.

Dennoch soll hier exemplarisch der Kritikalitätsunfall in der Chazma-Bucht von 1985 dargestellt werden, der als reales Unfallszenario erste Informationen für mögliche Unfälle ähnlicher Art liefern kann.

Kritikalitätsunfall in der Chazma-Bucht

Der Unfall ereignete sich am 10. August 1985 im Rahmen einer regulären Revision mit Austausch der Brennelemente des Atom-U-Boots K-431 im sowjetischen Marinestützpunkt in der Chazma-Bucht nahe Wladiwostok (russische Pazifikküste).

Der Brennelementwechsel umfasst das Entladen abgebrannter Brennelemente und anschließend das Laden neuer Brennelemente, hier durch ein spezielles „Serviceschiff“. Der Vorgang erfordert das Entfernen des oberen Deckels des Reaktordruckbehälters, in dem sich sämtliche Steuerstäbe befinden. Damit die Anordnung auch ohne die Steuerstäbe unterkritisch bleibt, wird das Kühlwasser aus dem Reaktor abgelassen, wobei der Abfuhr der Nachzerfallswärme und einer ausreichenden Abschirmung der Strahlung nachgekommen werden muss. Es ist zu vermuten, dass nach der Reaktorabschaltung eine gewisse Abkühlzeit des Reaktors eingehalten wurde; hierzu liegen nach /TAK 01/ jedoch keine Informationen vor.

Der Brennelementwechsel umfasst mehrere Schritte:

1. Das gesamte Wasser wird aus dem Primärkreislauf abgelassen; die Wasserfreiheit wird überprüft
2. Der Kran des Serviceschiffs entfernt den oberen Deckel mit den Steuerstäben
3. Die Vorrichtung zur Entnahme/zum Einfüllen des Kernbrennstoffs wird über dem Kern positioniert
4. Die abgebrannten Brennelemente werden aus dem Kern entfernt und im Brennstofftransferbehälter gelagert; frische Brennelemente werden in den Reaktor verladen
5. Der Kran des Serviceschiffs bringt den Deckel mit den Steuerstäben in Position und schließt den Reaktor.
6. Der Primärkreis wird mit Kühlwasser geflutet und die Dichtheit des Deckels überprüft

Der Unfall ereignete sich im letzten Schritt des Brennelementwechsels: Die Arbeiter erkannten eine Undichtigkeit im Deckel und entschieden, ohne Einhaltung der in diesem Fall notwendigen Vorschriften, den Deckel mit dem Kran anzuheben, um das Problem zu beheben. Das bereits eingefüllte Kühlwasser im Primärkreislauf wurde nicht abgelassen, Maßnahmen zur korrekten Positionierung der Steuerstäbe wurden nicht durchgeführt.

Als der Deckel wenige Zentimeter angehoben war, fuhr ein Torpedoschiff der sowjetischen Marine so nah an dem Serviceschiff vorbei, dass jenes durch den Wellengang ins Schaukeln geriet. Der lange Arm des Krans bewegte sich unkontrolliert, was dazu führte, dass sämtliche Steuerstäbe im angehobenen Deckel verschoben wurden: Die folgende schnelle Reaktivitätszufuhr verursachte einen enormen Energiestoß, gefolgt von einer Dampfexplosion, die den 12 Tonnen schweren Deckel fortschleuderte. Der Schiffskörper des Atom-U-Boots wurde teilweise zerstört. Eine radioaktive Wolke stieg bis zu 50 m hoch und wurde nach Nordwesten geweht.

In einem der Explosion folgenden Brand, der erst nach vier Stunden gelöscht werden konnte, wurde radioaktives Material für mehrere Stunden freigesetzt und kontaminierte einen Bereich von 50 bis 100 Meter um das Schiff.

Nach /TAK 01/ wurden aktivierte Stoffe wie Co-60 und Mn-54 von der Oberfläche des Reaktorbehälters freigesetzt. Die Aktivität kurzlebiger radioaktiver Edelgase wurde auf 74 PBq der insgesamt freigesetzten 259 PBq geschätzt. Nach der Explosion brach ein Feuer aus; es ist jedoch zu vermuten, dass das Feuer keine erheblichen Mengen radioaktiver Aerosole erzeugte, da nur wenige radioaktive Stoffe im Reaktor verblieben. Da der Kern mit frischem Brennstoff beladen war, waren radioaktive Nuklide wie Cs-137, Cs-134 und Sr-90 aus radioökologischer Sicht vernachlässigbar. Nach dem Zerfall radioaktiver Nuklide mit kurzer Halbwertszeit galt das radioaktive Jod als Hauptursache der Strahlendosis.

In /TAK 01/ wird für die Ausbreitungsrechnungen, für deren Details auf die Publikation verwiesen wird, eine Iod-Freisetzung nach Tab. 5.5 angenommen.

Tab. 5.5 Freisetzung radioaktiven Iods in die Atmosphäre im Rekritikalitätsunfall in der Chazma Bucht /TAK 01/

Nuklid (Halbwertszeit)	Aktivität [GBq]
I-131 (8,04 Tage)	29
I-133 (20,8 Stunden)	620
I-135 (6,61 Stunden)	1.840

Der Rekritikalitätsunfall in der Chazma-Bucht trat mit frischem Brennstoff während der Neubeladung des Reaktors auf. Es kann angenommen werden, dass eine Übertragbarkeit dieses Szenarios (auf andere Schiffstypen, Unfallabläufe, Brennstoffmengen, Abbrand) nur sehr eingeschränkt möglich ist; der Unfallablauf und die Freisetzung der genannten Radionuklide bzw. ihrer Aktivität ist für dieses Vorhaben als ein mögliches Beispiel für Freisetzungen während eines Rekritikalitätsunfalls während der Beladung eines Reaktors mit frischem Brennstoff anzusehen.

5.2 Referenzunfall: nuklearbetriebene Kriegsschiffe in Häfen Australiens

Im Rahmen internationaler Zusammenarbeit erlaubt die Regierung Australiens das temporäre Anlegen konventionell und nuklearbetriebener Kriegsschiffe verbündeter Nationen in australischen Häfen für bestimmte, klar definierte Tätigkeiten (z. B. Erholung der Besatzung; nicht aber Arbeiten, welche die Integrität des nuklearen Antriebs einschränken würden) und unter strenger Berücksichtigung von Prozeduren des allgemeinen und radiologischen Notfallschutzes /ARP 00/.

Für die Notfallplanung werden die radiologischen Folgen eines schweren hypothetischen Unfallszenarios berechnet und mit radiologischen Akzeptanzkriterien verglichen. Ein hypothetischer „Referenzunfall“ wird als oberes Risiko für die umliegende Bevölkerung ausgewählt und dient der Planung von Notfallvorkehrungen. Die Verwendung eines solchen Referenzunfalls bildet auch die Grundlage für die Beurteilung der Angemessenheit der Notfallplanung für Forschungsreaktorstandorte in Australien. Ziel des Referenzunfalls ist es, die Planung von Notfallmaßnahmen zu unterstützen, die im Falle eines Unfalls auf einem nuklearbetriebenen Kriegsschiff mit der Freisetzung von Radionukliden aus dem Kernreaktor dieser Schiffe greifen würden. Die berechneten Folgen dieses Szenarios werden mit den Akzeptanzkriterien des Hafens verglichen, um hafenspezifisch zu bestimmen, ob die Auswirkungen des Referenzunfalls auf die umliegende Bevölkerung jene Kriterien erfüllen. Darüber hinaus werden Notfallplanungszonen, die auf den

berechneten Folgen des Referenzunfalls basieren, von den Notfallplanungsbehörden bei der Entwicklung hafenspezifischer Notfallvorkehrungen verwendet. Öffentlich zugängliche Berichte zur Dokumentation der Maßnahmen und Bewertungen für zugelassene Häfen wurden regelmäßig von der Australischen Strahlenschutz- und Nuklearsicherheitsbehörde ARPANSA /ARP 25/ veröffentlicht.

Ein erster Referenzunfall, der als Grundlage für Hafenbewertungen diente, wurde in den 1970er Jahren entwickelt und basierte auf den damals verfügbaren Informationen und möglichen Rechenkapazitäten. Seitdem haben sich wesentliche Änderungen ergeben, etwa verbesserte Modellierungsmöglichkeiten, mehr Informationen über die Sicherheitsbehälter nuklearbetriebener Kriegsschiffe und gesundheitsphysikalischen Daten zu Interventionsniveaus für Gegenmaßnahmen im Falle eines Unfalls. Diese Änderungen führten zur Entscheidung der zuständigen Behörden (insb. des Visiting Ships Panel (Nuclear), VSP(N)), unterstützt von den Bundesstaaten und Territorien Australiens, den für Hafenbewertungen verwendeten Referenzunfall zu überprüfen und zu überarbeiten. Die für dieses Vorhaben relevanten Ergebnisse des „Referenzunfalls von 2000“ /ARP 00/ werden im Folgenden zusammengestellt.

Für den Referenzunfall von 2000 wurde ein einzelnes Unfallszenario gewählt, um für die Notfallplanung ein Höchstisiko für die umliegende Bevölkerung darzustellen. Wie der Referenzunfall von 1975 geht auch der Referenzunfall von 2000 von einem begrenzten Kühlmittelverlustunfall aus. Das auslösende Ereignis für dieses Szenario ist ein Ausfall der Rohrleitungen des Primärkühlkreislaufts an Bord des nuklearbetriebenen Kriegsschiffes /ARP 00/. Dies führt zu einem Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf und zur anschließenden Überhitzung und zum Schmelzen des Kernbrennstoffs im Reaktorkern. Der Unfall wird als begrenzter Kühlmittelverlustunfall angesehen, da angenommen wird, dass die primäre und sekundäre Sicherheitshülle intakt bleiben. Daher gelangt nur ein kleiner Teil der aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte in die Atmosphäre.

Der zur Modellierung der Folgen des Referenzunfalls von 2000 verwendete Computercode ist der ACCIDENT-Code (siehe z. B. /LLO 20/), ein allgemeiner Code zur Bewertung der Folgen von Kernreaktorunfällen, der vom australischen Nuclear Safety Bureau entwickelt und seitdem verschiedenen Prüfungen mit anderen, auch international genutzten Programmen (z. B. PC COSYMA, /JON 96/) unterzogen und validiert wurde.

Bei der Berechnung der Folgen des Referenzunfalls von 2000 wurden zwei Klassen von nuklear betriebenen Kriegsschiffen berücksichtigt: U-Boote und kleinere Schiffe

(Oberfläche) sowie Flugzeugträger der NIMITZ-Klasse. Ein wichtiger Faktor bei der Abschätzung der Unfallfolgen ist die Dauer der Freisetzung, die in den Einlaufbedingungen in den Hafen geregelt ist. Als Voraussetzung für die Einfahrt in australische Häfen gilt für U-Boote und kleinere Überwasserschiffe eine Frist von 24 Stunden nach einem Unfall. Für Flugzeugträger der NIMITZ-Klasse, die über eine höhere Reaktorleistung verfügen, gilt eine Frist von zwei Stunden nach einem Unfall. Die wichtigsten Änderungen an den Modellen, Parametern und Annahmen zur Berechnung der Folgen des Referenzunfalls für U-Boote und kleinere Überwasserschiffe sowie Flugzeugträger der NIMITZ-Klasse sind (Angaben dienen nur einem Überblick möglicher Einflussfaktoren; programmspezifische Konsequenzen von Änderungen dieser Parameter können an dieser Stelle nicht gegeben werden, hier wird auf /FRI 97/ verwiesen):

- überarbeitete Schätzungen der Reaktorleistung und der Betriebsgeschichte des Kerns
- überarbeitete Anteile für die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Kern
- überarbeitete Schätzungen der Leckrate im Sicherheitsbehälter unter Berücksichtigung des Vorhandenseins eines sekundären Sicherheitsbehälters
- Einbeziehung eines verbesserten Modells zur Ablagerung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter
- überarbeitetes atmosphärisches Dispersionsmodell unter Berücksichtigung aktualisierter Informationen zu Windrichtungsvariabilität, atmosphärischen Turbulenzen und Geländeunebenheiten
- Einbeziehung eines Modells zur Bodenablagerung von Spaltprodukten
- aktualisierte Umrechnungsfaktoren für die Strahlungsdosis für Inhalation und Wolkenschein
- Einbeziehung eines Modells zur effektiven Inhalationsdosis
- Aufnahme eines Modells für die Bodenstrahlung
- überarbeitete Kriterien für Gegenmaßnahmen nach einem Unfall

Unter Einbeziehung der genannten Charakteristika (insb. Reaktorleistung, Revision, Betriebsgeschichte vor dem Unfall zur Bestimmung der Spaltprodukte) für U-Boote, Wasserfahrzeuge (Oberfläche) und Flugzeugträger der Nimitz-Klasse wurden in /ARP 00/ für

den Referenzunfall Freisetzungssanteile und Quellterme bestimmt. Erstere sind für die wichtigsten Nuklide in Tab. 5.6 gegeben.

Tab. 5.6 Kernfreisetzungssanteile für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/

Nuklid(e)	Freisetzungssanteil
Xe, Kr	100 %
I, Br	50 % (davon 98 % in Form von anorganischem Iod)
Cs, Rb	30 %
Te, Sb	15 %
Ba, Sr	5 %
Ru	2 %
Mo, Tc, Rh	1 %
Ce, La, Pr, Y	1 %
Nb, Zr	1 %

Die Leckrate von Spaltprodukten aus dem Reaktorsicherheitsbehälter in die Atmosphäre hängt von der Menge der im Sicherheitsbehälter befindlichen Spaltprodukte und der Dichtheit des Sicherheitsbehältersystems ab. Im ACCIDENT-Modell /FRI 97/ verringert sich die Menge jedes zunächst im Sicherheitsbehälter befindlichen Spaltprodukts mit der Zeit nach dem Unfall aufgrund von Ablagerungen auf Oberflächen im Sicherheitsbehälter, radioaktivem Zerfall und Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter. Die Ablagerungsrate jedes Radionuklids wird aus der berechneten Menge des im Sicherheitsbehälter befindlichen Nuklids, den Abmessungen des Sicherheitsbehälters (Oberfläche und Volumen) und der Ablagerungsrate des Nuklids auf den Oberflächen des Sicherheitsbehälters bestimmt.

Die unfallspezifischen Parameter, die zur Berechnung der Freisetzung jedes Spaltprodukts in die Atmosphäre herangezogen werden, sind /FRI 97/, /ARP 00/:

- die Leckrate im Sicherheitsbehälter;
- die Ablagerungsgeschwindigkeiten im Sicherheitsbehälter
- das Verhältnis von Rückhaltefläche zu Volumen.

Die sich für das Referenzunfallszenario ergebenden Quellterme nach /ARP 00/ sind in Tab. 5.7 und Tab. 5.8 gegeben.

Tab. 5.7 U-Boote und kleinere Wasserfahrzeuge (Oberfläche): Quellterm für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Kr-83m	2,83E+12
Kr-85	1,06E+12
Kr-85m	1,48E+13
Kr-87	9,53E+12
Kr-88	2,88E+13
Xe-131m	2,20E+11
Xe-133	9,02E+13
Xe-133m	3,10E+12
Xe-135	1,03E+13
Xe-135m	1,35E+12
I-131	8,67E+12
I-132	1,05E+13
I-133	3,62E+13
I-134	8,86E+12
I-135	2,61E+13
Br-82	2,10E+08
Cs-134	6,41E+12
Cs-136	9,59E+12
Cs-137	1,74E+12
Cs-138	2,95E+12
Rb-88	9,09E+11
Rb-89	1,04E+12
Te-127	1,82E+11
Te-129	3,87E+11
Te-129m	2,06E+11
Te-131m	6,96E+11
Te-132	5,39E+12
Te-133m	1,67E+12
Sb-125	9,86E+09
Sb-127	1,60E+11
Sb-129	1,05E+12
Ba-139	1,07E+12

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Ba-140	1,57E+12
Sr-89	8,75E+11
Sr-90	2,79E+11
Sr-91	2,73E+12
Sr-92	1,42E+12
Ru-103	2,29E+12
Ru-105	1,27E+11
Ru-106	2,53E+10
Mo-99	5,43E+11
Tc-99m	4,38E+11
Rh-105	9,29E+10
Ce-141	2,40E+11
Ce-143	6,17E+11
Ce-144	1,77E+11
La-140	6,39E+11
La-141	4,06E+11
Pr-143	2,89E+11
Pr-145	3,14E+11
Y-90	5,19E+11
Y-91	2,13E+11
Y-92	3,71E+11
Y-93	5,82E+11
Nb-95	2,49E+11
Nb-97	1,83E+11
Zr-95	2,22E+11
Zr-97	6,20E+11
Total Xe, Kr	2,55E+14
Total I, Br	9,04E+13
Total Cs, Rb	2,26E+13
Total Te, Sb	9,75E+12
Total Ru	7,95E+12
Total Mo, Tc, Rh	3,81E+11
Total Ce, La, Pr, Y	1,07E+12
Total Nb, Zr	4,37E+12
Total andere	1,27E+12

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Total	3,93E+14

Tab. 5.8 Flugzeugträger der Nimitz-Klasse: Quellterm für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Kr-83m	5,70E+12
Kr-85	6,65E+11
Kr-85m	1,75E+13
Kr-87	2,38E+13
Kr-88	4,40E+13
Xe-131m	1,39E+11
Xe-133	5,80E+13
Xe-133m	2,07E+12
Xe-135	9,12E+13
Xe-135m	5,05E+12
I-131	9,38E+12
I-132	2,27E+13
I-133	4,34E+13
I-134	2,79E+13
I-135	3,86E+13
Br-82	2,40E+08
Cs-134	6,96E+12
Cs-136	1,05E+13
Cs-137	1,88E+12
Cs-138	1,04E+13
Rb-88	3,38E+12
Rb-89	3,88E+12
Te-127	2,50E+11
Te-129	1,11E+12
Te-129m	2,24E+11
Te-131m	8,17E+11
Te-132	6,03E+12
Te-133m	5,19E+12

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Sb-125	1,07E+10
Sb-127	1,79E+11
Sb-129	1,78E+12
Ba-139	2,88E+12
Ba-140	1,72E+12
Sr-89	9,51E+11
Sr-90	3,03E+11
Sr-91	3,74E+12
Sr-92	2,89E+12
Ru-103	2,49E+11
Ru-105	2,15E+11
Ru-106	2,75E+10
Mo-99	6,11E+11
Tc-99m	6,71E+11
Rh-105	1,08E+11
Ce-141	2,62E+11
Ce-143	7,19E+11
Ce-144	1,92E+11
La-140	7,36E+11
La-141	7,14E+11
Pr-143	3,16E+11
Pr-145	4,82E+11
Y-90	5,85E+11
Y-91	2,32E+11
Y-92	6,79E+11
Y-93	7,87E+11
Nb-95	2,71E+11
Nb-97	5,19E+11
Zr-95	2,41E+11
Zr-97	7,71E+11
Total Xe, Kr	2,48E+14
Total I, Br	1,42E+14
Total Cs, Rb	3,70E+13
Total Te, Sb	1,56E+13
Total Ba, Sr	1,25E+13

Isotop	Freisetzung in die Atmosphäre [Bq]
Total Ru	4,91E+11
Total Mo, Tc, Rh	1,39E+12
Total Ce, La, Pr, Y	5,70E+12
Total Nb, Zr	1,80E+12
Total	4,65E+14

5.3 Generisches Konzept zur Abschätzung von Quelltermen für nuklearbetriebene Wasserfahrzeuge

Wie Tab. 5.2 zu entnehmen ist, kommt bei den zurzeit in Betrieb befindlichen nukleargetriebenen Wasserfahrzeugen eine Vielzahl unterschiedlicher Reaktortypen zum Einsatz. Der Informationsstand aufgrund frei verfügbarer Unterlagen zu den jeweiligen Reaktoren ist sehr heterogen. Bei vielen Reaktortypen ist keine ausreichende Datenbasis für eine Detailanalyse potenzieller Unfallabläufe und die Berechnung entsprechender Quellterme verfügbar.

Für einige wenige Reaktortypen reichen die Informationen zum Kern, zum Reaktordruckbehälter, zum Containment sowie zu aktiven und passiven Sicherheitssystemen für eine thermodynamisch basierte Betrachtung von Unfallabläufen mittels einfacher Energiebilanzmodelle aus. Für diese Art der Modellierung sind insbesondere die in den einzelnen Komponenten enthaltenen Mengen von Wasser sowie die Masse und die Wärmekapazität der Komponenten wesentlich.

Das generische Konzept basiert auf dem Ansatz, Ergebnisse aus Analysen für Reaktortypen mit vergleichsweise guter Informationsbasis systematisch auf andere Reaktortypen zu übertragen. Das Konzept gliedert sich in die folgenden Schritte:

- Für diejenigen Reaktortypen mit einer ausreichenden Informationsbasis werden mittels eines einfachen Energiebilanzmodells Rechnungen unter unterschiedlichen Randbedingungen (z. B. Verfügbarkeit von Einspeisungsmöglichkeiten, Leckgrößen, Möglichkeiten einer Kritikalität, Verfügbarkeit und Einfluss passiver Systeme, Freisetzungspfade) durchgeführt. Hieraus ergibt sich eine Variationsbreite potenzieller Unfallabläufe für den betreffenden Reaktor.

- Für andere Reaktortypen mit schlechterer Datenbedeckung werden wesentliche Eigenschaften für die Variationsbreite der Ergebnisse aus den verfügbaren Informationen abgeschätzt. Dies betrifft insbesondere die Reaktorleistung, Art und Abmessungen von Reaktordruckbehälter und Containment und, sofern verfügbar, Informationen über Sicherheitssysteme. Aus diesen Informationen werden direkt oder indirekt die notwendigen thermodynamischen Eigenschaften des Systems für die Energiebilanzmodellierung abgeschätzt.
- Die für die Reaktoren mit guter Datenbedeckung durchgeführten Rechnungen werden für die Reaktoren mit schlechterer Datenbedeckung aufgrund dieser skalierten Eingabeparameter wiederholt.
- Alle betrachteten Ereignisabläufe werden nach einem einheitlichen, qualitativen Schema bezüglich ihrer Plausibilität und Eintrittsmöglichkeit qualitativ bewertet. Die potenziellen Freisetzungen werden, basierend auf charakteristischen Unterschieden im zugrunde liegenden Schadensbild, einem mehrstufigen Klassifikationssystem zugeordnet.
- Aus diesem Verfahren wird für jeden Reaktor eine Bewertungsmatrix abgeleitet, in der qualitativ die potenzielle Relevanz der Auswirkungen mit der Plausibilität und der Einschätzung ihrer Eintrittsmöglichkeit verknüpft wird.

Fehlende Informationen müssen ggf. auch bei diesem Ansatz durch Annahmen ersetzt werden. In diesem Fall wird zu jeder Annahme die Variationsbreite in den Ergebnissen aufgrund des zugehörigen Unsicherheitsbereichs ermittelt.

Im Folgenden werden die wesentlichen Elemente des generischen Konzeptes sowie ihr Entwicklungsstand beschrieben.

5.3.1 Klassifikation potenzieller Ereignisabläufe

Die Klassifikation potenzieller Ereignisabläufe besteht aus einer Verknüpfung möglicher Schadensbilder mit entsprechenden potenziellen Freisetzungen. Sie dient einer möglichst einfachen Einteilung denkbarer Ereignisabläufe nach charakteristischen Unterschieden in den potenziellen radiologischen Folgen. Dadurch wird zum einen ein Rahmen festgelegt, nach dem zwischen unterschiedlichen Ereignisabläufen zu differenzieren ist. Zum anderen können damit Ereignisabläufe, die sich in Bezug auf ihre potenziellen radiologischen Auswirkungen nicht wesentlich unterscheiden, geeignet

zusammengefasst werden. Auf diese Weise kann das erforderliche Spektrum von Modellrechnungen festgelegt und gleichzeitig so klein wie möglich gehalten werden. Die Klassifikation verzichtet zudem auf konkrete Einwirkungsszenarien, da sie beim Schadensbild des betroffenen Reaktors ansetzt, das seinerseits von unterschiedlichen Einwirkungen hervorgerufen werden kann. Die folgenden Unterscheidungskriterien werden zur Charakterisierung des Schadensbildes verwendet:

- Eintreten eines Kernschadens,
- Überschreitung des Auslegungsdrucks des SHB,
- Druckentlastung des SHB mit dafür vorgesehenen Einrichtungen,
- Beschädigung des SHB,
- Wirksamkeit von Maßnahmen zur Zurückhaltung von Spaltprodukten bei kontrollierter Druckentlastung oder Beschädigung des Sicherheitsbehälters.

Darüber hinaus können in der Klassifikation noch zusätzliche Einflüsse berücksichtigt werden, die zu einer Beschleunigung oder Erhöhung potenzieller Freisetzungen beitragen können, wie z.B. die ereignisbedingte Reduktion verfügbarer Wasservorräte, Aufheizung des SHB oder dem Auftreten einer Rekritikalität, z. B. durch die Einspeisung von Meerwasser.

Tab. 5.9 Klassifikation potenzieller Ereignisabläufe für nuklearbetriebene Wasserfahrzeuge nach Schadensbild und potenziellen Freisetzungen

Stufe	Schadensbild	Freisetzungen
0	Kein Kernschaden	ggf. Kühlmittel- und Gap-Aktivität mit SB-Auslegungsleckage
A	Kernschaden mit Freisetzung in SB, SB intakt, kein Venting	Kerninventar mit SB-Auslegungsleckage
B	Kernschaden mit Freisetzung in SB, SB intakt, Venting	Kerninventar mit SB-Druckentlastung, ggf. mit Verzögerungen und Rückhaltung, z. B. Wasservorlage, Ablagerung
C1	Kernschaden mit Freisetzung in SB, SB beschädigt, mit effektivem Rückhalte-mechanismus	Kerninventar durch SB-Leck, ggf. mit Verzögerungen und Rückhaltung; z. B. Wasservorlage, Ablagerung
D1	Kernschaden mit Freisetzung in SB, SB beschädigt, ohne effektiven Rückhalte-mechanismus	Kerninventar durch SB-Leck, ohne effektive Verzögerungs- oder Rückhalte-mechanismen

Stufe	Schadensbild	Freisetzungen
C2	Wie C1, aber mit verschärfenden Faktoren (z. B. Kritikalität, großflächiges Versagen von RDB oder SB)	Wie C1, aber deutlich schnellere Freisetzung mit höherer Intensität, verringerte Effektivität der Rückhaltung, ggf. zusätzliche Nuklide
D2	Wie D1, aber mit verschärfenden Faktoren (z. B. Kritikalität, großflächiges Versagen von RDB oder SB)	Wie D1, aber deutlich schnellere Freisetzung mit höherer Intensität, ggf. zusätzliche Nuklide

Eine erste Fassung des resultierenden Schemas ist in Tab. 5.9 zusammengefasst. Dabei ist zu beachten, dass die Höhe der freigesetzten Aktivität unterschiedlicher Nuklide nicht eindeutig an die charakteristische Unterscheidung der Schadensbilder gebunden ist. So können unterschiedliche Schadensbilder und somit qualitativ unterschiedliche Freisetzungsrandbedingungen zu ähnlichen Freisetzungen führen, ebenso wie ähnliche Schadensbilder aufgrund weiterer, z. B. ereignisbedingter Randbedingungen zu charakteristischen Unterschieden in den resultierenden Freisetzungen führen können. Letztere Möglichkeiten sind nur durch entsprechende Rechnungen zu identifizieren und zu quantifizieren und daher in der Erstfassung der Klassifikation nicht a priori enthalten. Insofern können abhängig von den Ergebnissen der zur Charakterisierung der Variationsbreite von Freisetzungen durchzuführenden Rechnungen Modifikationen der Einteilung erforderlich werden.

5.3.2 Schema zur Plausibilitätsbewertung angenommener Ereignisabläufe

Für die Einschätzung des Gefährdungspotentials in Verbindung mit möglichen Unfällen nukleargetriebener Wasserfahrzeuge ist neben der Berechnung potenzieller Quellterme eine Bewertung der Plausibilität und Eintrittsmöglichkeit der zugrunde gelegten Ereignisabläufe erforderlich. Zu einer systematischen Bewertung können in diesem Zusammenhang die Ergebnisse einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 2 herangezogen werden. PSA der Stufe 2 sind für viele landbasierte Leistungsreaktoren durchgeführt worden. Für eine solche Analyse sind Detailkenntnisse zu den Systemen und Komponenten erforderlich, die i. d. R. nur beim Hersteller oder Betreiber vorliegen. Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen für Schiffsreaktoren sind nach derzeitigem Kenntnisstand nicht öffentlich zugänglich. Ebenso besteht keine realistische Möglichkeit, die erforderlichen Informationen als Eingabedaten für eine PSA der Stufe 2 zu beschaffen.

Verzichtet man auf eine Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit für die Plausibilitätsbewertung hypothetischer Ereignisabläufe, so kann diese ersatzweise durch die Einschätzung der Realitätsnähe und Eintrittsmöglichkeit der gewählten Randbedingungen erfolgen. Diese Vorgehensweise ermöglicht die Identifikation repräsentativer ungünstiger Ereignisabläufe, für die Randbedingungen gewählt werden, die gleichzeitig auf Basis verfügbarer Information als plausibel begründbar sind und zu einem ungünstigen Ablauf führen.

Im Folgenden wird eine Klassifikation von möglichen Ereignisabläufen in Bezug auf die auslösenden Ereignisse, den Unfallverlauf und die für das Ausmaß von potenziell freisetzungsrelevanten Systemrandbedingungen zusammengefasst. Es fand sich hierbei um ein qualitatives Schema, das im Wesentlichen auf empirisch basierten Schätzungen beruht, die zum Teil subjektiv sein können. Auch mit diesen Einschränkungen soll die Klassifikation das potenzielle Ereignisspektrum und die Auswahlmöglichkeiten repräsentativer Ereignisabläufe auf eine systematische Basis stellen.

Einteilung von Einwirkungen und Folgeereignissen

Die Einteilung von Einwirkungen und Folgeereignissen basiert auf der Annahme, dass nur massive mechanische und/ oder thermische Beaufschlagungen zu einer Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktionen der Schiffsreaktoren führen können. Detailanalysen zu entsprechenden Ereignissen sind nicht verfügbar. Die Einteilung orientiert sich daher wie folgt an generischen Überlegungen:

- *Unfallbedingte Einwirkungen:* Es wird von einem Unfall ausgegangen, bei dem eine hohe kinetische Energie auf das Schiff einwirkt und zu Schäden führen kann, die für die Sicherheit des oder der Reaktoren relevant sind. Beispiele sind Kollisionen mit anderen Schiffen oder Landmassen sowie der unfallbedingte Absturz eines Flugzeugs mit hoher Geschwindigkeit.
- *Einwirkungen mit militärischen Mitteln:* Im Unterschied zu unfallbedingten Einwirkungen sind bei militärischen Mitteln auch Szenarien plausibel, bei denen die Komponenten des Reaktors und ggf. des Sicherheitsbehälters punktuell mit einer hohen Energiedichte beaufschlagt werden. Somit sind bei dieser Variante der Einwirkung auch massivere Schadensbilder an den betreffenden Einrichtungen nicht auszuschließen.

- *Langanhaltender Brand als Folgeereignis:* Langanhaltende Brände sind in der Vergangenheit bei unterschiedlichen Schiffsunfällen bereits aufgetreten und sind daher auch in Verbindung mit sowohl unfallbedingten als auch militärisch herbeigeführten Einwirkungen nicht auszuschließen. Durch einen langanhaltenden Brand können sowohl zusätzliche Schäden hervorgerufen werden als auch die Wirksamkeit bestimmter Notfallmaßnahmen herabgesetzt werden, beispielsweise durch die Aufheizung von Wasservorräten, die zur Kühlung vorgesehen sind.
- *Auftreten von Schäden oder weiteren Einwirkungen als Folgeereignis:* In dieser zusätzlichen Kategorie wird die Möglichkeit betrachtet, dass Schäden an sicherheitsrelevanten Einrichtungen nicht nur bedingt durch die ursprünglichen Einwirkungen, sondern auch im Verlauf des Ereignisses, gegebenenfalls auch durch Maßnahmen zur Bewältigung, eintreten können. Beispielsweise kann der Versuch, den Reaktorkern durch Einspeisung mit unboriertem Wasser zu kühlen, eine Rekritikalität provozieren.

Einteilung der Randbedingungen für die Szenarienanalyse

Die Einteilung der Randbedingungen erfolgt nach Gesichtspunkten, die für die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele für den sicheren Betrieb eines Reaktors (Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente, Einschluss der radioaktiven Stoffe) relevant sind. Den generisch gewählten Gesichtspunkten sind zu diesem Zweck alle für die Szenarienanalyse relevanten Randbedingungen zuzuordnen. Diese können mit dem konkreten Reaktortyp variieren und müssen daher reaktorspezifisch festgelegt werden. Die folgende Aufzählung fasst die generischen Gesichtspunkte zusammen mit Beispielen für die reaktorspezifisch zuzuordnenden Randbedingungen zusammen:

- Reaktivitätskontrolle (z. B. Versagen der Schnellabschaltung, Unverfügbarkeit der Einspeisung mit boriertem Wasser);
- Einspeisung (z. B. Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen, der Noteinspeisepumpen oder der Druckspeichereinspeisung);
- Wärmeabfuhr (z. B. Ausfall der Wärmeabfuhr über Dampferzeuger (DE), Ausfall der aktiven/ passiven Kühlsysteme);
- Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und des Primärkreislaufs (z. B. Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (HKL), Leck am Übergang einer HKL zum RDB oder DE, Bruch einer Messleitung, Unverfügbarkeit der primärseitigen Druckentlastung);

- Integrität des Sicherheitsbehälters (SHB, z. B. Leck im Containment, Absenkung des Versagensdrucks durch Vorschädigung, Ausfall oder eingeschränkte Funktion von Systemen zur Wärmeabfuhr und zur Druckreduzierung);
- Versorgung sicherheitsrelevanter Systeme (z. B. Station Black Out (SBO));
- Auftreten ereignisbedingter Phänomene mit Eskalationspotential (z. B. Rekritikalität, Dampfexplosion, Wasserstoffexplosion).

Bewertungsstufen

Die für den jeweiligen Szenarienablauf relevanten Randbedingungen werden durch ein dreistufiges Schema qualitativ bewertet. Dieses Schema soll eine qualitative Einschätzung der Plausibilität des betrachteten Szenarios und damit seiner Relevanz für die Notfallplanung und Notfallreaktion ermöglichen. Aufgrund fehlender quantitativer Informationen zu Eintrittshäufigkeiten der jeweils szenarienspezifischen Kombination von Randbedingungen ist diese Einstufung mit subjektiven Einflüssen behaftet. Die folgenden Stufen werden verwendet:

- Stufe A - Unwahrscheinlich: Mit dieser Stufe werden Randbedingungen gewertet, mit deren Eintreten gerechnet werden muss, sofern die zugrunde gelegten Einwirkungen überhaupt das Potenzial haben, relevante Schäden am Reaktor und den für seinen sicheren Betrieb erforderlichen Systemen hervorzurufen. Die Bezeichnung berücksichtigt, dass derartig massive Einwirkungen und damit die entsprechenden Unfallszenarien, die sich aus entsprechend eingestuften Randbedingungen zusammensetzen, unwahrscheinlich sind.
- Stufe B - Extrem: Mit dieser Stufe werden Randbedingungen gewertet, die jeweils physikalisch und technisch möglich sind, deren Eintreten jedoch zusätzlich zum jeweils unterstellten Einwirkungsszenario und ggf. unabhängig von diesem als sehr unwahrscheinlich anzusehen ist. Szenarien, in denen diese als extrem bewerteten Randbedingungen enthalten sind, stellen deswegen sehr unwahrscheinliche Eskalationsvarianten gegenüber von Szenarien, die frei von diesen Randbedingungen sind, dar, sind jedoch nicht grundsätzlich auszuschließen.

- Stufe C - Unrealistisch: Das Eintreten der mit dieser Stufe bewerteten Randbedingungen ist entweder unter den vorausgesetzten Einwirkungen technisch nicht glaubwürdig oder nur unter der Annahme von Kombinationen weiterer Einflüsse, die ihrerseits als extrem einzustufen sind, denkbar. Szenarien, in denen diese Randbedingungen enthalten sind, können als entweder technisch auszuschließen oder als nicht glaubwürdig und damit für die Notfallplanung als von untergeordneter Relevanz angesehen werden. Dennoch ist es im Rahmen des generischen Konzepts gegebenenfalls sinnvoll, derartige Szenarien zur Identifikation von ungünstigen Konfigurationen, die zu extremen Freisetzen führen können, zu betrachten, um im Ereignisfall aus diesen Szenarien konservative Abschätzungsmöglichkeiten, insbesondere bei fehlenden Informationen zu den involvierten Reaktortypen und dem tatsächlichen Schadensbild, ableiten zu können.

Anwendungsbeispiel

Das Bewertungsverfahren befindet sich gegenwärtig in der Erprobungsphase. Als Anwendungsbeispiel wird im Folgenden eine Bewertung des Reaktortyps KLT-40 beschrieben. Dieser Schiffsreaktor russischer Bauart existiert in den Varianten KLT-40, KLT-40M und KLT-40S und kommt auf verschiedenen Eisbrechern, dem Frachtschiff „Sevmorput“ und dem schwimmenden Kernkraftwerk „Akademik Lomonossov“ zum Einsatz. Die für die Bewertung verwendeten Informationen über Sicherheitssysteme und Reaktorkenn-daten sind im Wesentlichen /IAEA 95/, /FAD 14/ sowie /REI 06/ entnommen. Das Ergebnis der Bewertung ist in Tab. 5.10 zusammengefasst. Bei der Interpretation ist zu beachten, dass es sich bei den Angaben um das Ergebnis einer experimentellen Bewertung handelt, die zur Erprobung des Verfahrens dient. Insbesondere wurde nicht das gesamte bei der Auftragnehmerin vorhandene Fachwissen als Grundlage zur Bewertung recherchiert und diskutiert. Diese Aufgabe bleibt zukünftigen Aktivitäten auf diesem Gebiet vorbehalten.

Tab. 5.10 Ergebnis der Plausibilitätsbewertung unterschiedlicher Szenarienrandbedingungen für Reaktoren des Typs KLT-40, KLT-40M oder KLT-40S

Einwirkung	Unfall (Kollision/FLAB)			Einwirkung mit mil. Mitteln			Folgebrand, langanhaltend			Als Folgeereignis im Ablauf		
	A	B	C	A	B	C	A	B	C	A	B	C
Reaktivitätskontrolle												
Versagen Schnellabschaltung	x			x					x			x
Unverfügbarkeit Einspeisung mit borierterem Wasser	x			x					x			x

Einwirkung	Unfall (Kollision/FLAB)			Einwirkung mit mil. Mitteln			Folgebrand, langanhaltend			Als Folgeereignis im Ablauf		
	A	B	C	A	B	C	A	B	C	A	B	C
Unverfügbarkeit aller Systeme zur Reaktivitätskontrolle		x			x				x			x
Einspeisung												
Ausfall Hauptkühlmittelpumpen	x			x			x			x		
Ausfall Notfalleinspeisung	x			x			x			x		
Ausfall Druckspeichereinspeisung		x		x					x	x		
Teilweise Unverfügbarkeit des Wasservorrats aus Dampferzeugern	x			x					x	x		
komplette Unverfügbarkeit des Wasservorrats aus Dampferzeugern		x		x								
signifikante zusätzliche Aufheizung des Kühlmittels			x			x		x				x
Wärmeabfuhr												
Ausfall Wärmeabfuhr über Dampferzeuger	x			x				x		x		
Ausfall aktive Kühlsysteme	x			x				x		x		
Ausfall passive Kühlsysteme		x			x			x			x	
Integrität der druckführenden Umschließung												
Bruch einer Hauptkühlmittelleitung		x		x					x	x		
Leck am Übergang HKL zum RDB oder DE	x			x					x	x		
Bruch einer Messleitung	x			x					x	x		
Unverfügbarkeit der primärseitigen Druckentlastung		x			x				x		x	
Beschädigung der primärseitigen Druckentlastung, Abblasen in SHB	x				x				x		x	
Vorschädigung RDB; Absenkung Versagensdruck		x		x					x	x		
Großflächiges RDB-Versagen			x		x				x		x	
Integrität des SHB												
Leck im Containment		x		x				x		x		
Vorschädigung des Containments; Absenkung Versagensdruck	x			x			x			x		
Ausfall des Containment-Flutungssystems	x			x					x	x		
Ausfall der Wärmeabfuhr über Wärmetauscher		x		x					x	x		
Reduzierte Funktion der Wärmetauscher	x			x			x			x		
Ausfall des Containment-Druckreduziersystems		x		x				x			x	
Reduzierter Wasservorrat des Containment-Druckreduziersystems	x			x			x			x		
Aufheizung des Containment-Druckreduziersystems vor Aktivierung			x			x	x			x		
Versorgung												
Station Black Out	x			x			x			x		
Phänomene												
Rekritikalität			x			x			x	x		

Einwirkung	Unfall (Kollision/FLAB)			Einwirkung mit mil. Mitteln			Folgebrand, langanhaltend			Als Folgeereignis im Ablauf		
	A	B	C	A	B	C	A	B	C	A	B	C
Dampfexplosion			x			x			x		x	
Wasserstoffexplosion			x			x			x		x	

5.3.3 Modellierungsverfahren

Zu Simulation der Vorgänge im RDB und SHB wird ein einfaches Energiebilanzmodell verwendet. Dabei wird auf die explizite Modellierung von Stoff- und Wärmeströmen verzichtet. Vielmehr werden die zu simulierenden Massen- und Energietransporte über einen Energieausgleich zwischen den einzelnen Komponenten berechnet. Die im Modell berücksichtigten Komponenten und Prozesse sind schematisch in Abb. 5.1 dargestellt. Als Komponenten werden jeweils der RDB, der SHB und das Druckaufbausystem getrennt betrachtet. Für jede Komponente wird vereinfachend eine homogene Temperatur in der Flüssigphase und Dampfphase des enthaltenen Wassers sowie der umschließenden Strukturen angenommen. Der Reaktorkern wird im Rahmen dieses Ansatzes als Energiequelle für alle betrachteten Prozesse abgebildet. Seine Nachzerfallswärme wird aufgrund seiner betrieblichen Leistung und seiner Abschaltzeit nach empirischen Formeln berechnet. Zusätzlich kann zur vereinfachten Darstellung einer Rekritikalität ein zeitlich beschränkter Leistungsimpuls vorgegeben werden. Die Nachzerfallswärme dient zunächst der Aufheizung des im RDB enthaltenen Wassers und Wasserdampfes. Bei der Aufheizung wird die Wärmekapazität des RDB berücksichtigt. Verdampfen und Kondensation des Wassers werden unter der Annahme berechnet, dass sich im RDB im Gasraum jeweils der Sättigungsdampfdruck des Wassers für eine gegebene Temperatur einstellt. Zusätzlich zum Wasserinhalt des RDB kann der Effekt weiterer Wasservorräte im Primärkreislauf (Druckhalter, DE) pauschal durch eine virtuelle Erhöhung des RDB-Wassergehalts abgebildet werden.

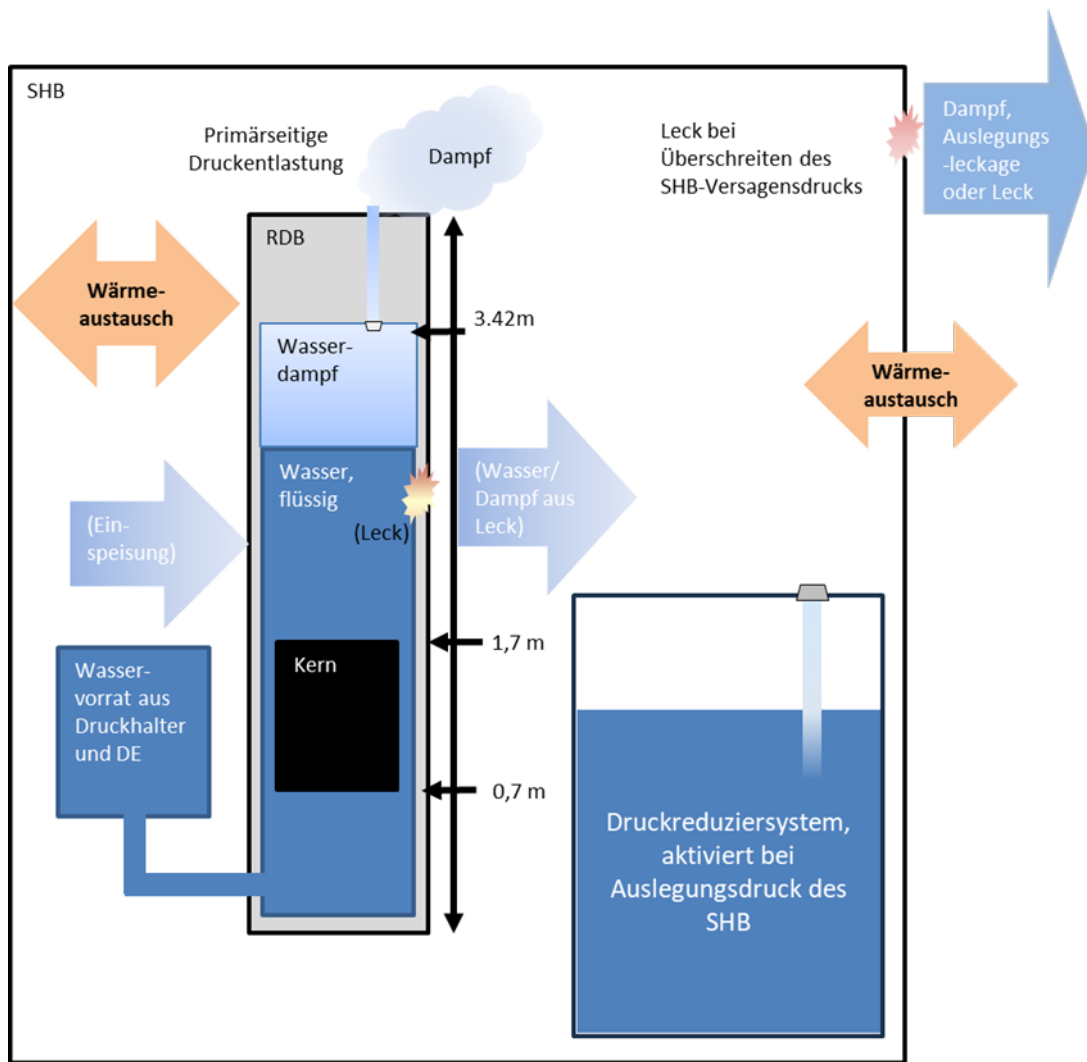


Abb. 5.1 Schematisierte Darstellung des Energiebilanzmodells zur vereinfachten Modellierung von Ereignisabläufen in Schiffsreaktoren, adaptiert für einen KLT-40M Reaktor

Prozesse in Klammern sind durch das Modell darstellbar, werden aber für die vorliegende Anwendung nicht simuliert.

Der Massenaustausch von flüssigem Wasser oder Wasserdampf zwischen RDB und SHB wird explizit in Abhängigkeit von der Querschnittsfläche von Öffnungen des RDB zum SHB, vom Druckunterschied sowie von den Dichteverhältnissen berechnet. Die Öffnung vom RDB zum SHB kann zu diesem Zweck wahlweise in Abhängigkeit vom Druck im Primärkreislauf ein Ansprechen der primärseitigen Druckentlastung, ein Versagen des RDB oder ein ereignisbedingtes Leck am RDB in einer vorgegebenen Höhe simuliert werden. Außerdem ist die Berücksichtigung einer Einspeisung durch das Notkühlsystem oder die Druckspeicher, jeweils ausgelöst durch entsprechende Drücke im RDB und

gegebenenfalls eingeschränkt durch zeitliche Vorgaben, möglich. Schließlich kann der Wärmeaustausch zwischen RDB und SHB über Konvektion und Wärmestrahlung stark vereinfacht in Form eines Relaxationsansatzes mit einer entsprechend empirisch vorzugegeben Zeitkonstante abgeschätzt werden.

Die Vorgänge im SHB werden analog zu den Prozessen im RDB modelliert. Wird der Auslegungsdruck des SHB erreicht, simuliert das Verfahren die Aktivierung des Druckabbausystems im SHB durch das Öffnen einer Berstscheibe. Zur Arbeitsweise wird vereinfachend angenommen, dass der in das System eingeleitete Dampf aus dem RDB vollständig in der Wasservorlage kondensiert und die dabei freiwerdende Kondensationswärme vollständig in die Erwärmung des Wasservorrats eingeht. Das System beendet im Rahmen des vereinfachten Modellansatzes seine Funktion, sobald der Sättigungsdampfdruck über der Wasservorlage den Auslegungsdruck des SHB erreicht und sich dadurch im Gasraum des Druckabbausystems eine weitere Berstscheibe zum SHB öffnet. Danach steigt der Druck im SHB weiter an und erreicht gegebenenfalls den Versagensdruck, der zu einer Öffnung des SHB führt. Solange der Versagensdruck nicht erreicht wird, berechnet das Modell einen geringen Massenfluss aus dem SHB in die Umgebung mittels einer vorgegebenen Auslegungsleckage. Das Ausströmen von Dampf aus dem SHB in die Umgebung wird analog zu den Massenflüssen aus dem RDB in den SHB berechnet. Der Wärmeaustausch des SHB mit der Umgebung wird ebenfalls über einen Relaxationsansatz mit einer eigenen Zeitkonstante modelliert.

Die Freisetzung wird für die Nuklidgruppen Edelgase, Jod und Cäsium berechnet. Zur Modellierung des Freisetzungsverhaltens wird das Fortschreiten der Kernzerstörung über einen einfachen Ansatz erfasst. Dabei wird für jeden Zeitschritt die Nachzerfallswärme jeweils neu freigelegten BE-Abschnitte anteilig als Energie, die für die Aufheizung und das Aufschmelzen des Kernbrennstoffs zur Verfügung steht, angenommen. Daraus kann die Masse der im jeweiligen Zeitintervall abschmelzenden BE-Anteile abgeschätzt werden. Es wird angenommen, dass Edelgase, Jod, und Cäsium instantan aus dem zerstörten Kernmaterial in die RDB-Atmosphäre freigesetzt werden und proportional zum Massenstrom des Wasserdampfs aus dem RDB in den SHB gelangen. Die Rückhaltung im SHB wird abhängig vom Aktivierungszustand des Druckabbausystems berechnet, um den reduzierenden Effekt der Wasservorlage auf die Freisetzung von Cäsium und Jod zu berücksichtigen. Dies wird durch die Vorgabe von unterschiedlichen Freisetzunganteilen für Jod und Cäsium mit und ohne Filtereffekte durch eine Wasservorlage erreicht. Die Freisetzung aus der SHB-Atmosphäre in die Umgebung wird proportional zur

Auslegungsleckage oder zum Massenfluss aus einem etwaigen Leck im SHB berechnet. Die modellierten Freisetzungsanteile für die drei betrachteten Nuklidgruppen und Freisetzungsraten werden mit statischen Proportionalitätsfaktoren auf weitere Nuklide übertragen und für jedes Nuklid entsprechend zerfallskorrigiert (vgl. Abschnitt 5.3.5 und Tab. 5.14).

5.3.4 Eingabedaten

Die Eingabedaten für das Simulationsmodell bestehen zum einen aus generisch vorgegebenen physikalischen Größen oder modelltechnischen Parametern. Zum anderen beziehen sich bestimmte Parameter auf den betrachteten Reaktortyp oder die Randbedingungen des angenommenen Ereignisablauf und sind daher reaktor- oder ereignisspezifisch festzulegen.

Eine Übersicht über die Eingabedaten ist in Tab. 5.11 enthalten. Der Tabelle ist auch zu entnehmen, welche Parameter generisch festliegen und welche gegebenenfalls reaktor- oder szenarienspezifisch abzuändern sind. Die entsprechenden Zahlenwerte in Tab. 5.11 beziehen sich auf die in Abschnitt 5.3.5 vorgestellten Szenarien für einen Unfall eines durch einen KLT-40M Reaktor angetriebenen Eisbrechers. Als Grundlage dienen Informationen aus /IAEA 95/, /FAD 14/ sowie /REI 06/. Datenlücken wurden durch Skalierungen oder durch Expertenschätzungen ergänzt. Die Rückhaltefaktoren bei Durchleitung durch eine Wasservorlage wurden auf Basis von Ergebnissen in /LOP 96/ grob abgeschätzt.

Tab. 5.11 Eingabedaten der in Abschnitt 5.3.5 betrachteten Szenarien für einen durch einen KLT-40M Reaktor angetriebenen Eisbrecher

Parameter	Wert	Einheit	Fest	Modell-spezifisch	Reaktor-spezifisch	Ereignis-spezifisch
Allgemeine Modellparameter						
Zeitschritt	2	s		x		
Umgebungstemperatur	280.15/ 293.15	K				x
Eigenschaften Stahl						
Dichte Stahl	7900	kg/m ³	x			
Spez. Wärmekapazität Stahl	470	J/kg/K	x			
Eigenschaften Wasser						
Dichte	1000	kg/m ³	x			

Parameter	Wert	Einheit	Fest	Modell-spezifisch	Reaktor-spezifisch	Ereignis-spezifisch
Spez. Schmelzwärme	3.33E+05	J/kg	x			
Spez. Verdampfungs-wärme bei 1013,25 hPa	2.26E+06	J/kg	x			
Spez. Wärmekap. Flüssig	4187	J/kg/K	x			
Spez. Wärmekap. Dampf konst. Druck	1930	J/kg/K	x			
Spez. Wärmekap. Dampf konst. Vol	1468	J/kg/K	x			
Spez. Gaskonstante	462	J/kg/K	x			
Relaxationszeit Phasen-übergang zum überkritischen Zustand	20	s		x		
Daten Kern						
Masse Kernbrennstoff	1200	kg			x	
Dichte Kernbrennstoff	19000	kg/m ³			x	
Spez. Wärmekapazität Kernbrennstoff	300	J/kg/K			x	
Vol. Kernbrennstoff	0	m ³			x	
Unterkante Kern	1	m			x	
Oberkante Kern	2	m			x	
Anfangsleistung Reaktor Therm.	1.71E+08	J/s			x	
Maximale Leistung Re-kritikalität	0	J/s			x	x
Daten RDB						
Masse Stahl	18000	kg			x	
Vol. Stahl	2.3	m ³			x	
Innenvolumen RDB + ggf. Dampferzeuger und Druckhalter	20	m ³			x	
Effektive Grundfläche Beh.	5	m ²			x	
Versagensdruck RDB	3.20E+07	Pa			x	
Ansprechdruck für Druckentlastung RDB	1.96E+07	Pa			x	
Leckfläche	0.00E+00	m ²				x
Leckhöhe	n.a.	m				x
Ausflussziffer für Leck-ausströmung (vgl. /KAI 00/	6.20E-01	[-]		x		x
Querschnittsfläche für RDB-Druckentlastung	2.00E-04	m ²				x
Leck -Aufweitung bei Versagen	2.00E-03	m ²				x

Parameter	Wert	Einheit	Fest	Modell-spezifisch	Reaktor-spezifisch	Ereignis-spezifisch
Relaxationszeit T-Ausgleich mit SB	46800	s		x	x	x
Anfangsmasse Wasser im RDB + DE	18000	kg			x	x
Anfangs-Wassertemperatur	300	°C			x	x
Daten SHB						
Freies Volumen SHB	500	m ³			x	
Grundfläche Beh.	63	m ²			x	
Versagensdruck SHB	7.00E+05	Pa			x	
Auslegungsdruck SHB	5.00E+05	Pa			x	
Öffnung zu Druckabbausystem	4.00E-02	m ²			x	
Leckfläche	1.00E-02	m ²				x
Leckradius	5.64E-02	m				x
Cd-Wert für Leckausströmung	6.20E-01	[-]				x
Init SHB-Druckanteil an Außendruck	8.00E-01	[-]			x	x
Zeitkonstante für Relaxation SHB-Temperatur - Umgebungstemperatur	5650	s		x	x	x
Anfangstemperatur SHB-Atmosphäre	303.15 / 323.15	K			x	x
Daten Druckabbausystem						
Masse Wasservorrat	50000	kg			x	x
Anfangstemperatur Wasservorrat	293.15 / 323.15	K			x	x
Daten Noteinspeisung						
Einspeiserate (Start- und Maximalwert)	150	kg/s			x	x
Max. Einspeisedruck	1.00E+07	Pa			x	
Anfangstemperatur Speisewasser	15	°C				x
Zeitpunkt Verfügbarkeit Einspeisung	--	s				x
Daten zur Kernzerstörung und Freisetzung						
Benötigte Energie zur Kernzerstörung	1.00E+06	J/kg			x	
Ablagerungsrate Jod an SHB-Strukturen	1.00E-04	1/s			x	x
Ablagerungsrate Cs an SHB-Strukturen	1.50E-04	1/s			x	x
Maximaler FA Jod ohne Filterung	5.00E-01	[-]			x	x

Parameter	Wert	Einheit	Fest	Modell-spezifisch	Reaktor-spezifisch	Ereignis-spezifisch
Maximaler FA Cs ohne Filterung	5.00E-01	[-]			x	x
FA Jod bei Filterung durch Wasservorlage	1.00E-02	[-]			x	x
FA Cs bei Filterung durch Wasservorlage	1.00E-04	[-]			x	x

5.3.5 Beispielrechnungen

Die im Folgenden vorgestellten Beispielrechnungen beziehen sich auf das Szenario einer Schiffskollision mit einem Eisbrecher der Taymyr-Klasse, angetrieben durch einen KLT-40M Reaktor. Infolge der Kollision kommt es zu unterschiedlichen Systemausfällen und zu einem Totalausfall der Stromversorgung (Station Black Out, SBO). Zu diesem Szenario werden zwei Varianten betrachtet. In der ersten Variante, im Folgenden als „SBO-1“ bezeichnet, herrschen zum Zeitpunkt des Ereignisses kühle Umgebungstemperaturen (7 °C) und es entwickelt sich kein signifikanter Folgebrand. In der Variante „SBO-2“ eignet sich die Kollision bei sommerlichen Bedingungen (Umgebungstemperatur 20 °C). Außerdem sorgt ein langanhaltender Folgebrand für eine Aufheizung der SHB-Atmosphäre sowie des Wasservorrates im Druckabbausystem für den SHB.

Randbedingungen

Im Detail sind die angenommenen Szenarienrandbedingungen in Tab. 5.12 zusammengefasst. Die Einteilung folgt dabei dem Bewertungsschema nach Abschnitt 5.3.2. Es wurden nur die Randbedingungen aus Tab. 5.10 in Tab. 5.12 übernommen, die für das Szenario „SBO-1“ oder „SBO-2“ einschlägig sind. Zusätzlich ist für jede Randbedingung die Bewertungsstufe gemäß Kapitel 5.3.2 angegeben.

Wie Tab. 5.12 zu entnehmen ist, werden zwei Randbedingungen, die sich auf den Ausfall passiver Systeme beziehen, mit der Stufe B (extrem) bewertet. Alle anderen Randbedingungen werden mit Stufe A (unwahrscheinlich) bewertet.

Tab. 5.12 Randbedingungen der Szenarien „SBO-1“ und „SBO-2“

Die Einteilung folgt Tab. 5.10.

Randbedingung	Szenario mit entspr. Annahmen	Plausibilitätsbewertung
Reaktivitätskontrolle	(keine Annahme)	
Einspeisung		
Ausfall Hauptkühlmittelpumpen	SBO-1, SBO-2	A
Ausfall Notfalleinspeisung	SBO-1, SBO-2	A
Ausfall Druckspeichereinspeisung	SBO-1, SBO-2	B
Teilweise Unverfügbarkeit des Wasservorrats aus Dampferzeugern	SBO-1, SBO-2	A
Wärmeabfuhr		
Ausfall Wärmeabfuhr über Dampferzeuger	SBO-1, SBO-2	A
Ausfall aktive Kühlsysteme	SBO-1, SBO-2	A
Ausfall passive Kühlsysteme	SBO-1, SBO-2	B
Integrität der druckführenden Umschließung		
Beschädigung der primärseitigen Druckentlastung, Abblasen in SHB	SBO-1, SBO-2	A
Integrität des SHB		
Vorschädigung des Containments; Absenkung Versagensdruck	SBO-1, SBO-2	A
Ausfall des Containment-Flutungssystems	SBO-1, SBO-2	A
Reduzierte Funktion der Wärmetauscher	SBO-1, SBO-2	A
Aufheizung des Containment-Druckreduziersystems vor Aktivierung	nur SBO-2	A
Versorgung		
Station Black Out	SBO-1, SBO-2	A
Phänomene	(keine Annahme)	

Ereignisablauf

Die Szenarienrechnungen erstrecken sich über einen Zeitraum von ca. 8 Stunden nach der Reaktorschnellabschaltung (RESA). Etwaige zeitliche Unterschiede zwischen den Szenarien SBO-1 und SBO-2, die sich aus der Annahme eines langanhaltenden Brandes beim Szenario SBO-2 und den zugehörigen Zeitspannen für die Aufheizung des SHB und des Druckabbausystems ergeben könnten, werden bei der Analyse zugunsten der direkten Vergleichbarkeit beider Szenarien nicht berücksichtigt. Der Ereignisablauf für die Szenarien SBO-1 und SBO-2 ist in Tab. 5.13 zusammengefasst. Die Zeitverläufe von Temperatur, Druck und Wasserstand in RDB und SHB sind für beide Szenarien in Abb. 5.2 wiedergegeben.

Tab. 5.13 Markante Ereignisse im RDB und im SHB für die Szenarien SBO-1 und SBO-2

Zeitangaben beziehen sich auf den Zeitpunkt der RESA.

Ereignis	Zeit (s) - SBO-1	Zeit (s) - SBO-2
(RESA)	0	0
Ereignisse im RDB		
Ansprechdruck für primärseitige Druckentlastung erreicht, Füllstand beginnt zu sinken	6950	5840
Füllstand auf Kernoberkante gesunken, Beginn BE-Freilegung	12760	12740
Füllstand auf Kernunterkante gesunken	18790	18790
RDB leer	Nicht vor Simulationsende	28690
Ereignisse im SHB		
Auslegungsdruck SHB erreicht, Aktivierung Druckabbau-System	7510	6370
Sättigung SHB-Druckabbau-System (Dampfdruck des Wasservorrats = SHB-Auslegungsdruck)	21540	15380
SHB-Versagen, Beginn erhöhter Freisetzungen in die Umgebung	24430	16400
Druckdifferenz des SHB zur Umgebung < 5 hPa, mehr als 95 % aller Freisetzungen erfolgt	28870	26800
(Simulationsende)	28990	28990

Wie Tab. 5.13 und Abb. 5.2 zu entnehmen ist, entwickeln sich die Vorgänge im RDB nach dem Totalausfall der Energieversorgung in beiden Szenarien sehr ähnlich. Aufgrund der fehlenden Wärmeabfuhr steigen Temperatur und Druck im RDB an, bis nach ca. zwei Stunden (SBO-1) bzw. etwa anderthalb Stunden (SBO-2) der Ansprechdruck für die primärseitige Druckentlastung erreicht ist. Nach Öffnung des entsprechenden Sicherheitsventils sinken im Rahmen des vereinfachten Modellierungsansatzes durch das Abblasen von Dampf in den SHB Temperatur und Druck im RDB, was zur weiteren Verdampfung von Kühlmittel und damit zu einem Absinken des Füllstandes führt. Nach etwa dreieinhalb Stunden ist der Füllstand in beiden Szenarien auf das Niveau der Kernoberkante abgesunken. Zu diesem Zeitpunkt setzt die Freilegung der BE und die sich daran anschließende Kernzerstörung ein. Weniger als zwei Stunden später, nach ca. fünfeinviertel Stunden ist die Kernunterkante erreicht. Im Szenario SBO-1 ist im RDB zum Simulationsende noch eine geringe Menge flüssiges Kühlmittel enthalten, während im Szenario SBO-2 der RDB nach knapp 8 Stunden ausdampft (in Abb. 5.2 erkennbar an

einer kurzzeitigen Temperatur- und Druckspitze, die im Modell durch die nach dem Ausdampfen entfallende Energiesenke für den Verdampfungsprozess hervorgerufen wird).

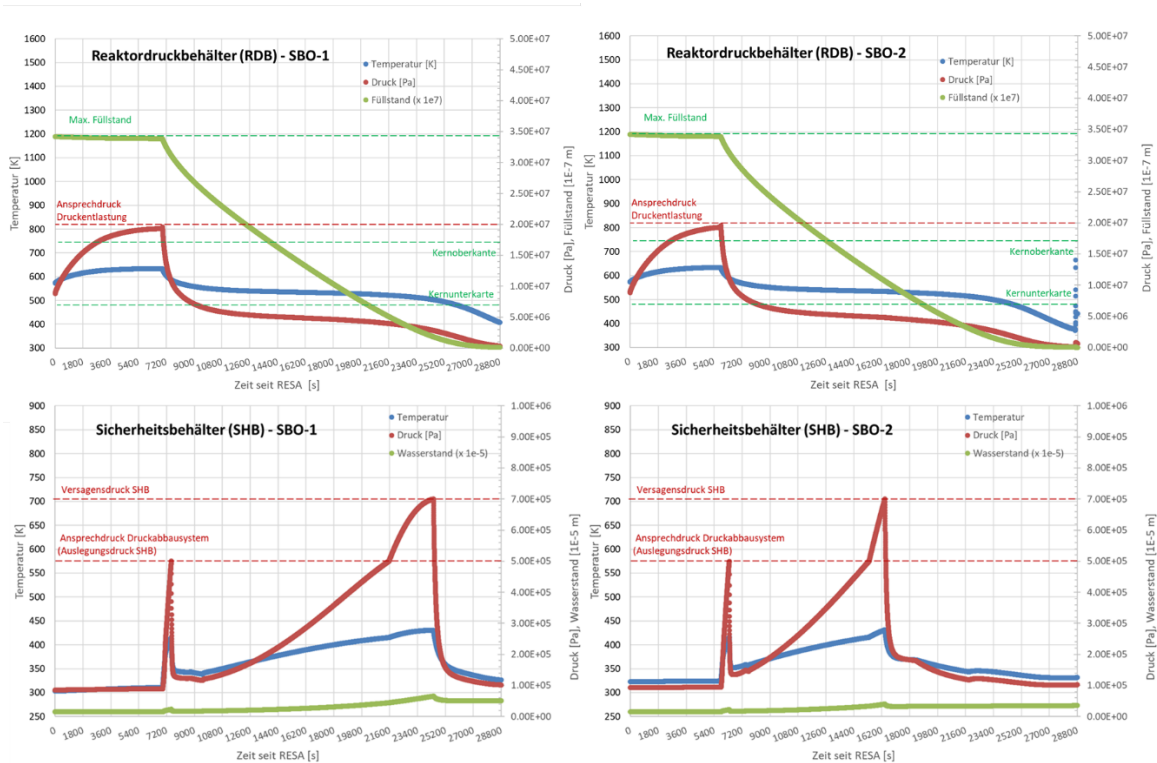


Abb. 5.2 Zeitverläufe von Temperatur, Druck und Wasserstand in RDB (oben) und SHB (unten) für die Szenarien SBO-1 (links) und SBO-2 (rechts)

Die wesentlichen Unterschiede zwischen den Szenarien SBO-1 und SBO-2 bestehen in der Entwicklung von Druck und Temperatur im SHB. Zu Beginn des Ereignisablaufs entwickeln sich diese Parameter noch weitgehend parallel. Nach dem Öffnen der primärseitigen Druckentlastung des RDB steigen Druck und Temperatur in beiden Szenarien zunächst schnell an, bis nach etwa zwei Stunden (SBO-1) bzw. eindreiviertel Stunden (SBO-2) der Auslegungsdruck des SHB erreicht ist und das Druckabbausystem aktiviert wird. Nach der Aktivierung sinkt der Druck im SHB zunächst ab, bevor er mit zunehmender Aufheizung des Wasservorrats im Druckabbausystem wieder ansteigt. Aufgrund der höheren Anfangstemperatur des Wasservorrats im Szenario SBO-2 erfolgt der Druckanstieg deutlich schneller, sodass die energetische Sättigung des Druckabbausystems nach etwa viereinviertel Stunden deutlich schneller erreicht wird als nach ca. sechs Stunden im Szenario SBO-1. Nach dem Ende der Funktion des Druckabbausystems steigt der Druck im SHB wieder deutlich schneller an und erreicht schließlich den Versagensdruck, der zu einem Leck im SHB führt. Der SHB versagt im Szenario SBO-1 nach etwa sechs dreiviertel Stunden. Im Szenario SBO-2 erfolgt das SHB-Versagen bereits nach

viereinhalb Stunden. Nach dem Versagen sinkt der Druck im SHB deutlich ab und erreicht in beiden Szenarien bis zum Simulationsende Werte, die nur noch geringfügig über dem Umgebungsdruck liegen.

Freisetzungen

Der Freisetzungsverlauf wird in den betrachteten Szenarien im Wesentlichen durch die folgenden Prozesse bestimmt:

- dem Fortschritt der Kernzerstörung und der damit verbundenen Freisetzung von Spaltprodukten in die Atmosphäre des RDB,
- dem Transport der Spaltprodukte aus dem RDB in die Atmosphäre des SHB mit dem Abblasen von Wasserdampf,
- der Rückhaltung der in den SHB eingetragenen Spaltprodukte durch die Wasservorlage des Druckabbausystems während seiner Aktivitätsphase,
- der geringfügigen Freisetzung von Spaltprodukten mit der Auslegungsleckage des SHB in die Umgebung vor dem SHB-Versagen sowie
- der deutlich massiveren Freisetzungen von Spaltprodukten aus dem SHB-Leck in die Umgebung nach dem Versagen des SHB.

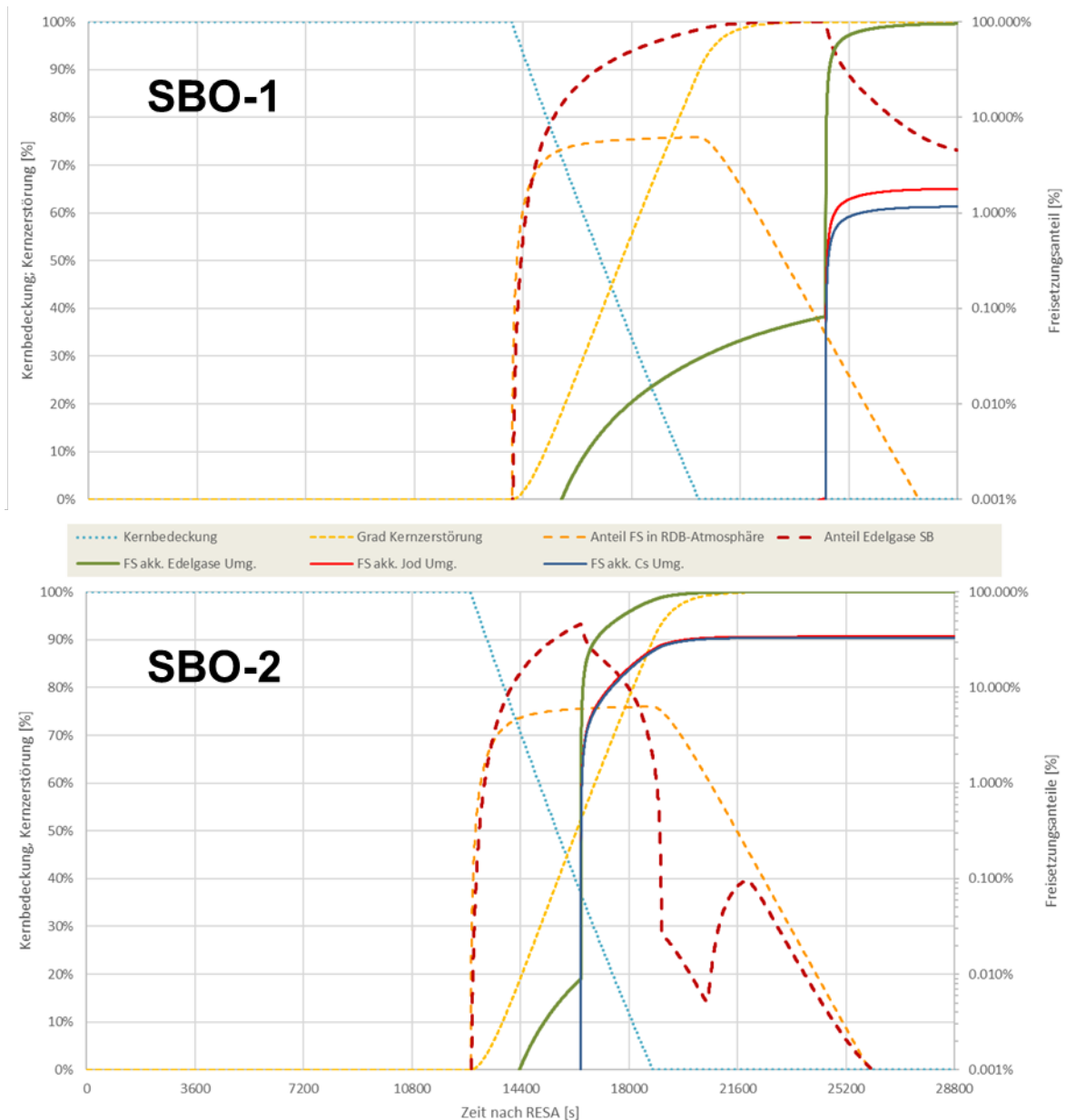


Abb. 5.3 Relative Kernbedeckung und Kernzerstörung (linke lineare Skala), Anteile von Spaltprodukten im RDB und Edelgasen im SHB (rechte logarithmische Skala) sowie Freisetzunganteile in die Umgebung (ebenfalls rechte logarithmische Skala) von Edelgasen, Jod und Cäsium

Oben: Szenario SBO-1. Unten: Szenario SBO-2.

Maßgeblich für die Freisetzungsteile von Jod und an Schwebstoffen gebundenen Nukliden ist dabei die zeitliche Überlappung von Kernzerstörung und dem mit der Aktivitätsphase des Druckaufbausystems verbundenen Rückhaltung der Wasservorlage. Unterschiede in diesem zeitlichen Zusammenspiel werden im Vergleich der beiden Szenarien SBO-1 und SBO-2 in Abb. 5.3 deutlich.

Beim Szenario SBO-1 ist das Druckabbausystem fast während der gesamten Phase der Kernzerstörung aktiv (vgl. Abb. 5.3 oben mit Abb. 5.2 links unten). Der SHB versagt dementsprechend erst, nachdem die Kernzerstörung, der Druckabbau im RDB und der Eintrag von Spaltprodukten aus dem RDB in den SHB weitgehend abgeschlossen sind. Das SHB-Versagen ist in Abb. 5.3 an der plötzlichen Abnahme des Anteils radioaktiver Edelgase in der SHB-Atmosphäre (rote gestrichelt Kurve) erkennbar. Mit der Lecköffnung des SHB steigen die Freisetzungen in die Umgebung sprunghaft an und erreichen im Szenario SBO-1 Freisetzungsanteile (FA) von 92 % an Edelgasen, 1,7 % an Jod und 1,2 % an Cäsium.

Im Szenario SBO-2 endet die Filterwirkung durch das Druckabbausystem deutlich früher. Zu diesem Zeitpunkt ist die Kernzerstörung erst zu etwa 40 % abgeschlossen (vgl. Abb. 5.3 unten mit Abb. 5.2 rechts unten). Die mit der weiteren Kernzerstörung freigesetzten Spaltprodukte gelangen somit ohne Rückhaltung durch die Wasservorlage des Druckabbausystems in die SHB-Atmosphäre bzw. nach Versagen des SHB in die Umgebung. Deswegen liegen die FA für Jod und Cäsium mit jeweils etwa 34 % deutlich höher.

Eine Übersicht der bis zum Simulationsende in den Szenarien SBO-1 und SBO-2 insgesamt freigesetzten Aktivitätsmengen (jeweils zerfallsbereinigt zum Ende der Simulation) in Gegenüberstellung mit dem zugrunde gelegten Reaktorinventar sowie den daraus resultierenden Freisetzungsanteilen ist für alle betrachteten Nuklide in Tab. 5.14 enthalten. Die Angaben zum Inventar sind im Wesentlichen /REI 06/ entnommen. Für Nuklide, zu denen in /REI 06/ keine Daten enthalten sind, wurden die Inventarmengen durch Skalierung mit Nuklidverhältnissen zu Cs-137 abgeschätzt. Die Verhältnisse wurden aus Inventaren deutscher Leistungsreaktoren /LÖF 10/ übernommen.

Aufgrund der effektiven Rückhaltung von Jod und Schwebstoffen ist das Szenario SBO-1 der Kategorie C1 gemäß der Klassifikation nach Abschnitt 5.3.1 zuzuordnen. Das Szenario SBO-2 fällt nach dieser Klassifikation hingegen in die Kategorie D1.

Tab. 5.14 Inventar eines KLT-40M, akkumulierte Freisetzungsmengen (zerfallskorrigiert auf das Simulationsende) und zugehörige Freisetzungsanteile für die Szenarien SBO-1 und SBO-2

Nuklid	Inventar KLT-40M (Bq)	Akk. Freisetzung (Bq) zu Simulationsende (zerfallskorrigiert)		Netto FA Umgebung (-)	
		SBO-1	SBO-2	SBO-1	SBO-2
Kr-87	2.80E+16	4.04E+15	4.21E+15	1.44E-01	1.50E-01
Kr-88	3.91E+16	1.61E+16	1.68E+16	4.11E-01	4.29E-01
Xe-133	1.06E+17	9.76E+16	1.02E+17	9.17E-01	9.57E-01
Xe-135	4.09E+16	3.01E+16	3.14E+16	7.35E-01	7.67E-01
I-131	4.58E+16	7.92E+14	1.51E+16	1.73E-02	3.31E-01
I-132	1.40E+17	2.21E+14	4.23E+15	1.59E-03	3.03E-02
I-133	9.77E+16	1.33E+15	2.54E+16	1.36E-02	2.60E-01
I-134	1.04E+17	3.29E+12	6.29E+13	3.15E-05	6.03E-04
I-135	9.89E+16	7.64E+14	1.46E+16	7.73E-03	1.48E-01
Sr-90	8.68E+15	2.01E+12	5.75E+13	2.32E-04	6.62E-03
Zr-95	8.84E+16	3.07E+11	8.75E+12	3.47E-06	9.90E-05
Mo-99	9.66E+16	1.03E+09	2.94E+10	1.07E-08	3.04E-07
Ru-103	4.61E+16	5.32E+08	1.52E+10	1.15E-08	3.29E-07
Ru-106	5.41E+15	6.28E+07	1.79E+09	1.16E-08	3.31E-07
Sb-127	2.60E+15	2.84E+13	8.09E+14	1.09E-02	3.12E-01
Te-132	6.80E+16	7.34E+14	2.09E+16	1.08E-02	3.08E-01
Cs-134	7.16E+15	8.31E+13	2.37E+15	1.16E-02	3.31E-01
Cs-137	8.83E+15	1.02E+14	2.92E+15	1.16E-02	3.31E-01
Ba-140	9.77E+16	2.23E+13	6.36E+14	2.28E-04	6.50E-03
La-140	1.04E+17	3.16E+11	9.02E+12	3.03E-06	8.65E-05
Ce-144	6.55E+16	2.28E+11	6.50E+12	3.48E-06	9.93E-05
Pu-238	8.09E+13	2.82E+08	8.04E+09	3.48E-06	9.93E-05
Pu-241	3.20E+14	1.11E+09	3.18E+10	3.48E-06	9.93E-05
Cm-242	1.16E+14	4.03E+08	1.15E+10	3.48E-06	9.92E-05
Cm-244	1.43E+12	4.98E+06	1.42E+08	3.48E-06	9.93E-05

6 Sachstandsanalyse zu Kernfusionsreaktoren

Kernfusionsreaktoren sind im Allgemeinen technische Anlagen, welche die bei der Kernfusion, der Verschmelzung leichterer Atomkerne zu schwereren, freiwerdende Energie zu nutzen suchen. Der Betrieb von Fusionsreaktoren, die eine kommerziell nutzbare Stromerzeugung realisieren können, sind nach derzeitigem Stand der Technik noch nicht möglich. Zahlreiche Prototypen von Fusionsreaktoren, uneinheitlich auch als Versuchs-Fusionsreaktoren bezeichnet, haben in den letzten Jahren bzw. Jahrzehnten weltweit jedoch für große Fortschritte beim Verständnis der experimentellen Ansätze gesorgt. Im Folgenden wird eine kurze Übersicht über derzeit vorhandene Reaktortechnologien, im Bau oder Betrieb befindliche Versuchs-Fusionsreaktoren und, soweit möglich, ein Überblick über Gefahrenpotentiale der Anlagen gegeben.

6.1 Physikalische Grundlagen und Reaktorkonzepte

Als Kernfusion werden alle physikalischen Prozesse bezeichnet, bei denen zwei Atomkerne zu einem neuen Kern verschmelzen, zumeist unter Abgabe weiterer Teilchen (z. B. Neutronen). Fusionieren zwei leichtere Kerne zu einem schwereren (bis zu einer Massenzahl von etwa 60), wird in dem Prozess Energie in Form von elektromagnetischer Strahlung und/oder kinetischer Energie der Produkte frei. Diesen Vorgang nutzen Sterne als Energiequelle, die den weitaus größten Teil ihres Bestehens das leichteste und im Weltall häufigste Element Wasserstoff zu Helium fusionieren.

Entscheidend für das Zustandekommen einer Fusionsreaktion ist hauptsächlich das Überwinden der elektrisch abstoßenden Coulomb-Barriere der geladenen Kerne, wozu ausreichend hohe Energien bzw. Temperaturen nötig sind. Die Dichte des Fusionsplasmas bestimmt darüber hinaus die Reaktionsrate und damit im technischen Bereich die erreichbare Leistung. Für die technische Nutzung der Kernfusion hat sich die Verschmelzung der schweren Wasserstoffisotope Deuterium und Tritium als geeignet erwiesen, da hier unter bestimmten Voraussetzungen technisch noch erreichbare Temperaturen des Wasserstoffplasmas (ab 100 Millionen Grad Celsius) genutzt und eine hohe Energieausbeute erreicht werden kann [CHA 11/]. Das bei der Reaktion freiwerdende Neutron (14 MeV, [CHA 11/]) trägt den weitaus größten Teil der freiwerdenden Energie (rund 80 %) und dient in einem Kernfusionsreaktor der Energiegewinnung.

In der Fusionsforschung wurden hauptsächlich zwei Konzepte verfolgt: „Magnetischer Einschluss“ und „Trägheitsfusion“

Beim „magnetischen Einschluss“ werden wenige Gramm Wasserstoff (bzw. eines Deuterium-Tritium-Gemisches) in einen luftleeren Torus eingebracht und auf die nötigen Temperaturen erhitzt; ein Magnetfeld schließt das heiße Plasma, in dem die Kernfusionen ablaufen können, ein. Die kinetische Energie der dabei freigesetzten Neutronen soll in einer umgebenden Struktur, dem sogenannten „Blanket“, in Wärme umgewandelt werden, was die Grundlage des Fusionskraftwerkes darstellt. Das Blanket beinhaltet gezielt Lithium, wodurch Tritium „erbrüten“ wird, was also dem Herstellen neuen Tritiums für die Fusionsreaktion dient.

Das Konzept des magnetischen Einschlusses wird in sogenannten Tokamaks (einer Abkürzung des russischen Begriffs für „Toroidale Kammer mit Magnetspulen“) und Stellaratoren (nach lateinisch stella, „Stern“) verwendet. Der Unterschied der Ansätze liegt in der Art der Magnetfelderzeugung: Während Tokamaks dazu teilweise einen im Plasma selbst fließenden Strom nutzen, müssen in Stellaratoren die Magnetfelder mit einer sehr komplexen Geometrie durch externe Magnetspulen erzeugt werden. Diese Unterschiede bedingen eine unterschiedliche Arbeitsweise der Anlagen; Tokamaks arbeiten gepulst, da der Plasmastrom nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann, bei Stellaratoren ist ein Dauerbetrieb möglich. Derzeit gelten bei den in Betrieb befindlichen Anlagen Tokamaks als die leistungsfähigeren /MAX 24/.

Die generischen Strukturen eines möglichen Fusionskraftwerks des Tokamak (oder ähnlich: Stellarator)-Typs können derzeit anhand der Versuchsanlagen beschrieben werden, genaue Spezifikationen eines Kraftwerks sind heute jedoch noch nicht bekannt.

Bei der Trägheitsfusion als zweitem Ansatz werden durch Kompression eines Millimeter großen, kugelförmigen Fusionstargets, etwa durch dessen Bestrahlung mit hochintensiver Laser- oder Röntgenstrahlung, für sehr kurze Zeiten geeignete Bedingungen (Temperatur, Dichte) für Fusionsprozesse geschaffen. Die bei der Fusion erzeugten Heliumatome können durch die extrem hohe Dichte im Target ihre Energie durch Stöße abgeben, was für das weitere „Abbrennen“ des Fusionsbrennstoffs sorgt. Während dieser nur wenige Nanosekunden dauernden Phase genügt die Massenträgheit des Fusionsplasmas, um das Target zusammenzuhalten. Das etwas weiter gefasste Prinzip der Trägheitsfusion wird bei thermonuklearen Waffen wie der Wasserstoffbombe eingesetzt. Durch den militärischen Nutzen /TOE 78/ unterlagen Konzepte und Forschungs-

bestrebungen lange Zeit der Geheimhaltung; die zivile Forschung zu Aspekten der Trägheitsfusion, etwa die Physik dichter Plasmen oder die Entwicklung von Hochleistungslasern, wird verstärkt erst seit etwa den 2010er Jahren von mehreren Ländern betrieben. Auch alternative Brennstoffkombinationen werden seit einigen Jahren untersucht, so etwa die Proton-Bor-Fusion /MAG 23/.

Mit dem Ziel in Zukunft kommerzielle, also der rentablen Stromerzeugung dienende, Fusionskraftwerke betreiben zu können, werden weltweit, sowohl von z. B. universitären Forschungseinrichtungen als auch von Startup-Unternehmen, zahlreiche Prototypen und Versuchsanlagen konzipiert, getestet und weiterentwickelt (siehe Tab. 6.1). Einige der Einrichtungen widmen sich dabei spezifischen Fragestellungen, die andere Anlagen zur Weiterentwicklung nutzen. Dies wirkt sich insbesondere auf den Aufbau und das radioaktive Inventar der Anlagen aus, etwa bei der Wahl des Fusionsbrennstoffs. Auch bei der Wahl der mit Neutronen oder Strahlung in Berührung kommenden Bauteile bzw. Materialien können durch Aktivierungsprozesse radioaktive Isotope entstehen, die zum Inventar einer Anlage (z. B. während des laufenden Betriebs, bei Revisionen, aber auch beim Abbau) beitragen.

6.2 Prototypen und Versuchsanlagen

Derzeit sind weltweit zahlreiche Prototypen und Versuchsanlagen verschiedener Konzepte (siehe Tab. 6.1) in Betrieb bzw. im Bau. Während sich die technischen Details einzelner Anlagen erheblich unterscheiden, sind, sowohl zum jetzigen Zeitpunkt als auch im Verlauf der fortschreitenden Entwicklung, wesentliche Merkmale vergleichbar.

Fast sämtliche Ansätze zur Kernfusion mit dem Ziel der Energiegewinnung nutzen die Verschmelzung von Deuterium und Tritium. Während Deuterium zu rund 0,015 % als schweres Isotop in natürlichem Wasser bzw. Wasserstoff vorkommt, ist das überschwere Wasserstoffisotop Tritium radioaktiv (Halbwertszeit 12,3 Jahre) und kommt in der Natur nicht in nennenswerten Mengen vor. Geringe Mengen entstehen durch die Einwirkung kosmischer Strahlung auf Stickstoffatome in der Erdatmosphäre (Spallation), die über chemische Reaktionen als tritiumhaltiges Wasser abregnen. Rund 3,5 kg Tritium aus natürlicher Produktion befinden sich so in der Biosphäre /SCI 21/.

Tritium entsteht darüber hinaus als Nebenprodukt der Kernspaltung, etwa in mit schwerem Wasser moderierten Reaktoren (eine Extraktion durch Isotopentrennung ist möglich,

jedoch mit hohem technischem Aufwand verbunden) oder in Druckwasserreaktoren durch Neutroneneinfangreaktionen von Bor (Borsäure zur Reaktivitätssteuerung). In geringem Umfang entsteht Tritium auch in der Kernspaltung von U-233, U-235 oder Pu-239. Die Gewinnung von Tritium aus abgebrannten Brennelementen ist zum jetzigen Zeitpunkt noch Gegenstand der Forschung, z. B. /SHM 17/, /SHM 18/.

Weltweit wird die Produktion von Tritium auf jährlich 20 Kilogramm geschätzt (/SCI 21/). Bei einem geschätzten jährlichen Bedarf von 225 kg Tritium für ein Fusionskraftwerk von 1 GW elektrischer Leistung sind die derzeitigen Produktionspfade damit unzureichend; die für einen Dauerbetrieb notwendige Produktion von Tritium soll daher über „Brutreaktionen“ (exotherme Neutroneneinfangreaktion von Li-6; endotherme Neutroneneinfangreaktion von Li-7) im Fusionsreaktor selbst, im sogenannten „(Brut-)Blanket“, erfolgen.

Das Blanket geplanter Kernfusionsreaktoren zur Energiegewinnung dient sowohl der Aufnahme und Ableitung der Neutronenenergie (und damit der Überführung in Wärmeenergie) als auch dem Erbrüten von Tritium aus Lithium /VDI 24/. Plasmaseitig besteht das Blanket aus Metallen hoher Schmelztemperatur (Wolfram, Beryllium), die unter Bestrahlung mit schnellen Neutronen keine langlebigen Isotope bilden können (Nickel kann daher nicht verwendet werden, da sich das radioaktive, langlebige Co-60 bildet).

Das Lithium im Brutblanket kann über Neutroneneinfangreaktionen am häufigeren Li-7 (92,5 %) oder selteneren Li-6 (7,5 %) erfolgen. Letzteres ist trotz des geringeren natürlichen Vorkommens die bevorzugte Reaktion, da die exotherme Reaktion eine zusätzliche Energieausbeute liefert, die zur Fusionsreaktion hinzukommt.

Allgemein müssen alle Materialien, die den in der Fusion freigesetzten energiereichen Neutronen ausgesetzt sind, einer Materialschädigung ausreichend lange standhalten können. So soll die derzeit in Planung befindliche Forschungseinrichtung „International Fusion Materials Irradiation Facility“ (IFMIF) die Eignung von Materialien für einen Einsatz in potenziellen Fusionsreaktoren testen, indem mit in einem Teilchenbeschleuniger erzeugten Neutronen entsprechender Energie bei hohen Neutronenflüssen Belastungsuntersuchungen von Materialien vorgenommen werden.

Ebenso sollte die Aktivierung der Komponenten (Erzeugung radioaktiver Strukturen und später zu entsorgender/rezyklierender radioaktiver Abfälle) möglichst gering ausfallen.

In Europa gilt EUROFER derzeit als der am weitesten entwickelte Stahl, der die genannten Anforderungen in weiten Bereich erfüllt /VDI 24/.

Die Konzepte der Magnet- und der Trägheitsfusion unterscheiden sich im Einschluss des Plasmas und dessen Aufheizung auf die zur Fusion nötigen Temperaturen.

Bei der Trägheitsfusion kommen hierbei leistungsfähige Kurzpuls-Laser zum Einsatz, in der Magnetfusion werden Konzepte wie die Mikrowellenplasmaheizung oder die Neutralteilcheninjektion angewandt. Bei beiden Konzepten sind das oben genannte Blanket zur Wärmeabfuhr hohen Belastungen bzw. Aktivierungen durch die entstehenden Fusionsneutronen ausgesetzt.

Im Folgenden wird ein kurzer Überblick über die Hauptmerkmale der in Tab. 6.1 gelisteten Anlagen gegeben. Die Angaben wurden, wenn nicht anders angegeben, der Internetpräsenz der Anlagen entnommen. Für einen umfangreicheren Überblick über weltweit betriebene experimentelle Fusionsanlagen, Testanlagen und Anlagendesigns sei auf /IAE 22/ (Stand 2022) verwiesen.

Die Datenbank FUSDIS der IAEA /IAE 25/ listet ebenso alle derzeit im Bau bzw. im Betrieb befindlichen Anlagen zur Kernfusion, die sich in ihrer Größe und Komplexität und damit auch in ihren Fragestellungen erheblich unterscheiden können. Stand 2025 sind von 167 Anlagen in öffentlicher und privater Hand 101 in Betrieb, 17 im Bau und 49 Anlagen in Planung. Mit 78 Anlagen dominiert das Tokamak-Konzept, gefolgt von Stellaratoren (28 Anlagen) und 14 Anlagen zur Laserfusion. 47 Anlagen nutzen alternative Konzepte.

Derzeit betreiben 28 Länder (sowie ein Gemeinschaftsprojekt der EU) Kernfusionsanlagen; führend in der Anzahl sind die USA (49 Anlagen) und Japan (26 Anlagen), gefolgt von Russland (14) und China (13). In Deutschland gibt es insgesamt sieben Anlagen, die von fünf Organisationen betrieben werden /IAE 25/.

Tab. 6.1 Auswahl von derzeit weltweit in Betrieb bzw. in Planung und im Bau befindlichen größeren Versuchs-Kernfusionsanlagen (universitäre, militärische Forschung; Start-Ups und Privatunternehmen) der verschiedenen Konzepte

Konzept	Anlage; Land	Status
Tokamak	ASDEX Upgrade, D	In Betrieb
Tokamak, sphärisch	National Spherical Torus Experiment (NSTX-U), USA	In Betrieb; derzeit pausiert
Tokamak	Experimental Advanced Superconducting Tokamak (EAST), CN	In Betrieb
Tokamak	JT-60SA, JP	In Betrieb
Tokamak	KSTAR, KR	In Betrieb
Tokamak	WEST (vorher: Tore Supra), F	In Betrieb
Tokamak	ITER, F	Im Bau
Tokamak	Start-Up "Commonwealth Fusion Systems" mit Reaktor SPARC, USA	Im Bau
Tokamak	Burning Plasma Experiment Superconducting Tokamak (BEST), CN	In Planung
Tokamak	Chinese Fusion Engineering Test Reactor (CFETR), CN	In Planung, technischer Entwurf abgeschlossen
Tokamak	Joint European Torus (JET), UK	Seit 2023 nicht mehr in Betrieb
Stellarator	Wendelstein 7-X, D	In Betrieb
Stellarator	Large Helical Device (LHD), JP	In Betrieb
Stellarator	Start-Up "Proxima Fusion", D	Im Bau
Tokamak oder Stellarator	DEMONstration Power Plant (EU-DEMO)	In Planung begriffener möglicher Nachfolger von ITER; Konzept offen
Laserfusion	National Ignition Facility (NIF), USA	In Betrieb
Laserfusion	Laser Mégajoule (LMJ), F	In Betrieb
Laserfusion	Start-Up "Focused Energy", D	Im Bau
Laserfusion	Start-Up "Marvel Fusion", D	Im Bau
Andere	Z Pulsed Power Facility, USA	In Betrieb
Andere	Privatunternehmen „Zap Energy“, USA	In Betrieb

6.2.1 ASDEX Upgrade

Die Tokamak-Versuchsanlage ASDEX Upgrade, Nachfolger der Anlage ASDEX (Axial-Symmetrisches Divertor EXperiment), führt seit ihrer ersten Plasmaerzeugung im Jahr

1991 schwerpunktmäßig Experimente zur Plasmaphysik durch, deren Ergebnisse in der Versuchsanlage ITER genutzt werden sollen. Ein weiterer Untersuchungsgegenstand betrifft Divertoren, der Vorrichtung, die das Fusionsplasma vom Fusionsprodukt He-4 und anderen Verunreinigungen befreit. Überzeugende Ergebnisse bezüglich der Plasmareinheit und der Energieeinschlusszeit bei ASDEX bzw. ASDEX Upgrade haben den Einsatz von Divertoren vorangetrieben.

Derzeit wird für die Experimente ausschließlich ein Deuterium-Plasma genutzt.

6.2.2 National Spherical Torus Experiment (NSTX-U)

Die Anlage basiert auf dem sogenannten „sphärischen Tokamak-Konzept“, bei dem die sonst übliche toroidale Form der Plasmakammer („Donut“) der Kugelform angenähert ist und nur über ein sehr kleines zentrales „Loch“ verfügt. Seit den 1980er Jahren gab es immer wieder verstärktes Interesse an dem modifizierten Tokamak-Prinzip, das eine höhere Plasmastabilität und kompaktere Bauart aufweist; letzteres bedingt darüber hinaus eine vergleichsweise kostengünstigere Bauweise.

Wegen umfangreicher Reparaturarbeiten ist die Anlage derzeit nicht in Betrieb, eine Wiederaufnahme der Experimente ist für Ende 2025 geplant. Die Anlage arbeitet größtenteils mit Deuterium-Plasma, für einige Experimente wird Helium eingesetzt.

Andere Anlagen, die auf dem sphärischen Tokamak-Prinzip beruhen sind etwa MAST (Mega Ampere Spherical Tokamak) in Großbritannien (Vorgänger START) und Globus-M in Russland. Im Vergleich zu herkömmlichen Tokamaks sind die sphärischen Anlagen weniger weit entwickelt.

6.2.3 Experimental Advanced Superconducting Tokamak (EAST)

Der experimentelle supraleitende Kernfusionsreaktor des Tokamak-Typs wurde seit seinem Baubeginn im Jahr 1998 mehrfach überarbeitet und ausgebaut. Seitdem konnten mehrfach wegweisende Ergebnisse bei den erreichten Temperaturen und Einschlussdauern des Deuterium-Plasmas erreicht werden.

Im Januar 2025 wurde ein sog. Langpuls-High-Confinement Mode-Plasma bei über 100 Millionen Kelvin für fast 18 Minuten (1.066 Sekunden) aufrechterhalten, was den bisherigen Rekord für den Betrieb von Hochdruckplasma in einem Tokamak aufstellte.

6.2.4 JT-60SA

Der Tokamak JT-60SA ist ein europäisch-japanisches Forschungsprojekt, das im Jahr 2023 in Betrieb genommen wurde. Er ist der Nachfolger der am gleichen Standort befindlichen Anlage JT-60.

JT-60SA, ein Tokamak, funktioniert nach dem gleichem Prinzip wie der im Bau befindliche ITER, ist mit einem Plasmavolumen von 140 m^3 jedoch deutlich kleiner als dieser. Aufgabe der Anlage ist es jedoch, Forschungsergebnisse zu erzielen, die für ITER oder auch DEMO genutzt werden können. Die Anlage wird mit Modellplasmen aus Wasserstoff und Deuterium betrieben, eine Nutzung von Tritium ist nicht vorgesehen.

6.2.5 KSTAR

Das Tokamak-Fusionsexperiment KSTAR (Korea Superconducting Tokamak Advanced Research), eines der ersten Experimente mit einem supraleitenden Magnetsystem, zündete Mitte 2008 erfolgreich das erste Plasma (Deuterium-Tritium). Im Jahr 2018 erreichte KSTAR als erster Tokamak eine Plasmatemperatur von 100 Millionen Grad Celsius, die im darauffolgenden Jahr für 8 Sekunden, im Jahr 2021 für 30 Sekunden aufrechterhalten wurde /KOR 23/.

Die Menge an Tritium im Deuterium-Tritium-Gemisch des Plasmas ist mit „einigen Gramm“ /WOR 07/ gering.

6.2.6 WEST

Der im französischen Kernforschungszentrum Cadarache betriebene Tokamak baut auf der zwischen 1988 und 2010 betriebenen Anlage „Tore Supra“ auf. Diese wurde von 2013 - 2016 auf den heutigen Aufbau WEST nachgerüstet. Der Name spiegelt den Einbau eines neuartigen Divertors aus Wolfram (chemisches Symbol W; engl. Bezeichnung „Tungsten (W) Environment in Steady-State Tokamak“), der für den Einsatz in ITER getestet werden sollte.

Im Februar 2025 konnte WEST mit mehr als 22 Minuten den bisher längsten Plasmabetrieb an einem Tokamak realisieren; die Temperatur des Wasserstoff-Plasmas erreichte dabei 50 Millionen Grad Celsius. Die Dauer übertraf den bisherigen Rekordhalter EAST um rund 25 %.

6.2.7 ITER

Das international ausgerichtete Projekt des Versuchs-Kernfusionsreaktors ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), ein Tokamak, wird mit dem Ziel betrieben, Energie aus Kernfusionsenergie zu erzeugen und mit einem geschlossenen Brennstoffkreislauf zu arbeiten. Die Anlage wird seit 2007 im französischen Kernforschungszentrum Cadarache gebaut. ITER ist das Nachfolgeprojekt des von 1983 (Aufnahme des Experimentierbetriebs) bis 2023 in Großbritannien betriebenen Projekts JET (Joint European Torus), dessen experimentellen Ergebnisse in die Technologien von ITER eingeflossen sind.

Die im Bau befindliche Anlage soll nach derzeitiger Projektplanung im Zeitraum zwischen 2034 - 2039 den Betrieb aufnehmen, erste Experimente mit Tritium sind für das Jahr 2039 vorgesehen.

Am Beispiel von ITER können verschiedene, wenn auch nicht ohne weiteres übertragbare Schritte zur Lizenzierung einer Fusionsanlage in Europa nachvollzogen werden (z. B. /ROD 03a/).

In Frankreich werden kerntechnische Anlagen zuvorderst nach ihrem Gesamtinventar eingeteilt in die Kategorien „ICPE“ (Installations Classées pour la Protection de l'Environnement) mit 370 MBq bis 370 TBq sowie kerntechnische Anlagen (INB, Installation nucléaire de base) mit einem Inventar größer als 370 TBq.

Letztere sind unterteilt in Anlagen, die „begrenzte Kernreaktionen und geringe Auswirkungen bei Unfällen“ zeigen (Labore und Anlagen des Brennstoffzyklus) und Kernkraftwerke, bei denen im Notfall prinzipiell unkontrollierbare Kettenreaktionen möglich sind. ITER mit einem genehmigten Gesamtinventar von gut 10^6 TBq (entspricht 4 kg Tritium; das meiste davon im Tritiumgebäude, ein geringerer Anteil im Plasmagefäß und Blanket) fällt demnach in die Kategorie der kerntechnischen Anlagen, Unterkategorie „Labore und Anlagen des Brennstoffzyklus“ (siehe z. B. /ROD 03b/, Folie 5).

Im Rahmen der Zulassung wurden allgemeine Sicherheitsziele für beruflich strahlenexponierte Personen bzw. die Öffentlichkeit für ITER erarbeitet, aufgegliedert in den Normalbetrieb, Notfälle und Unfallszenarien (siehe Abb. 6.1). In die Betrachtungen wurden sowohl Freisetzungen von Tritium (T, HTO), als auch von Aktivierungsprodukten (AP) in

Strukturen bzw. dem Vakuumbehälter und aktivierten Korrosionsprodukten (ACP) einbezogen.

Am Standort Cadarache wurde für die Auslegung von Störfällen ein Dosisgrenzwert für die Bevölkerung angenommen, der fünfmal unter den ICRP-Empfehlungen /ICRP 91/ liegt. Für hypothetische Ereignisse wurden kein „Cliff-Edge-Effekt“ (Kippeffekt; eine Situation, in der eine kleine Veränderung oder eine geringfügige Grenzwertüberschreitung zu einem abrupten oder sehr starken Effekt führt, der in keinem Verhältnis zur ursprünglichen Veränderung steht) und zeitlich bzw. räumlich begrenzte Gegenmaßnahmen festgelegt. Dies steht im Einklang mit dem von der IAEA entwickelten allgemeinen optimierten Interventionsniveau für vorübergehende Evakuierungen.

Type of plant situation	DOSSIER D'OPTIONS DE SURETE (DOS) General Safety Objectives in DOS		ITER guidelines
	Occupational exposure	For Public and environment	Dose to the workers releases to the environment
Dimensioning situations			
Normal	Annual individual work doses ≤ 10 mSv/a Annual mean value of individual work doses ≤ 2.5 mSv/a	Normal releases below authorised annual limits for the installation $\leq 0,1$ mSv/a	Annual individual work doses 5 mSv/a 0.5 mSv/shift 1g T and 0.1 HTO and 1g AP and 5g ACP Per year
Incidental	10 mSv per incident	Releases per incident below authorised annual limits for the installation ≤ 0.1 mSv/a	1g T or 0.1g HTO or 1g AP or 1g ACP or equivalent combination of these per event
Accidental	Constraints related to the post-accidental management are taken into account	< 10 mSv None counter measures None consumption banning for any vegetal or animal products	< 50 mSv 50g T or 5g HTO or 50g AP or 50g ACP or equivalent combination of these per event
Situations beyond Design			
Hypothetical	No cliff effect	Counter measures limited in time and space	< 50 mSv

Abb. 6.1 Dosisgrenzwerte für den ITER-Standort Cadarache (Abbildung aus /ROD 03a/)

Es werden Tritium (T), Aktivierungsprodukte (AP) und aktivierte Korrosionsprodukte (ACP) berücksichtigt.

6.2.8 SPARC

Die im Bau befindliche Versuchsanlage SPARC (Smallest Possible ARC) wird derzeit vom Startup-Unternehmen „Commonwealth Fusion Systems“ im US-Bundesstaat Massachusetts (Devens, nahe Boston) errichtet. Es ist geplant, das erste Plasma im Jahr 2026 zu zünden (erste Planungen sahen hierfür das Jahr 2025 vor) und den Leistungsbetrieb, also in einem ersten Schritt mehr Energie durch Fusion erzeugen, als zugeführt wurde, im darauffolgenden Jahr zu erreichen /COM 25/.

SPARC zeichnet sich durch seine verhältnismäßig kompakte Bauweise aus und nutzt (insgesamt 18) Hochtemperatur-Supraleiter-Feldspulen auf Grundlage von zu Spulen gewickelten Kabeln aus Yttrium-Barium-Kupferoxid.

SPARC wird zur Leistungserzeugung ein Deuterium-Tritium-Plasma nutzen. Die Menge an Tritium wird derzeit auf 10 Gramm für die Gesamtlaufzeit des Reaktors angegeben.

6.2.9 Burning Plasma Experiment Superconducting Tokamak (BEST)

Der Burning Plasma Experimental Superconducting Tokamak (BEST) befindet sich derzeit in Hefei (China) im Bau. Die als kompakter Hochfeld-Tokamak konzipierte Anlage zielt unter anderem darauf ab, die Physik brennender Plasmen zu untersuchen, eine verbesserte stationäre Plasmaleistung zu erreichen und Fusionsprozesse mit hohem Leistungsfaktor (Verhältnis der im Plasma erzeugten Fusionsleistung zu der in das Plasma eingespeisten Heizleistung) zu entwickeln. Aufgrund langer Pulsdauern und einer kompakten Größe wird mit BEST ein hoher Neutronenfluss erwartet /YAN 25/.

Die Anlage ist für die Nutzung eines Deuterium-Tritium-Plasmas ausgelegt.

6.2.10 Chinese Fusion Engineering Test Reactor (CFETR)

Der CFETR ist ein in Planung befindlicher Forschungsreaktor des Tokamak-Typs, der in Hefei, China, gebaut werden soll.

Die Anlage hat zum Ziel, die technische Machbarkeit großer Kernfusionsreaktoren nachzuweisen. Das Gesamtprojekt soll in zwei Phasen stattfinden, wobei die erste Phase dem Nachweis eines stabilen Betriebszustandes und der Erzeugung von Tritium dienen soll. In der zweiten Phase sollen eine Fusionsleistung von 1000 MW (thermisch; doppelt

so viel wie die von ITER geplante Leistung) und eine Verstärkung der eingesetzten Heizleistung um einen Faktor höher als 12 (ITER: 10) erreicht werden. Zudem soll das benötigte Tritium durch CFETR selbst erzeugt werden.

Das Vorgängerprojekt ist der seit 2006 fertiggestellte Experimental Advanced Superconducting Tokamak (EAST), der ebenfalls in Hefei steht.

6.2.11 Wendelstein 7-X

Die Experimentieranlage Wendelstein 7-X untersucht die physikalisch-technischen Grundlagen einer möglichen Kraftwerkstauglichkeit eines Stellarators; für eine Leistungserzeugung ist die Anlage nicht konzipiert.

Wendelstein 7-X nutzt für seine Experimente Plasmen aus Helium bzw. Wasserstoff (Planungen, ein Deuteriumplasma zu nutzen, sind ebenfalls angedacht), ein Betrieb mit dem radioaktiven Tritium ist nicht vorgesehen.

6.2.12 Large Helical Device (LHD)

Neben Wendelstein 7-X ist das japanische LHD eine der beiden größten Experimentieranlagen nach dem Stellarator-Prinzip. Die Anlage ist nicht für einen Dauerbetrieb, sondern auf etwa halbstündige Betriebsmoden ausgelegt, die zur Durchführung der Experimente als ausreichend gelten. Genutzt werden Plasmen aus Wasserstoff und Deuterium, einige Experimente nutzen ebenfalls Heliumplasma.

Die Anlage untersucht die physikalisch-technischen Grundlagen einer möglichen Kraftwerkstauglichkeit eines Stellarators; für eine Leistungserzeugung ist die Anlage nicht konzipiert

6.2.13 Proxima Fusion

Das Startup-Unternehmen mit Sitz in München arbeitet derzeit am Bau eines sog. QI-Stellarators (quasi-isodynamisch), dessen Magnetfeld solcherart konfiguriert ist, dass Plasmateilchen im Durchschnitt keinen nach innen oder außen gerichteten Drift erfahren. Während Tokamaks aufgrund ihrer Achsensymmetrie stets diese Eigenschaft zeigen, weisen Stellaratoren diese Symmetrien nicht von vornherein auf.

Das Unternehmen, das 2023 als „Spin-Out“ von Wendelstein 7-X gegründet wurde, plant nach eigenen Angaben, in den frühen 2030er Jahren eine Netto-Energieproduktion zu erreichen.

6.2.14 DEMOnstration Power Plant (EU-DEMO)

Das Demonstration Power Plant Konzept wird in Europa von EUROfusion entwickelt und soll auf ITER in der europäischen Planungsstrategie zur Stromerzeugung aus Fusion folgen. Das Projekt befindet sich derzeit in der Konzeptionsphase und soll voraussichtlich 2050 in Betrieb gehen.

EU-DEMO zielt darauf ab, die technologische und wirtschaftliche Machbarkeit der Fusion durch die Erzeugung von rund 500 MW Nettostrom und die Erreichung der Tritiumautarkie zu demonstrieren.

Erste Konzeptstudien für ein europäisches Demonstrations-Fusionskraftwerk werden seit 2014 erarbeitet. Dies umfasst die Ausarbeitung unterschiedlicher Designoptionen und eine fortlaufende Überprüfung und Bewertung der dazugehörigen Sicherheits- und Umweltauswirkungen.

Die Definition der zu analysierenden Unfallszenarien erfolgt nach einer formalen Methodik, um Vollständigkeit zu gewährleisten. In dieser frühen Phase des Konstruktionsprozesses, in der viele Systeme noch nicht detailliert beschrieben sind, wurde eine funktionale Fehlermöglichkeits- und -Einflussanalyse (FFMEA) durchgeführt. Diese wurde für alle Schlüsselsysteme durchgeführt und führte zur Bestimmung von 21 postulierten auslösenden Ereignissen (Postulated Initiating Events: PIEs), die alle identifizierten Fehler umfassen.

Diese PIEs bilden die Grundlage für die Ereignissequenzen, die Referenzereignisse, die Gegenstand detaillierter Analysen sind, um ihre Folgen festzustellen und Designentscheidungen aufzuzeigen, die ihre Wahrscheinlichkeit und Schwere begrenzen können.

Während es eine wichtige Anforderung an die Konstruktion ist, alle Bestände an radioaktiven Materialien zu minimieren, ist es für Unfallanalysen notwendig, konservative Annahmen über die Menge an Material zu treffen, die freigesetzt werden kann (Quellterme). Für angenommene Ereignisse im Vakuumbehälter umfasst dies zurückgehaltenes Tritium und angesammelten aktiven Staub.

Abb. 6.2 gibt einen Überblick über die so erarbeiteten (voraussagbaren, unwahrscheinlichen, sehr unwahrscheinlichen, hypothetischen) Unfallszenarien und stellt sie dem Normalbetrieb gegenüber. Für weitere Angaben zu den Szenarien bzw. Vorgehensweisen sei auf /TAY 19/ und die darin genannten Referenzen verwiesen.

	Normal operation		Anticipated events / Incidents	Unlikely events	Extremely unlikely events	Hypothetical events
	Limit	Target				
Accident Frequency /year			$f > 10^{-2}$	$10^{-2} > f > 10^{-4}$	$10^{-4} > f > 10^{-6}$	$f < 10^{-6}$
On-site Dose	50 mSv/year 100 mSv/5 years	5 mSv/year	5 mSv/year	20 mSv/event		
Off-site Early Dose	1 mSv/year	0.1 mSv/year			10 mSv/event	50 mSv/event
Off-site Chronic Dose			1 mSv/year	5 mSv/event	50 mSv/event	No cliff-edge effects. Limited countermeasures

Abb. 6.2 Vorläufige Dosisgrenzwerte für das Demonstrationskraftwerk EU-DEMO (Abbildung aus /TAY 19/)

Das Demonstrationskraftwerk der Europäischen Union reiht sich in weltweit vorangetriebene Arbeiten zum Bau eines kommerziellen Fusionskraftwerkes ein. Auch Länder wie China, Japan, Korea, Russland, Großbritannien und die USA arbeiten an entsprechenden Konzepten /IAE 22/, die teils auch unter dem Begriff „DEMO“ firmieren.

6.2.15 National Ignition Facility (NIF)

Die National Ignition Facility des Lawrence Livermore National Laboratory (USA) wurde 2009 fertiggestellt und dient hauptsächlich der Simulation von Kernwaffenexplosionen. Ein ziviler Forschungszweig zur Trägheitsfusion für Studien zu einem möglichen Fusionsreaktor wurde zu Beginn des Projekts genannt, gilt mittlerweile aber nicht mehr als realisiert /ANK 10/.

Die NIF verfügt über den weltweit stärksten Laser, der einen Laserpuls von 15 Nanosekunden Dauer mit einer Energie von einigen MJ auf eine evakuierte Targetkammer einbringen kann. Der Fusionsbrennstoff, ein Gemisch aus Deuterium und Tritium, befindet sich als dünne, gefrorene Schicht (18 Kelvin) an der Innenseite einer 2 mm kleinen, kugelförmigen Kunststoffkapsel mittig in einem kleinen vergoldeten Metallzylinder.

Nach der Inbetriebnahme der Systeme Anfang 2010 wurde zum ersten Mal im September 2010 eine Dichte und Temperatur erreicht, bei denen das Deuterium-Tritium-

Gemisch fusionieren kann. Ende 2013 gelang es, mehr Fusionsenergie als die rund 10 kJ freizusetzen, die zuvor durch Kompression in die Reaktionszone eingebracht wurden.

6.2.16 Laser Mégajoule (LMJ)

Die französische Forschungseinrichtung „Laser Mégajoule“ untersucht Aspekte zur Trägheitsfusion. Durch 22 Strahlführungen (Beamlines) können 176 Einzelstrahlen mit einer Gesamtenergie von rund 1,3 MJ einen Hohlraum aufheizen, in dem dann durch Röntgenstrahlung ein wenige Millimeter großes Deuterium-Tritium-Target komprimiert und auf die zur Fusion notwendigen Temperaturen erhitzt wird.

Aufgrund der militärischen Ausrichtung der Anlage ist die genaue Menge an Tritium in einem einzelnen Fusionstarget nicht öffentlich dokumentiert; es wird jedoch von einer Menge unter einem Milligramm ausgegangen.

Die Anlage ist der US-amerikanischen National Ignition Facility NIF sehr ähnlich und neben dieser die größte Versuchsanlage zur Trägheitsfusion.

Eigentlicher Forschungsschwerpunkt der Anlage sind Experimente zur Funktionsfähigkeit französischer Kernwaffen. Im Jahr 2019 waren sechs Beamlines betriebsbereit und lieferten 0,16 MJ für erste Experimente zur Trägheitsfusion; bis 2022 wurden vier weitere Strahlführungen erfolgreich in Betrieb genommen.

Seit 2017 wurde durch verschiedene Kooperationen auch akademische Forschung für einen Teil der Betriebszeit am LMJ ermöglicht.

6.2.17 Focused Energy

Focused Energy ist ein deutsch-amerikanisches Startup-Unternehmen mit Sitz in Darmstadt, das mit dem Ansatz der direkten Laserfusion im Zusammenspiel mit der schnellen Zündung durch Ultrakurzpulslaser die Kernfusion zu kommerzialisieren sucht. Focused Energy hat ein Konzept des direkten Antriebes, das wesentlich effizienter sein soll als andere Konzepte. Um etwa die kinetische Energie bei der Implosion zu verringern, die für den „hot spot“ zur Zündung notwendig ist, wird dieser durch einen zweiten Zündpuls erzeugt. Dies erfordert ein deutlich anderes Design des Targets. Jedoch wird der Zündpuls mit IR-Lasern bewerkstelligt und nicht mit dem Laserlicht, dessen Frequenz

(mehrfach) durch Kristalle erhöht worden ist. Diese werden zur Kompression der Fusionskapsel verwendet.

Nach eigenen Angaben plant das Unternehmen, bis zum Jahr 2037 das erste Fusionskraftwerk realisieren zu können.

6.2.18 Marvel Fusion

Die Eigenbeschreibung des Unternehmens, übernommen aus /BAY 23/, erklärt: „Ge-gründet 2019, hat Marvel Fusion in den letzten vier Jahren ein neuartiges Konzept zur Kommerzialisierung der Fusionsenergie basierend auf neuester Lasertechnologie entwickelt und die physikalischen Grundlagen des Konzepts erfolgreich validiert. Daher ist das Unternehmen zuversichtlich, in zehn Jahren Fusionskraftwerke zur Stromproduktion umzusetzen. Mit Unterstützung der US-amerikanischen Bundesagentur für Sprunginnovationen („SPRIN-D“) wird die dafür erforderliche Lasertechnologie bereits entwickelt. Zum vollständigen Machbarkeitsnachweis wird gemeinsam mit der Colorado State University (USA) die weltweit führende Laseranlage bis 2027 errichtet. Nach Erbringung des Machbarkeitsnachweis soll bis 2033 mit einem Pilotkunden das erste Fusionskraftwerk als Prototyp gebaut und in Betrieb genommen werden.“

6.2.19 Z Pulsed Power Facility

Die US-amerikanische Anlage ist der weltweit größte Generator für hochfrequente elektromagnetische Wellen und wird von den Sandia National Laboratories betrieben. Sie dient sowohl militärischen als auch zivilen Zwecken und führt Versuche der Hochenergie-dichtephysik durch, darunter Experimente zur Trägheitsfusion (z. B. über den Ansatz der „Magnetized Liner Inertial Fusion“), und Materialforschung unter extremen Druck- und Temperaturbedingungen. Die Daten unterstützen die Computermodellierung von Kernwaffen und der Trägheitsfusion für zukünftige Fusionskraftwerke.

Die Z Pulsed Power Facility (nach den vertikalen, „in Z-Richtung“ verlaufenden Drähten bzw. der vertikal austretenden Röntgenstrahlung) besteht aus einer runden Struktur (Durchmesser 33 m, Höhe von 6 m) mit 36 Marxgeneratoren (Impulsgenerator zur Erzeugung von kurzen Hochspannungspulsen, ca. ein Impuls pro Tag möglich). In der Mitte ist eine Vakuumkammer mit 3 m Durchmesser eingebaut, in dieser befindet sich die sogenannte „Z-Pinch“, eine zylindrische Anordnung aus 300 in Z-Richtung verlaufenden, parallelen Wolframdrähten in Form eines 20 cm hohen Zylinders.

Die Wolframdrähte haben einen Durchmesser von etwa 10 μm . Im Zentrum dieses Drahtzylinders sind verschiedene Experimente platziert, z. B. eine Fusionskapsel (Metallzylinder mit einem Gemisch aus Deuterium und Tritium), die zur Kernfusion komprimiert und erhitzt werden muss. Durch Bremsstrahlung entsteht bei der Draht-Implosion sehr intensive Röntgenstrahlung.

Durch einen hohen Stromfluss durch die Drähte (26 Millionen Ampere für ca. 100 Nanosekunden) verdampfen diese schlagartig und verwandeln sich in ein heißes, elektrisch leitendes Plasma. Der Stromfluss erzeugt ein starkes Magnetfeld im Plasma, welches radial zur senkrechten Achse stark komprimiert und erhitzt wird (sog. Pinch-Effekt). Dadurch wiederum erhitzt das Plasma das Wandmaterial des Proben-Zylinders in dessen Innerem auf eine Temperatur von bis zu einigen Milliarden Kelvin; der Zylinder sendet einen intensiven Röntgenpuls aus. Die Fusionskapsel wird auf einen Bruchteil ihrer ursprünglichen Größe zusammengepresst und dabei stark aufgeheizt.

Im Jahr 2003 gelang es, eine Fusionskapsel solcherart zu komprimieren (ein Sechstel des ursprünglichen Durchmessers), dass eine Fusion von Deuterium erreicht wurde.

2006 konnte erstmalig ein Plasma mit einer Temperatur von über 2 Milliarden Kelvin erzeugt werden; die experimentellen Ergebnisse konnten seitdem mehrfach bestätigt, jedoch noch nicht vollständig erklärt werden.

Im Jahr 2016 wurden erstmalig geringe Mengen Tritium in die Experimente der Anlage eingebracht /BIE 16/, die damit die dritte Anlage unter Führung des US-amerikanischen Department of Energy ist, die Stand 2016, mit Tritium umgeht /SAN 16/.

6.2.20 Zap Energy

Zap Energy ist ein amerikanisches Privatunternehmen, das die Kommerzialisierung von Fusionsenergie durch den Einsatz eines scherströmungsstabilisierten Z-Pinch-Systems anstrebt. Das Unternehmen wurde 2017 gegründet und hat seinen Sitz in Seattle; es betreibt weitere Forschungseinrichtungen in Washington.

Die konzeptionelle Grundlage der Technologie wurde an der University of Washington entwickelt. Zap Energy wurde nach den positiven ersten Ergebnissen eines experimentellen Geräts namens Fusion Z-Pinch Experiment (FuZE) im Rahmen des ALPHA-Programms der Advanced Research Projects Agency–Energy (ARPA-E) gegründet.

Zap-Energy betreibt ein gepulstes Energiesystem ohne externe Magnete. Die Anlage besteht aus einer etwa zwei Meter langen Metallröhre mit einer Kathode in der Mitte. Zwischen der zentralen Kathode und der geerdeten Wand wird eine Spannung angelegt. Im hinteren Teil der Maschine wird Fusionsbrennstoff (Deuterium) aufgeblasen, der ionisiert und ein Plasma erzeugt. Dieses Plasma strömt nach vorne und bildet im Spalt zwischen Kathode und Wand eine etwa 50 cm lange, fließende Engstelle. Im April 2024 erreichte FuZE nach Angabe des Unternehmens erstmalig Plasmaelektronentemperaturen von 11 - 37 Millionen Grad Celsius /ZAP 24/.

6.3 Radiologisches Gefahrenpotential

Bei der Kernfusion sind, im Gegensatz zur Kernspaltung, keine notfallbedingt unkontrollierbaren nuklearen Kettenreaktionen möglich, die maßgeblich zum Gefährdungspotential von Kernkraftwerken beitragen. Bei derzeit denkbaren Unfallszenarien in Kernfusionsanlagen würde eine Störung der Plasmabedingungen zum sofortigen Abbruch der Fusionsreaktionen führen.

Dennoch sind auch bei Anlagen der Kernfusion radiologische Gefahrenpotentiale vorhanden, die insbesondere gegeben sind durch

- aktivierte Anlagenbauteile und Stäube,
- Beimengungen radioaktiver Isotope in Reaktorkomponenten; Entstehung radioaktiver Isotope durch Neutroneneinfänge durch Verunreinigungen im Ausgangsmaterial,
- den Fusionsbrennstoff Tritium und
- mit Tritium versetzte Materialien (Tritiumdiffusion).

6.3.1 Aktivierte Anlagenstrukturen

Bei Fusionsreaktoren haben das Reaktordesign und die Beschaffenheit der verwendeten Materialien erheblichen Einfluss auf Menge und Aktivität der Komponenten (z. B. /ABE 25/), was derzeit breitgefächerte Forschung, insbesondere auch in den Materialwissenschaften, bedingt. So sind etwa Strukturmaterialien (insb. Stähle), die für den Einsatz in Kernkraftwerken erprobt und optimiert sind, für den Gebrauch in Fusionskraftwerken durch die hohen Betriebstemperaturen und intensive Neutronenstrahlung nicht oder nur bedingt geeignet. Nach /GON 22/ sind z. B. Molybdän, Niob, Nickel, Kohlenstoff,

Stickstoff, Kupfer, Aluminium als Legierungselemente und Kalium oder Kobalt als Verunreinigungen besonders nachteilig, da sie zu langlebigen radioaktiven Aktivierungsprodukten führen können, darunter insb. C-14 (Halbwertszeit 5.730 Jahre), Ni-59 (Halbwertszeit 80.000 Jahre), Nb-94 (Halbwertszeit 20.310 Jahre), Re-186m (Halbwertszeit 200.000 Jahre).

6.3.1.1 Stahl

Verschiedene Stähle sind derzeit in Fusionsanlagen in Gebrauch bzw. in Optimierungsprozessen begriffen, darunter

- EUROFER97 (der europäische ferritisch-martensitische Stahl mit reduzierter Aktivierung, der derzeit als einer der vielversprechendsten Stähle gilt)
- F82H (Eigenschaften ähnlich EUROFER97; wurde entwickelt, um die Radioaktivität von 9 %-Cr-Stahl durch Ersetzen oder Eliminieren schädlicher Elemente wie Molybdän, Niob, Nickel usw. zu reduzieren), z. B. /HIR 14/
- AISI 316 (austenitischer Chrom-Nickel-Molybdän-Stahl); die Variante AISI 316L zeichnet sich durch einen niedrigeren Kohlenstoffgehalt (L = low carbon) aus
- JK2LB (hochmanganhaltige austenitische Stahllegierung, die von der Japan Atomic Energy Agency und Kobe Steel für die Verwendung als Kabelmantelmaterial in supraleitenden Leiterbündeln für die Magnete von ITER entwickelt wurde)
- 3Cr-3WV (bainitische Stahllegierung, die hauptsächlich aus Chrom, Wolfram und Vanadium besteht und in Hochtemperaturanwendungen Einsatz findet)

Für die Gefährdungspotentiale einer Fusionsanlage ist allerdings zu bedenken, dass diese Aktivierungsprodukte in den Strukturstählen fest gebunden sind – eine (insb. atmosphärische) Freisetzung kann daher nicht ohne Weiteres angenommen werden. Der Radionuklidgehalt spielt jedoch eine entscheidende Rolle bei der Handhabung mit den aktivierten Strukturen (z. B. im Rahmen von Revisionen, beim Austausch von Komponenten) und deren Endlagerung nach ihrer geplanten Betriebszeit.

Durch die nach derzeitigem Planungsstand sehr großen Mengen bzw. Volumina der Stahlkomponenten (Blanket, Divertor, Abschirmungen, Vakuumbehälter, Magnete, etc.; nach /GON 22/ ist z. B. bei ITER von einem Kernvolumen von 3.000 Kubikmetern auszugehen, das konzeptionelle Design des geplanten Tokamaks ARIES-ACT2 geht sogar

von 8.000 Kubikmetern Kernvolumen aus), sind Handhabung und spätere Entsorgung bzw. Endlagerung der Strukturen frühzeitig einzuplanen. Zum jetzigen Zeitpunkt können die abgeschätzten radioaktiven Abfallmengen herangezogen werden, um einen Überblick über mögliche Gefährdungspotentiale durch (strukturgebundenes und somit nicht ohne Weiteres freisetzbare) Radionuklid-Inventar abzuschätzen. Hierbei ist jedoch zu beachten, dass die genannten Abschätzungen, Berechnungen und Werte zumeist vom simulierten Dauerbetrieb eines zukünftigen, erfolgreich realisierten Kernfusionskraftwerks ausgehen.

Abb. 6.3 zeigt die Abfallbewertungen für EU-DEMO nach Berechnungen von /GIL 23/. Auf der linken Seite der Graphik („ILW waste evolution“) zeigt die prognostizierte Abfallmasse, die gemäß den britischen Vorschriften als mittelaktiver Abfall („intermediate level waste“) entsorgt werden müsste, als Funktion der Zeit nach dem Ende der Lebensdauer (EOL) von EU-DEMO. Die Masse zu jedem Zeitpunkt ist nach Reaktorkomponenten unterteilt, die durch die Farben in der Legende gekennzeichnet sind. Die rechte Seite der Graphik zeigt eine beispielhafte Aktivitätsentwicklung für EUROFER-Stahl, der den Großteil der Blanket-, Divertor- und Shield-Bereiche von EU-DEMO ausmachen wird. Der Balken für jeden Zeitpunkt ist unterteilt, um die relativen Beiträge der verschiedenen Tochterelemente im aktivierten Stahl zur absoluten Aktivität anzuzeigen. Die Zusammensetzung der Abfälle kurz nach Abschaltung kann herangezogen werden, um eine erste Abschätzung des Radionuklid-Inventars der Anlage anzugeben. Es zeigt sich, dass kurz nach der Abschaltung (bis ca. eine Woche nach Betriebsende) Wolfram und Mangan dominieren; Tantal, Rhenium und Eisen tragen in geringerem Umfang zur Aktivität bei. Ein Jahr nach Abschaltung ist die Aktivität fast vollständig auf radioaktives Eisen (und etwas später Cobalt) zurückzuführen; die durch Bestrahlung entstehenden Radionuklide von Kohlenstoff (blau) dominieren die Aktivität über lange Zeiträume (ab 60+ Jahre).

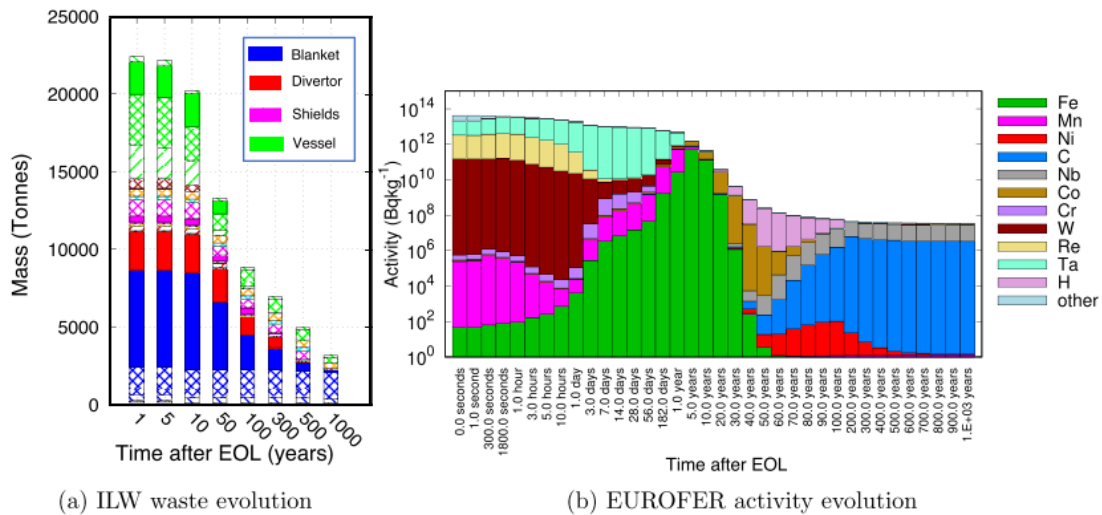


Abb. 6.3 Abfallbewertung für EU-DEMO (Abbildung aus /GIL 23/)

Die Erzeugung der genannten langlebigen radioaktiven Isotope von Kohlenstoff, Nickel, Niob und Rhenium während des Betriebs einer experimentellen Fusionsanlage im kurzzeitigen Betrieb oder des geplanten Dauerbetriebs eines Fusionskraftwerks sind Gegenstand aktueller Forschung. Kernphysikalische Experimente können so etwa helfen, relevante Reaktionspfade der Transmutation und Wirkungsquerschnitte für verschiedene Umgebungen (Temperaturen, Neutronenflüsse, etc.) zu bestimmen.

Als beispielhafte Auswahl aktueller Arbeiten zu dieser Thematik seien genannt /VIV 25/ zur Messung der Erzeugung von Nb-91, Nb-94 und Mo-93 unter möglichen Umgebungsbedingungen eines Kernfusionsreaktors; /NAV 23/ zur Messung der Erzeugung von Mn-53, Mn-54, Fe-55, Ni-59 und Co-60 durch Reaktionen mit geladenen Teilchen unter möglichen Umgebungsbedingungen eines Kernfusionsreaktors sowie /AND 23/, die sich mit der Unterdrückung der Rhenium- und Osmiumproduktion in Wolfram durch selektive Isotopenanreicherung befassen.

In /KHR 06/ wurde eine Analyse der Neutronenaktivierung von Strukturmaterialien, Kühlmittelkomponenten und weiteren Strukturen durchgeführt, mit dem Ziel, die durch Aktivierungsprozesse gebildeten Mengen an C-14 abzuschätzen. Die Autoren führen aus, dass in ihren Analysen die C-14-Produktionsraten im Bereich der für Kernkraftwerke typischen Werte liegen. Sie sind jedoch nicht deutlich niedriger, als man unter den Bedingungen des Fusionsneutronenspektrums erwarten könnte. In Kernreaktoren mit 1000 MW(e) Volllast wird C-14 mit Raten von 3-16 TBq/GW(e)a produziert, hauptsächlich abhängig von den Stickstoffverunreinigungen in den Strukturelementen, der

Variation des Neutronenspektrums und den Konstruktionsmerkmalen der Reaktortypen. Der Einfluss des Wasserkühlmittels auf diese Werte beträgt $< 1 \text{ TBq/GW(e)a}$, während der geschätzte Einfluss der sauerstoffhaltigen keramischen Brutreaktoren bei etwa $1 - 2 \text{ TBq/GW(e)a}$ liegt.

6.3.1.2 Beryllium

Beryllium ist ein selten vorkommendes Metall, das die Tritiumproduktion im Brutblanket durch Neutronenvervielfachung verbessern soll. Das eingesetzte Beryllium enthält Beimengungen von Uran in der Größenordnung 20 -100 ppm. Mit einer Gesamtmenge von 300 - 400 Tonnen Beryllium im Brutblanket eines DEMO-Reaktors (/KIM 20/: 490 Tonnen) ist somit zwischen 6 und 40 kg Uran zu rechnen /DEU 24b/, /GON 22/.

Das Uran ist in den metallischen Berylliumstrukturen gebunden; eine (insb. atmosphärische) Freisetzung kann daher nicht ohne Weiteres angenommen werden. Der Radionuklidgehalt spielt jedoch eine entscheidende Rolle bei der Handhabung der Komponenten und deren Endlagerung nach ihrer geplanten Betriebszeit.

Aktuelle Forschungen befassen sich mit Prozessen, welche die Verunreinigungen des eingesetzten Berylliums weiter reduzieren können /KIM 20/.

6.3.1.3 Wolfram

Die Erste Wand in Fusionsanlagen muss als plasmabelastete Komponente den extremen Bedingungen des Fusionsplasmas standhalten (hohe Temperaturen, hochenergetische Teilchenstrahlung) und dient damit neben dem Schutz der Reaktorkomponenten insbesondere einer effizienten Wärmeabfuhr durch die bei der Fusion entstehenden Neutronen. Während des Betriebs muss dabei die Entstehung von Verunreinigungen des Plasmas durch herausgelöste Partikel aus der Ersten Wand verhindert bzw. minimiert werden, da es anderenfalls zu Leistungsverlusten oder sogar dem Abbruch des Plasmaflusses kommt.

Als Materialien für die Erste Wand haben sich Kohlenstoff (jedoch mittlerweile kaum noch in Betracht gezogen) und Wolfram durch hohe Schmelzpunkte und geringen Verschleiß in bisher realisierten Fusionskonzepten bewährt, dennoch besteht auch hier weiterer Optimierungsbedarf.

Mehrere Fusionsanlagen haben in den letzten Jahren/Jahrzehnten verstärkt Umbauten zugunsten von Wolframbauteilen durchgeführt, um unerwünschte Verunreinigungen des Fusionsplasmas (im Vergleich zu Kohlenstoffkomponenten) zu minimieren.

Im Tokamak ASDEX Upgrade etwa wurden, beginnend im Jahr 1996, schrittweise die Kohlenstoff- durch Wolframbauteile ausgetauscht; 2007 war der Umbau abgeschlossen und die Anlage damit die erste, deren Brennkammer vollständig mit Wolfram ausgekleidet war. Heute haben auch weitere Anlagen, etwa KSTAR, eine Wolframverkleidung; auch für ITER ist entsprechendes vorgesehen /FOR 13/.

Mit dem (geplanten) großflächigen Einsatz von Wolfram sind jedoch auch radiologische Risiken verbunden, die bei der Planung von Fusionsanlagen bzw. -kraftwerken zu berücksichtigen sind. Insbesondere aktivierte Wolframstäube, ihre Zusammensetzung, Entstehungspfade und ihr Verhalten bei Filterung und einer möglichen Freisetzung in der Umwelt, wurden erst in den letzten Jahren zunehmend berücksichtigt.

In /WAN 24/ wird ein erster Überblick über die Entstehung, das Umweltverhalten und die gesundheitlichen Auswirkungen von Wolframstäuben gegeben. Demnach kann aktivierter Wolframstaub sowohl während des Betriebs (Schichtabscheidung- und zerfall), als auch bei Störungen (Lichtbogenbildung), Plasmadisruptionen und während Wartungsphasen entstehen. Quantitative Abschätzungen der Staubmengen sind dabei mit großen Unsicherheiten behaftet; in /WAN 24/ wurde anhand von Messungen eines Betriebszyklus von EAST (drei Monate im Jahr 2021; Kohlenstoff-Wolfram-Verkleidung) eine erste Mengenabschätzung gegeben. Demnach wurde eine Gesamtmasse von 9.508,02 mg Wolframstaub aus dem Plasmagefäß gesammelt, die gemessenen Entstehungsraten lagen zwischen 0,008 mg/s und 0,026 mg/s.

Im Allgemeinen wird die Staubentwicklungsrate in erster Linie durch Faktoren wie Betriebsleistung, Betriebsdauer, Häufigkeit transients Ereignisse und Konstruktionsparameter bestimmt. Da jedoch die genauen Mechanismen der Staubentwicklung noch weitgehend ungeklärt sind (mehrere physikalische Effekte wie chemisches oder physikalisches Sputtering, Evaporation, thermoionische Emission sind jedoch prinzipiell ausreichend verstanden), ist es derzeit schwierig, die Staubentwicklungsrate für zukünftige Fusionsanlagen mit vollständiger Wolframpanzerung zu quantifizieren.

Neben der Entstehung der Wolframstäube selbst ist auch die Größenverteilung der Partikel von Interesse, insbesondere im Hinblick auf reguläre, aber auch notfallbedingte

Filtermaßnahmen. So ist etwa bekannt, dass die Effizienz von HEPA Filtersystemen für Partikel mit Durchmessern im Bereich zwischen 50 - 300 nm abnimmt /SAN 20/, sodass hier etwa trotz funktionierender Filter mit Freisetzen zu rechnen ist. Aus Abb. 6.4 wird deutlich, dass der genannte Größenbereich der Staubpartikel von den genannten Anlagen unter bestimmten Voraussetzungen erreicht werden kann.

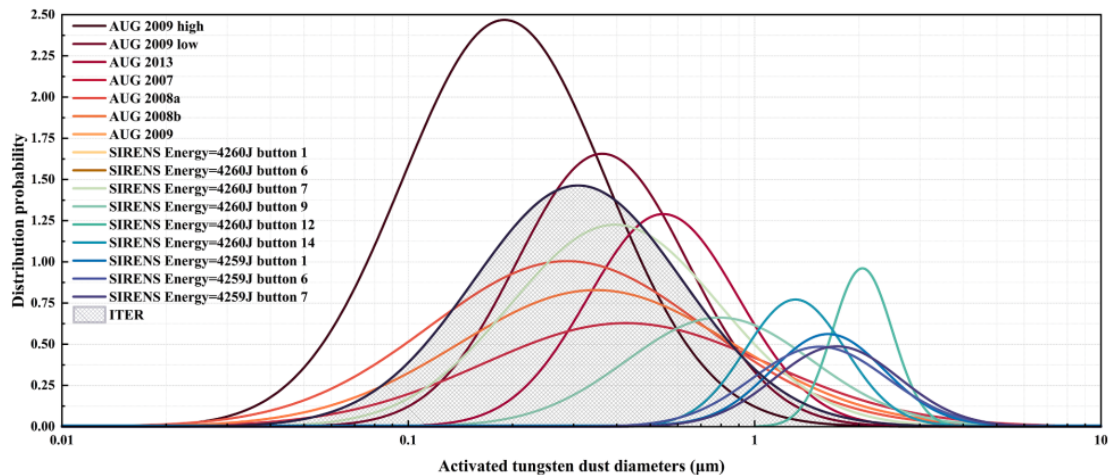


Abb. 6.4 Partikelgrößenverteilung von Wolframstäuben der Anlagen ASDEX Upgrade (AUG), SIRENS High Heat Flux Facility und mögliche Partikelgrößen von ITER (Abbildung aus /WAN 24/)

6.3.2 Tritium

Mit der derzeit für zukünftige Fusionskraftwerke hauptsächlich in Betracht gezogene Brennstoffpaarung D+T kommt dem radioaktiven Tritium (T) besondere Bedeutung zu. Es wird geschätzt, dass ein Fusionskraftwerk mit einem Gigawatt elektrischer Leistung jährlich rund 225 kg Tritium verbrauchen wird. Der Umgang mit Tritium in Bezug auf strahlenschutzrechtliche und notfallschutzrelevante Planungen wird daher sowohl während des Betriebs als auch bei bereits mitzudenkenden Abbauprozessen eine besondere Relevanz haben.

Bisher wurde Tritium nur in sehr geringem Umfang (Größenordnung Milligramm bis Gramm) und in wenigen experimentellen Anlagen genutzt. Durch die verstärkten Bestrebungen, Fusionsanlagen bzw. zukünftige -kraftwerke zu realisieren, wurden in den letzten Jahren verstärkt Einrichtungen unterschiedlicher Zielsetzung gegründet bzw. ausgebaut, die mit Tritium umgehen oder umgehen werden (z. B. Produktion, Versuche zu technischen Aspekten der Tritiumhandhabung, experimentelle Kernfusionsanlagen, etc.). Durch die radioaktive Natur des Tritiums bedarf es (strahlenschutzrechtlicher)

Genehmigungen, die fallspezifisch und im regulatorischen Kontext des Landes erteilt werden. Die jährlich publizierten Berichte der „Fusion Industry Association“ listen unter anderem Unternehmen, die derzeit mit Tritium umgehen oder eine erste Betriebsgenehmigung erhalten haben /FUS 24/. Da die benötigten Mengen Tritium zum jetzigen Zeitpunkt einen erheblichen Engpass darstellen, insbesondere für den Betrieb kommerzieller Fusionskraftwerke, kann dies einen ersten Überblick über den weltweiten Bedarf bzw. weltweite Produktionskapazitäten geben. Insbesondere der Preis (Stand 2025: rund 30.000 Euro pro Gramm), aber auch eine Priorisierung bei der Verteilung des wenigen vorhandenen Tritiums sind bei der Umsetzung von Fusionskonzepten zu bedenken.

Tab. 6.2 (Startup-) Unternehmen, die für Arbeiten mit Tritium lizenziert sind oder eine Lizenzierung anstreben und als solche einen Bedarf an Tritium haben, der in besonderem Maße wirtschaftlicher Rentabilität unterliegt /FUS 24/

Abkürzungen: DD: Deuterium-Deuterium, DT: Deuterium-Tritium, pB11: Proton Bor-11

Name (Land)	Gründung	Zielmärkte	Brennstoff
Acceleron Fusion (USA)	2023	Stromerzeugung, Medizin, Wasserstoff oder saubere Brennstoffe, Industriewärme, Tritiumproduktion	DT (Lizenz zum Umgang mit Tritium erhalten)
Avalanche Energy (USA)	2018	Raumfahrtantriebe, Schiffsantriebe	DT
Commonwealth Fusion Systems (USA)	2018	Stromerzeugung (Tokamak SPARC)	DT
Energy Singularity Fusion Power Technology (CN)	2021	Stromerzeugung (Tokamak)	DT
EX-Fusion (J)	2021	Stromerzeugung, Wasserstoff oder saubere Kraftstoffe	DT
First Light Fusion (UK)	2011	Stromerzeugung	DT
Focused Energy (D, USA)	2021	Stromerzeugung, netzunabhängige Energie, Wasserstoff oder saubere Kraftstoffe, Industriewärme, Bildgebung	DT

Name (Land)	Gründung	Zielmärkte	Brennstoff
FUSE (USA; CAN)	2019	Stromerzeugung, netzunabhängige Energie	DT
Gauss Fusion (D)	2022	Stromerzeugung	DT
General Fusion (CAN)	2002	Stromerzeugung	DT
Helical Fusion (USA)	2021	Stromerzeugung, netzunabhängige Energie	DT
Horne Technologies (USA)	2008	Stromerzeugung, Raumfahrtantriebe, Schiffsantriebe, Medizintechnik, Wasserstoff und/oder saubere Kraftstoffe, Industrielle Wärme	DD, DT, pB11
Kyoto Fusionieering (J)	2019	Stromerzeugung, industrielle Wärme	UNITY-2 ist eine Anlage des DT-Brennstoffzyklus (Standort Kanada)
Laserfusionx (USA)	2022	Stromerzeugung	DT
Longview Fusion Energy Systems (USA)	2021	Stromerzeugung, industrielle Wärme	DT
Magneto Inertial Fusion Technologies, Inc. (MIFTI), USA	2009	Stromerzeugung, Wasserstoff und/oder saubere Kraftstoffe,	DT
Marvel Fusion	2019	Stromerzeugung	pB11
Novatron (S)	2019	Stromerzeugung, industrielle Wärme	DT
NT-TAO (ISR)	2019	Stromerzeugung, netzunabhängige Energie	DT
OPENSTAR Technologies (NZ; USA)	2021	Stromerzeugung	DT
Proxima Fusion (D)	2023	Stromerzeugung industrielle Wärme	DT
Realta Fusion (USA)	2022	Netzunabhängige Energie, industrielle Wärme	DT

Name (Land)	Gründung	Zielfmärkte	Brennstoff
Renaissance Fusion (F)	2020	Stromerzeugung, Hochtemperatur-Supraleitung, Energiespeicherung, Kabel, Generatoren, ,Big Science	DT
Shine Technologies (USA, NL)	2055	Medizin, Neutronenbildgebung und Strahlungseffekttests für fortgeschrittene industrielle Inspektionen, Transmutation von Atom-müll mittels Fusionsneutronen entweder zur Stabilisierung schneller Reaktoren oder durch direkte Transmutation. Stromerzeugung durch Übernahme anderer Konzepte	DT Die Inbetriebnahme eines kommerziell betriebsfähigen DT-Trenn- und -Reinigungssystems ist abgeschlossen.
Startorus Fusion (CN)	2021	Stromerzeugung, netzunabhängige Energie	DT
Stellarex (USA)	2022	Stromerzeugung	DT
TAE Technologies (USA, UK, CH, EU)	1998	Stromerzeugung	Der p-B11-TAE-Aufbau kann auch andere Fusions-brennstoff-zyklen wie D-T, D-He3 und D-D nutzen
TERRA Fusion (USA)	2024	Stromerzeugung, industrielle Wärme	DT
THEA Energy (USA)	2022	Stromerzeugung, Radionuklid- und Tritiumproduktion	DT
Tokamak Energy	2009	Stromerzeugung, Schiffsantriebe, netzunabhängige Energie, Wasserstoff/saubere Kraftstoffe, industrielle Wärme	DT

Name (Land)	Gründung	Zielmärkte	Brennstoff
Type One Energy Group (USA)	2019	Stromerzeugung, industrielle Wärme	DT
XCIMER Energy (USA)	2022	Stromerzeugung, Verteidigung	DT
ZAP Energy (USA)	2017	Stromerzeugung	DT

Die Menge an zulassungsbedingt erlaubtem Tritium in Fusionskraftwerken ist Gegenstand aktueller (internationaler) Arbeiten zur Regulatorik von Fusionsanlagen. Gefährdungsanalysen müssen dabei neben dem eigentlichen Inventar einer Anlage auch dessen Freisetzbarkeit (Barrieren, eingesetzte Materialien, Ereignisabläufe, etc.) berücksichtigen, was durch den aktuellen Entwicklungsstand noch mit großen oder schwer einzuschränkenden Unsicherheiten behaftet ist.

Physikalische Abschätzungen erlauben es jedoch, den Gesamtbedarf an Tritium für ein Fusionskraftwerk zu bestimmen. So geht man davon aus, dass ein Fusionskraftwerk mit 1 GW elektrischer Leistung jährlich etwa 225 kg Tritium verbraucht. Die Eigenproduktion von Tritium (das Erbrüten, z. B. in Blankets) in einem Fusionsreaktor ist daher unabdingbar.

Um den Fusionsreaktor jedoch „starten“ zu können, wird ein Anfangsinventar nötig sein. Dieses muss ausreichend groß für eine reibungslose Zündung des Fusionsplasmas sein, sollte dabei jedoch gering genug sein, um regulatorischen und wirtschaftlichen Faktoren (Anschaffungskosten) zu genügen. In /MAL 24/ wird eine solche Abschätzung eines Start-Up-Inventars für einen 500 MW-Reaktor unter Annahme derzeit gängiger Konstruktionsparameter eines möglichen Fusionskraftwerks hergeleitet. Die Autoren beziehen in ihre Rechnungen zahlreiche Faktoren ein, darunter die vollständige Erstbefüllung aller notwendigen Komponenten des Brennstoffkreislaufs, Verluste durch radioaktiven Zerfall oder andere Gegebenheiten (Tritiumdiffusion) oder die Zeit, die bis zum Erreichen einer stabilen, ausreichenden Tritiumproduktion vergeht. In den Rechnungen, deren Simulationsgrundlagen und Eingabeparameter im Rahmen dieses Arbeitspakets nicht bewertet werden können, kommen die Autoren so auf ein notwendiges Startinventar von rund 327 Gramm Tritium. Darüber hinaus könnten weitere 642 Gramm als Tritiumreserve nötig sein, um z. B. den Produktionsstopp durch Wartungsarbeiten abzufedern. Bei Kosten von derzeit 30.000 Euro pro Gramm Tritium müsste somit bei der Anschaffung eines knappen Kilogramms Tritium (bzw. 969 Gramm) mit fast

30.000.000 Euro gerechnet werden, was mit der Rentabilität eines möglichen Fusionskraftwerk abzugleichen ist.

Ein weiterer Aspekt, der bei der Verwendung bzw. Handhabung des gasförmigen Tritiums von erheblicher Relevanz ist, ist seine Fähigkeit, durch (Struktur-)Materialien zu diffundieren (auch: Permeation) – z. B. in Abhängigkeit vom Materialtyp (Stähle, Keramiken, aber auch Defektstellen im Material), der Oberflächenbeschaffenheit und Temperatur des Werkstoffs. Für Fusionsreaktoren, die voraussichtlich mit größeren Mengen Tritium als Brennstoff umgehen, stellen unerwünschte Freisetzungen und Verluste des Wasserstoffisotops komplexe Probleme dar. Aus betrieblichen, aber insbesondere auch aus strahlenschutzrechtlichen Gründen, sind technische Lösungen zur Minimierung der Tritiumfreisetzung daher von besonderem Interesse. Für einen umfassenden Überblick über die Barrierenwirkung verschiedener plasmanaher Materialien in Fusionsanlagen (Kohlenstoff, Wolfram, Beryllium; Strukturmaterialien aus verschiedenen Stählen; Metalle, Legierungen und Verbindungen, z. B. Oxide und Nitride) sei auf /KAR 12/ verwiesen.

6.3.3 Deterministische Stör- und Unfallanalysen

Deterministische Stör- und Unfallanalysen dienen in der Kerntechnik einerseits der Ermittlung von Druck- und Temperaturentstehung (insbesondere deren Zeitverlauf in der Anlage, etwa im Reaktordruckbehälter und im Sicherheitsbehälter) und andererseits der Ermittlung von Quelltermen radioaktiver Stoffe. Meist sind sie Teil eines übergeordneten probabilistischen Ansatzes (PSA: probabilistische Sicherheitsanalyse, Stufe 1; von Beginn des auslösenden Ereignisses bis hin zum Beginn des Kernschadenzustandes, Stufe 2; von Beginn des Kernschadenzustandes bis hin zur Radionuklidfreisetzung in die Anlagenumgebung, siehe z. B. /IAE 10/).

Solche Analysen werden auch für Fusionsanlagen in Form von Großanlagen wie ITER oder von Kraftwerkskonzepten wie EU-DEMO durchgeführt.

Die Betrachtungen bauen auf verhältnismäßig einfachen Abschätzungen auf, wobei ein solches einfaches Modell von einer Vakuumkammer und bestimmten Annahmen hinsichtlich des Staub- und Tritiuminventars ausgeht. Darüber hinaus können aufwändige Simulationen der wesentlichen Prozesse eines Stör- und Unfalles durchgeführt werden. Solche Simulationen werden für den EU-DEMO von der WPSAE (*Working Package Safety and Environment*) der EUROfusion durchgeführt. Es ist zu bedenken, dass im Falle

von Konzepten wie dem EU-DEMO der Entwurf ständigen Änderungen unterliegt, so dass auch derartige Analysen stets nachzuhalten sind. Diese können auch Eingang finden in den Konstruktionsprozess, wobei sie nicht mit Auslegungsrechnungen, die von Hersteller/Entwickler durchgeführt werden, zu verwechseln sind.

Integralcodes

Da ein Stör- oder Unfall im Grunde alle Bereiche und damit physikalischen Aspekte einer kerntechnischen Anlage umfasst, wechselwirken jene Bereiche miteinander, so dass ein komplexes physikalisches System entsteht. Diese Wechselwirkungen werden in sogenannten Integralcodes simultan simuliert, sofern sie gleichzeitig in Erscheinung treten. Typischerweise erstreckt sich die entsprechende Phänomenologie von der Thermohydraulik innerhalb des Reaktordruckbehälters über die Stufen der Kernzerstörung und den Druckaufbau (vor allem nach Versagen des RDB innerhalb des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, der sog. MCCI: *Molten Corium-Concrete Interaction*) bis hin zur Radionuklidfreisetzung. Codes, die diese vielfältige Phänomenologie abzubilden vermögen, werden Integralcodes genannt. Deren physikalische Modelle sind hauptsächlich auf Leichtwasserreaktoren abgestimmt. Solche Codes sind beispielsweise MELCOR (USA, *Methods for Estimation of Leakages and COsequences of Releases*), ASTEC (Frankreich, *Accident Source Term Evaluation Code*), SOCRAT (Russland, *System of Code for Realistic Analysis of severe accidents*), SAMPSON (Japan, *Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented Toward Nuclear Fields*) oder AC2 (ATHLET, ATHLET-CD, COCOSYS), wobei die Entwicklung des letzteren im Verantwortungsbereich der GRS liegt /WEY 24/.

Trotz des Fokus auf Leichtwasserreaktoren sind einige Teilaspekte auf die Kernfusion anwendbar, wie beispielsweise die Thermohydraulik, welche im Blanket und in der Vakuumkammer relevant ist. Im letzteren Falle gilt dies jedoch lediglich unter Bedingungen von Stör- und/oder Unfällen, das Hochvakuum des Leistungsbetriebes können diese Codes typischerweise nicht abbilden. Die Thermohydraulik im Blanket kann hingegen auch für den Leistungsbetrieb simuliert werden, wobei der Leistungseintrag aus der Kernfusion durch Wärmequellen auf der Ersten Wand (First Wall, FW) und im Volumen des Blankets (Kühlmittel, Materialien der FW, Brutzone, Tragestrukturen) modelliert werden können.

Das „Aerosol-Programmpaket“ der Codes kann zur Abbildung des Staubtransports verwendet werden, da es sich im Grunde um Aerosole handelt, sobald diese mobilisiert

wurden. Das in MELCOR und COCOSYS (*Containment Code System*; Code zur Abbildung der Phänomene innerhalb des Containments, ein Teil von AC2) gegebene Aerosol-Programmpaket MAEROS nimmt eine generische Dichte von 1000 kg/m^3 für die Aerosole an, welche für die Staubdichten in einer Fusionsanlage anzupassen ist. Auch ist die Größenverteilung dem Code zu übergeben, um den Eigenschaften der Stäube als Resultat der Kernfusion gerecht zu werden.

Ein weiterer wesentlicher Aspekt besteht in dem Arbeitsmedium: Im Falle von LWR ist dies (leichtes) Wasser. Daneben koexistieren nicht-kondensierbare Gase wie N_2 , O_2 , H_2 , CO , CO_2 , die jedoch nicht als Arbeitsmedium gelten. In AC2 können weiterhin Helium, Natrium, Kalium, Blei, etc. betrachtet werden; ferner können relativ leicht weitere Medien eingebracht werden. Insbesondere Helium wäre für das vom KIT entwickelte Blanketkonzept HCPB (*Helium-Cooled Pebble Bed*) relevant. Aber auch bei Verwendung dieses Konzeptes wäre der Divertor nach wie vor wassergekühlt. Simultane Verwendung verschiedener Medien ist in AC2 möglich, jedoch derzeit keine Vermischung derselben. Auch ist für gewisse Szenarien wie ein Kühlmittelverlust in den Kryostaten mit einer Erstarrung des Kühlmediums zu rechnen. Derartige Phasenübergänge insbesondere von Helium werden beispielsweise von AC2 derzeit nicht abgebildet.

Für die Simulation anderer Blanketttypen sind ebenfalls Stoffe wie das Eutektikum von Lithium-Blei wie beim WCLL-Blanketkonzept (*Water-Cooled Lithium Lead*) notwendig. Im Falle von wassergekühlten Blankets kann es zur Bildung von aktivierten Korrosionsprodukten kommen, deren Transport ebenfalls zu simulieren wäre.

Der Code MELCOR nimmt gegenüber den anderen genannten Codes eine Sonderstellung ein, da von diesem eine Version existiert, die Modelle beinhaltet, die fusionsspezifisch sind. Diese decken beispielsweise die chemische Reaktion von Wolfram, Beryllium oder Kohlenstoff mit Wasserdampf oder Luftsauerstoff ab. Eine weitere wichtige Eigenschaft des Codes ist die Abbildung der Tritiumpermeabilität durch Strukturen und des Transports von tritiiertem Wasser (HTO). Auch ist MELCOR in der Lage, eine Eisbildung zu berechnen.

Modellentwicklung für Stör- und Unfallsimulationen

Grundsätzlich sind die physikalischen Phänomene in den genannten Codes modelliert; für eine anlagenspezifische Anwendung dieser Modelle ist den sog. ‚Lumped Parameter‘-Codes (zu Deutsch etwa „Modell bzw. Codes konzentrierter Parameter“; Eigenschaften werden stark vereinfacht dargestellt und räumlich verteilte Eigenschaften zu einem einzigen, konzentrierten Parameter zusammengefasst) darüber hinaus mitzuteilen, welche Gestalt und sonstige Charakteristika die Anlage hat. Lumped parameter Codes ordnen Größen wie Volumen, Wärmekapazität, etc. sog. Kontrollvolumen zu, die mit Pfaden verbunden sind, so dass ein Stoffaustausch möglich ist. Diese Kontrollvolumen stellen einen Teil der Anlage dar, wie etwa Kühlkanäle oder Raumvolumina im Sicherheitsbehälter. Auch werden diesen Kontrollvolumina Strukturen zugeordnet, so dass ein Wärmeaustausch stattfinden kann. Ferner können Strukturen, die typischerweise Beton- oder Stahlwandungen repräsentieren, zur Ablagerung von Radionukliden dienen, deren Transport hingegen führt auch über Strömungspfade oder eigens zu definierenden Wegen.

Somit ist die Entwicklung eines Anlagenmodells der zweite wesentliche Teil zur Vorbereitung einer Stör- und Unfallanalyse. Diese Entwicklung fällt in den Verantwortungsbe-
reich des Anwenders.

Szenarien, Plasmaphysik

Für die Durchführung von Stör -bzw. Unfallanalysen sind zunächst deren Randbedingungen festzulegen. Diese stehen im Zusammenhang mit dem zu Grunde liegenden Szenario. Ein solches kann beispielsweise ein „in“- oder „ex vessel“-LOCA (*Loss Of Coolant Accident*) sein, LOFA (*Loss Of Flow Accident*) oder LOVA (*Loss Of Vacuum Accident*) sein. Diese sind zugleich die auslösenden Ereignisse. Beim LOFA etwa wird ein Auslaufen der das Kühlmittel treibenden Pumpen angenommen, so dass die Kühlung des Blankets ausfällt und es sich ohne Mitigation (Plasmaabschaltung über das FPSS; *Fast Plasma Shutdown System*) infolgedessen weiter aufheizt, so dass nach einer bestimmten Zeit die Erste Wand versagt, welches wiederum zu einem internen Kühlmittelverlust führt („in vessel“ LOCA). Dies oder auch die Mitigation des Ereignisses kann, neben zahlreichen Instabilitäten, in einem Tokamak eine Plasmadisruption auslösen. Dieser Kollaps des Plasmaeinschlusses kann zu einer Deposition von thermischer Energie in der Ersten Wand führen, die dann, je nach betroffener Fläche, versagen kann. Für die LWR-Integralcodes müssten diese betroffenen Flächen als Randbedingung

eingegeben werden, da sie nicht selbst in der Lage sind, die komplexe Physik der Plasmadisruption zu berechnen. Stellaratoren gelten aufgrund des fehlenden Plasmastromes als stabil gegen Disruptionen.

Ein weiterer Effekt im Falle von Tokamak-Anlagen besteht in den sog. Runaway-Elektronen. Diese können in der Plasmaaufbauphase einer Tokamak-Entladung bei geringen Dichten und relativ (in Vergleich zum stationären Betrieb) hohen elektrischen Feldern die anderen Kräfte solcherart übersteigen, dass Elektronen weiter beschleunigt werden, so dass diese auf die Erste Wand mit vergleichsweise hoher Energie treffen können, welches zu Schäden führt.

Die GRS ist derzeit nicht in der Lage, die Randbedingungen selbst zu wählen. Hierzu wäre es notwendig, die Physik der Disruptionen oder die der *Runaway*-Elektronen vertieft zu verstehen und Codes wie beispielsweise JOEREK /HOE 21/ anwenden zu können.

Radionuklidinventar

Eine wesentliche Grundlage für die Einschätzung des Gefährdungspotentials besteht darin, das Radionuklidinventar zu bestimmen. Die Radioaktivität wird getragen von Tritium und aktivierten Materialien. Ersteres wird erbrütet, letzteres wird durch Neutroneneinfang an Atomkernen erzeugt, wobei die Neutronen aus dem Fusionsprozess selbst stammen (Deuterium-Tritium-Fusion vorausgesetzt). Eine gewisse Verunreinigung von Strukturen mit Uran ist kaum zu vermeiden, so dass ein geringes Maß an Spaltprodukten vorhanden sein kann. Eine Einschätzung des Unterschiedes von den Aktivitäten im Blanket mit und ohne bzw. wenigen Verunreinigungen ist in /PAR 21/ zu finden.

Für Aktivierungsrechnungen werden Aktivierungs- und Neutronentransportcodes angewendet wie VENTINA (*Versatile Numerical Tool for Inventory and Activation Calculation*), MCNP (*Monte-Carlo N-particle*), FISPACT oder Serpent. Die GRS verfügt über einige Erfahrung mit diesen Codes, jedoch sind anwendungsspezifische Tätigkeiten erforderlich, denn auch für diese Codes ist die Entwicklung eines Anlagenmodells (z. B. das Blanket) notwendig. Auch ist zu bedenken, dass bei Anlagen wie ITER ein Großteil des Tritiuminventars nicht in der Vakuumkammer vorhanden ist, sondern in der Tritiumaufbereitungsanlage: so wird von 2 - 3 kg /CRI 07/ ebendort ausgegangen. In den eher niederenergetischen Bereichen der Tritiumaufbereitung wären spezielle Anlagenmodelle notwendig, wobei über deren Abbildungstiefe im Einzelfall zu entscheiden ist: Oftmals

werden komplizierte Prozesse über die Wahl der Randbedingungen umgangen. Dies ist jedoch nur mit einem vertieften Verständnis der Prozesse in solchen Anlagen möglich.

Staubinventar

Für die Quelltermbestimmung ist es neben der Radionuklidichte in den Strukturen ebenso wichtig, den über Stäube mobilisierbaren Anteil zu berechnen. Diese entstehen z. B. aus chemischem oder physikalischem Sputtering. Erosionsprozesse werden z. B. von SDTrimSP simuliert. Solche Quellterme an Staub werden für weitere Prozesse in der Abschälschicht (SOL; *Scrape-Off Layer*; nicht mehr geschlossene Flussflächen in einem Magneteinschluss) wie z. B. die prompte Deposition von Stäuben verwendet, die wiederum von Codes wie ERO simuliert werden. Codes für den Staubtransport sind darüber hinaus DUSTTRACK (*dust tracking*) oder DTOKS (*Dust in Tokamaks*).

Strukturmechanik

Ein Charakteristikum der Kernfusion mit magnetischem Einschluss sind die starken Magnetfelder, insbesondere bei Verwendung von Hochtemperatursupraleitern (HTS; *High Temperature Superconductor*) kommt es zu großen mechanischen Kräften auf die Komponenten der Anlage. Ereignisse wie Disruptionen in Tokamaks oder Quenchen (plötzlicher Übergang vom supra- in den normalleitenden Zustand) der supraleitenden Magnetspulen können darüber hinaus zu Spitzenlasten der mechanischen Komponenten und damit zu signifikanten Schäden führen, welches wiederum Freisetzungspfade freigeben kann.

Die GRS hat umfassende Kompetenzen im Bereich der Strukturmechanik und verwendet hierbei Codes wie ADINA (*Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis*), AUTODYN, PROST (Probabilistische Strukturberechnung), WinLeck oder ASTOR (*Approximated Structural Time of Rupture*). Verschiedene Methodiken können auf dieser Grundlage auch auf die Kernfusion erweitert werden.

Zusammenfassung

Aufgrund der Unsicherheit bezüglich der Detailkonstruktion von Fusionsanlagen sind die entsprechenden Entwürfe (EU-DEMO, Konzepte privater Unternehmen) stetig auf ihr Gefährdungspotential hin zu untersuchen. Die Expertise der GRS ist auch auf die Fusion anwendbar, z. B. im Hinblick auf die PSA, die deterministische Stör- und Unfallanalyse

oder Aktivierungsrechnungen. In Bezug auf die Simulationen sind ohne Ertüchtigungen des Codes jedoch nur spezielle Szenarien, so wie ein „in vessel“-LOCA, LOFAs etc. behandelbar. Andere Szenarien, die etwa die Eisbildung erfordern, welche im Falle eines Lecks von Kühlkanälen im Kryostaten auf kalten Strukturen zustande kommen kann, können derzeit nicht simuliert werden. Darüber hinaus sind Anlagenmodelle, die die aktuellen Konzepte wie z. B. den EU-DEMO oder Stellaris (Kraftwerkskonzept von Proxima Fusion) zu entwickeln.

Weiterer Entwicklungsbedarf besteht darüber hinaus auch bei Ereignissen wie Plasma-disruptionen. Dies ist für die Stör- und Unfallanalyse insofern von Bedeutung, dass z.B. die betroffene Fläche des Blankets als Randbedingung in den Integralcodes übernommen werden. Eine entsprechende Bestimmung erforderte eine dezidierte Beschäftigung mit der Physik und der Anwendung einschlägiger Codes.

Daneben ist die Bestimmung des Radionuklid-Inventars, der Staubmenge im Vakuumgefäß und der Dosis von Relevanz. Aktivierungs- bzw. Neutronentransport-Rechnungen erfordern entsprechende Modelle, die für die der GRS bekannten Codes fortschreibend zu bearbeiten sind.

6.3.4 Überblick Gefährdungsanalysen Kernfusionsreaktoren

Mit dem langfristigen Ziel kommerzielle Kernfusionsreaktoren in Zukunft zur Energiegewinnung zu nutzen, werden derzeit weltweit, auch in der EU und Deutschland, Förderprogramme zur Fusionsforschung realisiert. Technische und physikalische Fragestellungen sind hierbei ebenso Gegenstand der Forschung wie regulationsrechtliche Schritte, die technologieoffen unterschiedliche Konzepte von Kernfusionskraftwerken einbeziehen. In diesem Zusammenhang steht auch die Erarbeitung von Gefährdungsanalysen, die im Fall von noch nicht realisierten Kernfusionsreaktoren eine Vielzahl von technologischen Ansätzen, Annahmen und Methodiken bedenken und bewerten müssen, um etwa die Erarbeitung von Genehmigungen zu ermöglichen.

Im Folgenden wird ein kurzer Überblick über Studien gegeben, die sich mit aktuellen Gefährdungsanalysen, insbesondere im Hinblick auf mögliche unfallspezifische Quellterme, zu Kernfusionskonzepten befassen.

6.3.4.1 Studien im Zusammenhang mit dem Europäischen Forschungsrahmenprogramm

Das „Forschungsrahmenprogramm“ ist ein Förderprogramm der Europäischen Kommission für Forschung und technologische Entwicklung (engl. Framework Programmes for Research and Technological Development), dessen konkrete Ziele und Konzepte zwischen den Förderperioden variieren. Das Förderprogramm begann im Jahr 1984 und wird bis heute fortgeführt; das achte Forschungsrahmenprogramm (2014 - 2020), das erstmalig auch andere Forschungsprogramme einschloss, wurde unter der Bezeichnung „Horizont 2020“ geführt; sein Nachfolgeprogramm ist seit 2021 „Horizont Europa“ (bis 2027).

Die Forschungsrahmenprogramme befassten bzw. befassen sich in unterschiedlichem Umfang auch mit Fragestellungen zur Kernfusion, insbesondere im Hinblick auf das mögliche Ziel einer sicheren wirtschaftliche Nutzbarmachung in Fusionskraftwerken. Vor dem Hintergrund der Forschungsrahmenprogramme wurden darüber hinaus die Arbeiten verschiedener Einrichtungen und Konsortien gefördert.

So war etwa das European Fusion Development Agreement (EFDA) von 1999 - 2013 ein Vertrag zwischen EURATOM und der Europäischen Kommission sowie einzelnen nationalen Forschungsstellen, der die europäischen Forschungsaktivitäten im Bereich der Kernfusionsforschung organisierte. Die Vereinbarung endete mit Abschluss des siebten europäischen Rahmenprogrammes. Das Konsortium EUROfusion, bestehend aus Fusionsforschungseinrichtungen der Europäischen Union und der Schweiz, besteht seit dem Jahr 2014 und löst das EFDA ab. EUROfusion bildet die übergeordnete Organisation für die durch EURATOM geförderte europäische Fusionsforschung im achten Forschungsrahmenprogramm „Horizont 2020“.

Am 15. Dezember 2021 hat das Konsortium EUROfusion eine Fördervereinbarung unter „Horizon Europe“, dem (neunten) Europäischen Rahmenprogramm für 2021 - 2027 unterzeichnet. Unter dieser Vereinbarung wird EUROfusion das umfassende europäische Forschungsprogramm zur Realisierung der Fusionsenergie ausrichten und koordinieren.

Im breiteren Rahmen der Forschungsrahmenprogramme wurden verschiedene Arbeits- bzw. Abschlussberichte veröffentlicht, deren Hauptaspekte im Hinblick auf mögliche Gefährdungspotentiale im Folgenden kurz beschrieben werden.

Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP) – Report of the SEAFP Project /RAE 95/

Die Sicherheits- und Umweltverträglichkeitsprüfung zur Fusionsenergie (Safety and Environmental Assessment of Fusion Power, SEAFP) wurde im Auftrag der Kommission der Europäischen Union im Rahmen des Fusionsprogramms 1990-94 durchgeführt. SEAFP wurde vom NET-Team, der Euratom/UKAEA-Vereinigung und der Industrie durchgeführt, mit Beiträgen anderer assoziierter Laboratorien, des „Joint Research Centre“ und des kanadischen Fusionsprogramms.

Die Bewertung umfasste die Ausarbeitung zweier konzeptioneller Kraftwerksentwürfe („Modell 1“ und „Modell 2“) mit jeweils 3.000 MW Fusionsleistung. Die Konzepte nutzen, soweit möglich, Spezifikationen von ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) und technisch prinzipiell mögliche Erweiterungen. Die SEAFP-Modelle beinhalten ebenso fortschrittliche Merkmale wie verbesserte Strukturmaterialien und technische Lösungen zum Erbrüten von Tritium.

Modell 1 verwendet Strukturbauteile aus einer Vanadiumlegierung für die Komponenten in der Nähe des Plasmas, eine Lithiumkeramik zur Tritiumerzeugung und Heliumkühlung für alle Reaktorkomponenten. Dadurch wird der Einsatz von Materialien mit geringer Aktivierung, die Vermeidung chemischer Reaktionen zwischen Kühlmittel und Reaktormaterialien sowie eine verbesserte Energieumwandlung betont.

Modell 2 basiert auf Stahlvarianten mit reduzierter Aktivierung für die Strukturen, einer Lithium-Blei-Legierung zur Tritiumerzeugung und durchgehender Wasserkühlung. Die beiden Modelle wurden ausgewählt, um einen angemessenen Bereich an Kombinationen von Strukturmaterialien, Brutmaterialien und Kühlmitteln abzudecken. Weiterführende technische Details zu den beiden Modellen sind in /RAE 95/, Kapitel 4, gegeben.

Die angenommenen Tritium-Inventare wurden minimiert, sodass von einem Gesamtinventar von 2 kg Tritium ausgegangen wird. Für die gegebenen Modelle wurden verschiedene Unfallszenarien erarbeitet, die zu allgemeinen und modellspezifischen Freisetzungen bzw. Quelltermen führen. Letztere wurden durch die Kombination unfallrelevanter Inventare mit spezifischen Mobilisierungsanteilen ermittelt, die auf Grundlage der Unfallanalysen abgeleitet wurden. Die so bestimmten maximalen Quellterme unmittelbar nach der Reaktorabschaltung sind in Abb. 6.5 gegeben. Viele dieser Werte nehmen aufgrund

des Zerfalls kurzlebiger Nuklide schnell ab, in einigen Fällen bereits in der ersten Stunde um drei Größenordnungen.

Die Freisetzungen stammen in der vorliegenden Modellbetrachtung hauptsächlich aus drei Anlagenkomponenten (die Relevanz der jeweiligen Komponenten schlägt sich in den maximal möglichen Quelltermen nieder; siehe Abb. 6.5).

1. Tritium aus Beryllium- oder Wolframkomponenten

Beryllium- oder Wolfram aus Anlagenkomponenten kann mobil werden, wenn die Bauteile auf etwa 850 °C bzw. 1.200 °C erhitzt werden. Diese Temperaturen können bereits während des Normalbetriebs, aber auch bei verschiedenen Unfallszenarien auftreten. Bei diesen Temperaturen und eventueller chemischer Mobilisierung im Verlauf von Unfällen kann eine vollständige Mobilisierung des Tritiums erwartet werden. Für die Quelltermbestimmung werden 1 kg mobilisierbares Tritium aus Be-Komponenten und 50 g Tritium aus Wolframbauteilen angenommen. Dampf kann aufgrund eines im Behälter auftretenden Kühlmittelverluststörfalls im Primärkreislauf (Modell 2) oder aufgrund von Ereignissen, die auch das Wasser des Sekundärkühlkreislaufts betreffen, vorhanden sein. Luft kann aus einem Plasmagefäß vorhanden sein. Es gibt keinen eindeutigen (konservativen) Ansatz für den Umgang mit dem Vorhandensein von Dampf oder Luft, da oxidiertes Tritium zwar gefährlicher ist, aber wahrscheinlich bereits im Einschluss kondensiert. Nach Modellierungen der chemischen Kinetik der Tritium-Oxidation ist die Oxidation in etwa zehn Minuten nahezu abgeschlossen. Da diese Schlussfolgerung rein theoretisch ist, wird Tritium sowohl in Form von HT als auch von HTO betrachtet.

2. Tritium aus den Primärkühlmitteln (Helium, Wasser)

Es wird angenommen, dass das gesamte Inventar durch größere lokale Verbrennungsvorgänge mobilisiert werden kann. Daher wurden folgende Mobilisierungsquellterme gewählt: 7 g in Form von HT für Modell 1 und 40 g in Form von HTO für Modell 2

3. Tritium aus dem Brennstoffkreislauf

Das maximale Inventar, das durch ein einzelnes Ereignis mobilisiert werden kann, wurde auf 160 g geschätzt und stammt aus der Isotopentrennanlage und den zugehörigen Plasmaabgasleitungen. Es wird angenommen, dass dieses Tritium im Verlauf des Unfalls zu HTO oxidiert wird.

4. Beryllium- oder Wolframstaub

Es wird angenommen, dass diese Mobilisierungsquellterme von Störungen bzw. Unfällen dominiert werden. Genaue Mobilisierungsanteile aus experimentellen Untersuchungen liegen nicht vor; es wird daher angenommen, dass 0,7 kg Beryllium- oder 6 kg Wolframstaub während eines Unfalls aus dem Plasmagefäß (Vakuumgefäß) freigesetzt werden können, dem eine gewisse Rückhaltefähigkeit zugeschrieben wurde.

5. Aktivierungsprodukte der primären Bestandteile (Helium, Wasser)

Es wird angenommen, dass alle gelösten und suspendierten Stoffe mobilisiert werden können, zusätzlich wird für Modell 2 davon ausgegangen, dass es zu Ablösungen aus den Rohrleitungen kommen kann. Dieser Anteil wird konservativ auf etwa 50 % der Rohrablagerungen geschätzt.

6. Aktivierungsprodukte von Blanket- und anderen plasmaseitigen Materialien

Aktivierungsprodukte können z. B. durch Temperaturschwankungen (und andere Transienten wie Druckänderungen) mobilisiert und durch Oxidation (und andere chemische Reaktionen) an Oberflächen gefördert werden.

Für Modell 1 sind die Temperaturanstiege zu gering, um eine signifikante Mobilisierung zu bewirken.

Für Modell 2 wurden die Quellterme aus zeit- und temperaturabhängigen Mobilisierungsraten von Materialoberflächen unter Verwendung experimenteller Daten berechnet. Diese Daten lagen für die meisten radiologisch relevanten Nuklide vor.

Für die plasmaseitigen Materialien geht die Berechnung davon aus, dass 30 % des Wandverkleidungsmaterials von den Oberflächen entfernt wurden. Für das Blanket zielen die Berechnungen darauf ab, die Freisetzung von Strukturmaterial nach einem schweren lokalen Schadensereignis darzustellen, das erhöhte Temperaturen und Kontakt mit Dampf mit sich bringt (insbesondere für Modell 2). Für Lithium-Blei-Verbindungen (Modell 2) wird angenommen, dass das gesamte Inventar aus dem Blanket entweichen und sich im Vakuumbehälter ansammeln kann. Von größerer Bedeutung sind weiterhin die radioaktiven Nuklide Hg-203 und Tl-204, aber auch Ag-109m, Cd-109 sowie Po-210.

Type of mobilisation source term	Activity [Bq]	Comment
Models 1 and 2		
Tritium (in HT) from Be or W armours	3.6 E 17 or 1.8 E 16	(1)
Tritium (in HTO) from Be or W armours	3.6 E 17 or 1.8 E 16	(1)
Tritium from the fuel cycle system	5.7 E 16	(3)
Activated dust from Be or W armours	4.9 E 14 or 9.9 E 16	(4)
Model 1 specific		
Tritium (in HT) from primary coolant He	2.5 E 15	(2)
Activation products from primary coolant Helium	1.3 E 10	(5)
Activated first wall structure (V5Ti)	insignificant	(6)
Activated blanket structure (V5Ti)	insignificant	(6)
Activation products in Li ₂ O breeder	insignificant	(6)
Model 2 specific		
Tritium (in HTO) from primary coolant water	1.4 E 16	(2)
Activation products from primary coolant water	7.7 E 12	(5)
Activated first wall structure (red. act. mart. steel)	6.0 E 15	(6)
Activated blanket structure (red. act. mart. steel)	2.0 E 16	(6)
Activated divertor structure	1.7 E 13	(6)
Activated first wall armour (Be or W)	4.7 E 12 or 7.7 E 16	(6)
Activated divertor armour (Be or W)	1.4 E 11 or 9.9 E 14	(6)
Activation products from Li ₁₇ Pb ₈₃ breeder	1.4 E 14	(6)

Abb. 6.5 Maximal mögliche Quellterme durch Mobilisierungen in Unfallszenarien

Die nummerierten Anmerkungen („Comment“) sind im Text erläutert /RAE 95/.

Nach /RAE 95/ sind im Hinblick auf den sicheren Einschluss radioaktiven Materials innerhalb eines Fusionskraftwerks nur wenige Unfallszenarien denkbar, die zu einer (vollständigen) Zerstörung von Sicherheitsbarrieren führen könnten, etwa Schäden an mehr als einem Kühlkreislauf oder der Kompletterverlust des kryogenen Heliums. Bei der Freisetzung des gesamten kryogenen Heliums (mit etwa 10^{10} Bq T) beträgt die abgeschätzte maximale potenzielle frühe Dosis für eine Einzelperson der Bevölkerung weniger als 1 μ Sv.

Bei möglichen externen Ereignissen ist eine Grenze der von außen eingetragenen Energie nach /RAE 95/ nach oben offen und ein kompletter Verlust der Einschlussbarrieren wäre somit möglich. Konkrete Berechnungen und Vorhersagen sind in diesem Unfallregime kaum möglich, es kann lediglich eine Obergrenze von rund einem Kilogramm Tritium-Inventar gegeben werden. In einem Kilometer Entfernung vom Freisetzungsort

würde die frühe Dosis für die am stärksten exponierte Person der Bevölkerung durch eine Freisetzung in Bodennähe (da die Barrieren zur Eindämmung der Radioaktivität beschädigt werden könnten) von 1 kg Tritium für die gefährlichste Form (HTO) und eine Freisetzungsdauer von einer Stunde bis zu etwa 450 mSv betragen.

EU-DEMO – The main achievements of the Pre-Concept phase of the safety and environmental work package and the development of the GSSR /CAR 22/

Im Rahmen des Arbeitspakets „Sicherheit und Umwelt“ (Work Package Safety and Environment, WPSAE) des EUROfusion-Programms wurden Sicherheitsstudien für den zukünftigen EU-DEMO-Reaktor erarbeitet. Ein „Allgemeiner Standortsicherheitsbericht“ (Generic Site Safety Report, GSSR) wurde erstellt, um notwendige Sicherheitsaspekte des Kernfusionskraftwerks abzudecken, von der Definition der Grundsätze und Anforderungen bis zur Ermittlung möglicher Quellterme über eine Auswahl von auslösenden Ereignissen und Unfallanalysen. Ziel ist die Erstellung einer umfassenden Sicherheitsdokumentation, die etwa für die Auswahl eines Anlagenstandorts, Materialauswahl oder anderer Konstruktionsaspekte herangezogen werden können. Die Veröffentlichung dokumentiert die wichtigsten Ergebnisse der „vorkonzeptionellen Phase“ des EU-DEMO-Programms (Forschungsrahmenprogramm 8) anhand einer Zusammenfassung der Inhalte der GSSR-Bände; der Abschluss der Arbeiten ist für das Forschungsrahmenprogramm 9 (bzw. Horizont Europa 2021-2027) vorgesehen.

Um den Sicherheitsanforderungen zukünftiger Fusionskraftwerke gerecht zu werden, sind frühzeitig umfangreiche Analysen für Zustände des Routinebetriebs und Störfallszenarien durchzuführen, die sich von jenen der derzeit in Betrieb befindlichen Experimentieranlagen erheblich unterscheiden können.

Für die Sicherheitsstudien von /CAR 22/ dient das EU-DEMO-Design von 2017 als Referenzmodell. Von zu dieser Zeit vier technisch möglichen Brutblankets (heliumgekühlte Lithium-Blei-Brutblankets HCLL; doppelt gekühlte Lithium-Blei-Brutblankets DCLL; wassergekühlte Lithium-Blei-Brutblankets WCLL; heliumgekühlte Kugelhaufen-Brutblankets HCPB) wurden zwei Ansätze für weitere Konzeptstudien weiterverfolgt (WCLL und HCPB). Zukünftige Sicherheitsbewertungen werden sich voraussichtlich auf einen dieser beiden Ansätze stützen.

Mit dem Ziel, einen vorläufigen Sicherheitsanalysebericht (preliminary safety analysis report, PSAR) zu erstellen, der für die Baugenehmigung eines zukünftigen Fusionsreak-

tors erforderlich ist, wurde in einem ersten Schritt ein „Allgemeiner Standort-Sicherheitsbericht“ (Generic Site Safety Report, GSSR) erarbeitet.

Ein Aspekt ist hierbei die Bestimmung von Quelltermen (insb. Tritium, Staub und Aktivierungs- bzw. korrosionsprodukte). Zur Analyse wurden mögliche auslösende Ereignisse (postulated initiating events, PIEs) zusammengestellt und analysiert, um bewerten zu können, zu welchen Zeitpunkten Strukturen, Systeme und Komponenten während bestimmter Unfallszenarien beeinträchtigt werden könnten. Die Ergebnisse jener Unfallanalysen sind die maximalen Dosen für berufliche Strahlenexponierte Personen der Anlage und die Bevölkerung.

Zu den radioaktiven Stoffen in EU-DEMO gehören Tritium und neutronenaktivierte Produkte, deren räumliche Verteilung zur Bestimmung möglicher Freisetzungen während des Normalbetriebs, bei Wartungsarbeiten und bei Unfällen relevant ist. Nach dem derzeitigen Anlagenentwurf von EU-DEMO sind hierzu insbesondere das Tokamak-Gebäude selbst, aber auch die Tritiumrückgewinnungsanlage, weitere Hilfsanlagengebäude (z. B. die Wartungseinrichtung) und das Gebäude für radioaktive Abfälle zu betrachten. Der aktuelle Schwerpunkt von /CAR 22/ liegt auf Inventaren des Tokamak-Gebäudes, da für die anderen Gebäude noch keine ausreichenden baulichen bzw. technischen Daten vorliegen.

In /CAR 22/ wurden für zwei als realisierbar eingeschätzte Brutblankets, heliumgekühlte Kugelhaufen-Brutblankets (HCPB) und wassergekühlte Lithium-Blei-Brutblankets (WCLL), mögliche Tritiuminventare im Rahmen einer Sensitivitätsanalyse abgeschätzt (siehe Abb. 6.6). Sowohl für die Tritiummengen im Kühlmittel als auch in den Strukturmaterialien aus EUROFER-Stahl unterscheiden sich die Werte um mehrere Größenordnungen; im Brutmaterial selbst dagegen fällt der Unterschied geringer aus.

Tritium inventory	HCPB		WCLL	
	Min	Max	Min	Max
T in coolant [g]	0.001	0.01	6.4	70.4
T in EUROFER structure [g]*	0.003	0.04	2.9	3.5
T in breeder [g]	24.5	25	30	36
T in purge gas [g]	0.03	0.1	N/A	N/A
T in multiplier [g]**	72	72	N/A	N/A

Abb. 6.6 Tritiuminventar zweier Ansätze für Brutblankets, heliumgekühlte Kugelhaufen-Brutblankets (HCPB) und wassergekühlte Lithium-Blei-Brutblankets (WCLL) /CAR 22/

Im Vergleich bedeutend höhere Mengen an Tritium sind den Abschätzungen von /CAR 22/ in den Komponenten der Tritiumkreisläufe zu finden (Abb. 6.6). Derzeit sind bauliche Details dieser Strukturen jedoch noch unzureichend ausgearbeitet bzw. bekannt, sodass hierfür nur eingeschränkt Voraussagen zu möglichen Freigabepfaden gemacht werden können.

Operational tritium inventory for major fuel cycle systems.

Fuel cycle system	Tritium inventory (g)
Matter injection	12
Vacuum pumping	75
Exhaust purification	10
Isotope rebalancing	100
Exhaust detritiation	60
Water detritiation	190
Isotope separation	360

Abb. 6.7 Tritiuminventar für verschiedene Komponenten des Brennstoffkreislaufsystems /CAR 22/

Für jedes postulierte auslösende Referenzereignis muss eine Unfallanalyse durchgeführt werden, um die Folgen unter Einhaltung der Sicherheitsgrenzen abzuschätzen und die DEMO-Konzepte dahingehend zu bewerten. Hierbei sind sowohl Auslegungsstörfälle als auch auslegungsüberschreitende Störfälle zu betrachten. Mit der analytischen Methode der sog. Fehlermöglichkeits- und Einflussanalyse (FMEA) können mögliche Unfallschritte auch in solchen Fällen identifiziert werden, wenn nicht genügend Konstruktionsdetails für eine spezifischere Bewertung auf Komponentenebene verfügbar sind.

Eine FMEA wurde für die Hauptkomponenten von EU-DEMO für Referenzunfälle durchgeführt und dokumentiert /CAR 22/.

Das auslösende Ereignis für das WCLL-Konzept geht von einem großen Riss im Brut-zonen-Verteilerring während des Plasmabrennens aus, infolgedessen es zu einem erheblichen Kühlmittelverlust kommt. Da das primäre Kühlsystem aufgrund des unter Druck stehenden Wasserkühlmittels hohe Energiemengen speichert, kann die große Menge an Kühlmittel (Wasser), die in das Tokamak-Gebäude gelangt, inneren Strukturen beschädigen, die dadurch ihre Einschlussfunktion verlieren.

Das auslösende Ereignis wurde im Rahmen von vier detaillierten Unfallszenarien genauer untersucht und die aus dem Tokamak-Gebäude austretenden Mengen an Aktivierungsprodukten und Tritium bestimmt, die in Abb. 6.8 gegeben sind.

Hierbei werden betrachtet:

- Unfallszenario 1: Die Rohrleitungen und -schächte sind die einzigen verfügbaren Volumina für die Dampfexpansion
- Unfallszenario 2: Das Volumen des primären Wärmeübertragungssystems wird durch Öffnen einer Verbindung mit dem oberen Rohrschacht verfügbar gemacht
- Unfallszenario 3: Die Konfiguration des Tokamak-Kühlraums entspricht der von Unfallszenario 2. Um das für die Dampfexpansion verfügbare Volumen weiter zu erhöhen, wird jedoch das HCPB-Design (Helium-cooled pebble bed) verwendet. In diesem Fall wird das Volumen des primären Wärmeübertragungssystems über die gesamte Länge des Tokamak-Gebäudes erweitert.
- Unfallszenario 4: Die oberste Wartungshalle wird zusammen mit dem Bereich der primären Wärmeübertragungssystem durch Öffnen einer Verbindung verfügbar gemacht.

Scenario	ACP [g]	Tritium [g]
CASE 1	6.0709E-09	3.26E-06
CASE 2	3.3916E-06	1.22E-03
CASE 3	3.5336E-06	1.80E-03
CASE 4	6.934E-06	3.17E-03

Abb. 6.8 Durch verschiedene Unfallszenarien (Case 1-4, Erläuterung siehe Text) mögliche freisetzbare Mengen an Aktivierungsprodukten (ACP) und Tritium /CAR 22/

Ausblick „Horizont Europa“

Im derzeit aktiven Forschungsrahmenprogramm „Horizont Europa“, und damit auch im Konsortium EUROfusion, werden noch bis 2027 Arbeiten durchgeführt. Ein Abschlussbericht ist damit erst nach Ende der laufenden Förderperiode zu erwarten. Im Rahmen der Literaturrecherche bestand kein Zugriff auf möglicherweise vorhandene offizielle Zwischen- oder andere Statusberichte von „Horizont Europa“. Für einen Überblick über den Arbeitsstand sei auf den Vortrag „Status of Design Basis Accident Analyses for European Demo“ /JIN 23/ verwiesen; dieser beschreibt derzeit durchgeführte Arbeiten bzw. den Planungsstand von weiteren Aufgaben, liefert jedoch keine konkreten, für die Erstellung möglicher Gefährdungspotentiale direkt übertragbaren Ergebnisse.

6.3.4.2 Andere Sicherheitsstudien

Im Folgenden werden verschiedene Sicherheitsstudien, die nicht in direktem Zusammenhang mit dem Europäischen Forschungsrahmenprogramm erarbeitet wurden, exemplarisch genannt. Die Zusammenstellung gibt einen ersten Überblick und ist aufgrund der Vielzahl der Publikationen jedoch nicht als vollständig anzusehen.

A conceptual study of commercial Fusion power plants; Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study /MAI 05/

Die Europäische Konzeptstudie für Kraftwerke (Power Plant Conceptual Study, PPCS) war eine dreijährige Studie, die zwischen Mitte 2001 und Mitte 2004 Konzeptentwürfe für kommerzielle Fusionskraftwerke untersuchte. Der Schwerpunkt lag auf vier Tokamak-Kraftwerksmodellen (PPCS A bis PPCS D), die sowohl kurzfristig erreichbare Konzepte mit begrenzter Technologie und plasmaphysikalischen Extrapolationen als auch

fortgeschrittenere Konzepte beschreiben. Alle vier PPCS-Kraftwerksmodelle unterscheiden sich erheblich in Plasmaphysik, elektrischer Leistung, Blanket- und Divertortechnologie von den Modellen, die früheren europäischen Studien zugrunde lagen.

Sie unterscheiden sich darüber hinaus in Größe, Fusionsleistung und Materialzusammensetzung, was zu Unterschieden in der wirtschaftlichen Leistung und in den Details der Sicherheit und der Umweltauswirkungen führt.

Modell A

- Flüssiges Lithium-Blei-Blanket (segmentiert für notwendige Wartungsarbeiten) mit Wasserkühlung zur Neutronenvervielfachung und Erbrütung von Tritium
- „Eurofer“ für Strukturbauteile
- Die Wasserkühlkreisläufe haben einen Druck von 15 MPa und eine Temperatur von 300 °C, vergleichbar mit Betriebsparametern von Druckwasserreaktoren
- Zwei Divertorkonzepte (ITER-ähnlich mit niedriger Betriebstemperatur bzw. Hochtemperatur-Divertoren)
- Fusionsleistung: 5.000 MW, 2.066 MW Bruttostromleistung
- Anlageneffizienz: 0,31¹

Modell B

- Blanket aus abwechselnden Schichten aus Lithium-Orthosilikat (Tritiumbrüten) und Berylliumkugeln zur Neutronenvervielfachung
- Heliumkühlung (höhere Betriebstemperaturen)
- Zweikomponenten-Neutronenschild aus heliumgekühltem Eurofer (hohe Betriebstemperatur) und heliumgekühltem Zirkonhydrid (niedrigere Betriebstemperatur)
- Heliumgekühlter Divertor aus einer Wolframlegierung und Eurofer
- Fusionsleistung: 3.600 MW, Bruttostromleistung 2.157 MW

¹ Der Wirkungsgrad einer Anlage ist definiert als das Verhältnis zwischen der Fusionsleistung und der Netto-Elektroleistung.

- Anlageneffizienz: 0,36¹

Modell C

- Lithium-Blei-Blanket (segmentiert für notwendige Wartungsarbeiten) mit Wärmeabfuhr durch Zirkulation des Lithium-Bleis (zusätzliches Helium-Kühlmittel) sowie zur Tritium-Erbrütung
- „Eurofer“ für Strukturbauteile, sowie RAFM-Stahl für die Bereiche höchster Temperatur
- Das Modell orientiert sich an Konzepten für das ARIES-ST Fusionskraftwerk
- Heliumgas unter hohem Druck (8 MPa) zur Kühlung der Ersten Wand und der Stahlkonstruktionen
- Fusionsleistung: 3.410 MW, Bruttostromleistung 1.696 MW
- Anlageneffizienz: 0,42¹

Modell D

- Das fortschrittlichste Modell; Lithium-Blei-Blanket mit Wärmeabfuhr durch Zirkulation des Lithium-Bleis selbst und zur Tritium-Erbrütung
- Strukturmaterial aus Siliziumkarbid-Verbundwerkstoff
- Divertorstruktur aus Siliziumkarbid mit Wolframverkleidung, Kühlung durch flüssiges Lithium-Blei
- Fusionsleistung: 2.530 MW, Bruttostromleistung 1.640 MW
- Anlageneffizienz: 0,60¹

Um Aussagen über die Sicherheit der verschiedenen Modellkraftwerke und mögliche Umweltauswirkungen durch Unfälle treffen zu können, sind detaillierte Analysen nötig. Grundlage der Untersuchungen sind in /MAI 05/ umfassende Berechnungen der Neutronencharakteristik, Aktivierung von Bauteilen und abgeleiteten Größen. Diese wurden in /MAI 05/ mit den Codes MCNP und FISPACT durchgeführt, für Details sei auf Anhang 10 in /MAI 05/ verwiesen.

Für die Modelle A und B wurden Unfallanalysen mit hypothetischen Ereignisabfolgen durchgeführt. Es wurde angenommen, dass es zu einem vollständigen Verlust der Kühlung in allen Kreisläufen der Anlage kommt. Die einzige Ableitung der Zerfallswärme erfolgt durch passive Leitung und Strahlungstransport in Richtung der äußeren Bereiche, wo schließlich durch die konvektive Zirkulation der Gebäudeatmosphäre eine Wärmesenke entsteht. Durch den Temperaturanstieg können Tritium und Aktivierungsprodukte mobilisiert werden, genauso wie Erosionsstäube, die sich lose im Behälter befinden, und feste Aktivierungsprodukte in der Struktur. Dieses Inventar bildet zusammen mit dem gesamten Inhalt eines Kühlkreislaufts den Quellterm, der unter konservativen Annahmen für ein Austreten aus der Anlage durch aufeinanderfolgende Einschlussbarrieren freigesetzt werden kann. Der Anteil des Quellterms, der in die Umgebung freigesetzt wird, erreicht dann unter Annahme ungünstigster Wetterbedingungen eine Person an der Standortgrenze.

Für die Unfallszenarien ergeben sich nach /MAI 05/ als konservativ berechnete Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung, die durch den schwerwiegendsten denkbaren hypothetischen Unfall durch anlageninterne Energien entstehen können

- 1,2 mSv für Modell A und
- 18,1 mSv für Modell B (ähnlich für Modell C und erheblich kleiner für Modell D).

Nuclear safety issues for fusion power plants /LUK 20/

Die Veröffentlichung gibt einen Überblick über aktuelle Studien zur Sicherheit von Fusionskraftwerkskonzepten und zum Versuchs-Kernfusionsreaktor ITER und analysiert diese im Hinblick auf relevante Sicherheitsprobleme, mögliche Unfallszenarien und Ergänzungsbedarf bei technischen Fragestellungen.

Die Autoren kommen zu dem Schluss, dass eine kommerzielle Nutzung der Kernfusion in den derzeitigen Kernkraftwerkskonzepten keine signifikanten externen Risiken birgt. Die unter Unfallbedingungen maximal freisetzbare Energie des (Deuterium/Tritium) Brennstoffs ist demnach nicht ausreichend, um die Integrität der Einschlussbarrieren zu gefährden. Situationen, in denen es zu einer Freisetzung magnetischer Energie kommt, müssen insgesamt jedoch noch besser untersucht und verstanden werden, um potenzielle Risiken besser einschätzen zu können.

Daten zu Ausfallraten von Komponenten sind derzeit nur sehr lückenhaft, was ein erhebliches Problem bei Sicherheitsanalysen und technischen Bewertungen darstellt. Dies gilt insbesondere für neue, derzeit in Entwicklung befindliche fusionsspezifischen Systeme. Ohne robuste Daten zur Ausfallrate basieren die Wahrscheinlichkeiten potenzieller Unfälle somit auf technischen Einschätzungen und nicht auf überprüfbaren Datensätzen. Ohne detaillierte Kenntnisse über die Wahrscheinlichkeit eines Unfalls wird der risikobasierte Sicherheitsansatz weniger robust und ist mit Unsicherheiten behaftet. Derzeitige Arbeiten am ITER zielen auch darauf ab, diese Datensätze zu erstellen bzw. komplettieren.

Brutblankets und ihre Tritiumvorräte stellen eine Herausforderung für die Konstruktion und Sicherheitsanalyse von Fusionskraftwerken dar. Die Abfuhr der Zerfallswärme, potenzielle Unfallszenarien im Zusammenhang mit Erneuerungs- und Wartungsarbeiten und Folgen eines Kühlmittelverlustes sind dabei von besonderem Interesse. Ein vertieftes Verständnis der Komponenten und ihrer technischen Variationen ist notwendig, um die Anzahl der erforderlichen technischen Barrieren zu bestimmen, damit die Sicherheit der genannten Vorgänge, im regulären Betrieb wie bei Unfallvorkommnissen, gewährleistet zu können.

In der Plasmakammer sollte im Normalbetrieb die Temperatur in der Plasmakammer stets unterhalb der Schmelztemperatur der Materialien (insb. Wolfram) der Ersten Wand bleiben. Um jedoch Konsequenzen bei Unfällen besser technisch abbilden zu können, muss die Produktion von WO₃ allerdings weiter untersucht werden, um Unfallfolgen, etwa die Freisetzung des Materials, besser zu verstehen.

Stellarator

In den bisherigen Konzepten für Fusionskraftwerke dominiert derzeit das Tokamak-Prinzip; es ist allerdings noch nicht sicher, ob dessen Verwirklichung in einem Fusionskraftwerk letztendlich technisch möglich und wirtschaftlich rentabel ist, oder ob das Stellarator-Prinzip realisiert wird. Die folgende Publikation steht exemplarisch für Sicherheitsanalysen mit dem Stellarator-Konzept.

Safety Assessment of the ARIES compact stellarator design /MER 08/

Der ARIES-CS („compact stellarator“) ist ein Konzept für einen Stellarator mit 1000 MW (elektrischer) Leistung. Die Anlage nutzt eine doppelt gekühlte Blei-Lithium-Blanket-

Kühlung aus niedrigaktiviertem ferritischem Stahl als Strukturmaterial. Die Erste Wand wird mit Helium gekühlt, das Blanket nutzt fließendes Blei-Lithium als Kühlmittel. Für einen detaillierten Aufbau von ARIES-CS sei auf /MER 08/ verwiesen.

ARIES-CS verfügt wie jede Anlage mit Radionuklidinventar über bauliche Vorrichtungen zum radiologischen Einschluss um die Freisetzungen im Normalbetrieb so gering wie möglich und die Freisetzungen bei Unfällen unter den Grenzwerten für Evakuierungen zu halten. Der für ARIES-CS gewählte Ansatz ist derselbe wie für ARIES-AT (Advanced Tokamak, /NAJ 06/). In ARIES-CS wird ein doppelter Einschluss um alle großen Vorräte an Tritium und radioaktiven Aktivierungsprodukten implementiert: Bei den Inventaren im Vakuumbehälter sind der Vakuumbehälter selbst und seine Erweiterungen die primäre Einschließung, während der Kryostat und seine Erweiterungen die sekundäre Einschließungsgrenze bilden. Im Wärmeübertragungssystem bilden die Kühlmittelrohrleitungen die primäre Grenze und die Räume, in denen die Kühlmittelsysteme untergebracht sind, die sekundäre Grenze.

Um sicherstellen zu können, dass Grenzwerte, die eine Evakuierung erforderlich machen würden, nicht überschritten werden, sind verschiedene Unfallszenarien zu untersuchen, die prinzipiell zu Mobilisierungen radioaktiven Inventars und Freisetzungen in die Atmosphäre führen können. Diese lassen sich in drei Hauptkategorien einteilen:

1. Ereignisse, bei denen Einschlussbarrieren verletzt werden (z. B. Verlust des Vakuums, Überdruckausfall des Vakuumbehälters, Kühlmittelverluststörfälle)
2. Ereignisse im Zusammenhang mit dem Verlust der Abwärmeabfuhr (z. B. vollständiger Verlust des Kühlmittels, Verlust des Durchflusses des Kühlmittels)
3. Ereignisse im Zusammenhang mit der chemischen Reaktivität von Materialien (z. B. Austritt von PbLi-Kühlmittel).

Hinzu kommt eine Abschätzung des radioaktiven Anlageninventars, das hauptsächlich aktivierte Anlagenstrukturen und Tritium umfasst.

In Abb. 6.9 sind dazu die spezifischen Aktivitäten verschiedener Reaktorkomponenten gegeben, wie sie direkt nach der Abschaltung bis zu gut 3.000 Jahren (10^{10} Sekunden) vorliegen.

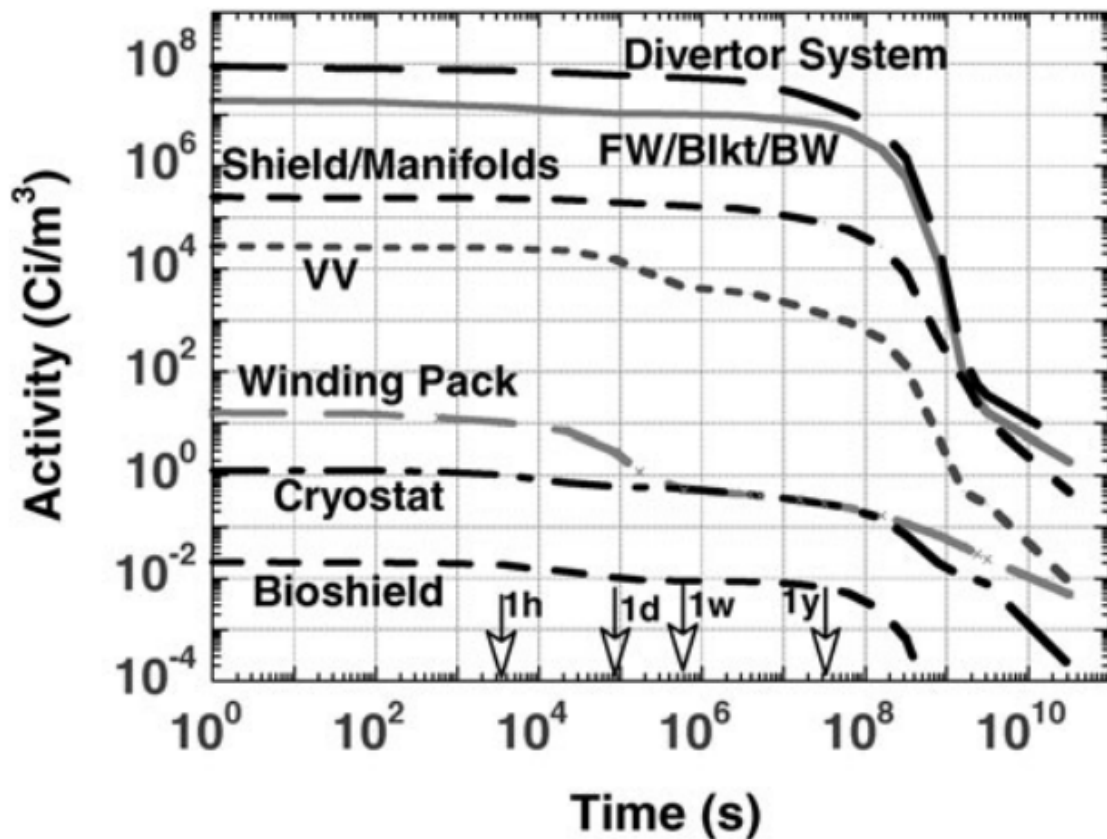


Abb. 6.9 Spezifische Aktivitäten von Komponenten des ARIES-CS /MER 08/

Den größten Beitrag liefert hier das Divertor-System mit bis zu 10⁸ Ci/m³ (3.700 PBq/m³), gefolgt den Komponenten der Ersten Wand (first wall, FW) und des Blankets (Blkt, BW), deren Aktivität rund drei Größenordnungen niedriger liegt. Verschiedene Abschirmstrukturen und das Vakuumgefäßes tragen mit 10⁵ bzw. 10⁴ Ci/m³ (0,37 PBq/m³) zum Inventar bei; die Wickelspulen der supraleitenden Magnete (winding packs, WP), Kryostaten und der Bioschild bringen es mit 10 bzw. 1 und 0,01 Ci/m³ auf deutlich geringere Aktivitäten.

Im zeitlichen Verlauf zeigt sich bis zu einem Jahr nach der Abschaltung für alle Komponenten eine fast gleichbleibende Aktivität; nach rund 15 Jahren (5×10⁸ s) ist für das Divertor-System, die Erste Wand und das Blanket sowie Abschirmungsstrukturen eine signifikante Abnahme der Aktivität zu verzeichnen.

Zum Zeitpunkt der Abschaltung tragen nach /MER 08/ aus den Divertoren insbesondere W-185 (36 %), W-181 (19 %), W-183m (18 %), W-187 (13 %) und W-185m (8 %) bei; aus den Stählen des Blankets ist die Aktivität hauptsächlich auf Fe-55 (46 %), Mn-56 (28 %), Mn-54 (7,2 %) und Cr-51 (7,1 %) zurückzuführen.

Es gibt verschiedene Mechanismen, welche die genannten radioaktiven Aktivierungsprodukte bei Unfällen mobilisieren könnten. Bei einem Verlust des Vakuums könnte Luft in den Vakuumbehälter eindringen und stark aufgeheizte Komponenten oxidieren; radioaktive Aerosole der oxidierten Materialien könnten anschließend durch Sublimation freigesetzt werden.

Für einen Stellarator sind Unfälle, bei dem die Begrenzung des Vakuumbehälters versagt, die internen Komponenten gleichzeitig ihre Kühlung verlieren und ein Lufteintritt in den Vakuumbehälter erfolgt, schwer zu konstruieren. Beispielsweise könnte ein Lufteintritt als Folge einer Beschädigung der Vakuumkammer oder des Plasmaheizungsfensters auftreten. Der Lufteintritt würde jedoch das Plasma löschen, und da Stellaratorplasmen keine großen induzierten Ströme besitzen, gibt es keinen realistischen Mechanismus, der gleichzeitig große Kräfte erzeugt, die die Blanket- oder Divertorkühlsysteme beschädigen könnten. Da das Magnetfeld des Plasmas in erster Linie durch externe Feldspulen erzeugt wird, geht der Plasmaeinschluss nicht verloren, sodass der vorherrschende Mechanismus zur Ableitung der im Plasma gespeicherten Wärmeenergie erhalten bleibt und die vorherrschende Art der Dissipation der im Plasma gespeicherten Wärmeenergie durch Strahlung von Verunreinigungen realisiert wird. Nach /MER 08/ ist durch die Kürze des gesamten Vorgangs (mehrere zehn Millisekunden) keine signifikante Beschädigung der Ersten Wand zu erwarten. Eine Abschätzung der dennoch maximal zu erwartenden Freisetzung oxidierten Wandmaterials wird auf 0,14 kg/h abgeschätzt, so dass in einem hypothetischen Unfallszenario noch eine Dosisleistung von 4,6 mSv/h /MER 08/ bei einem Standort in 1 km Entfernung möglich wäre (bei Freisetzung unter konservativen Wetterbedingungen und in Bodennähe).

Während des Normalbetriebs kommt es zu einer steten Plasmaerosion der Oberfläche der Behälterkomponenten, wodurch radioaktive Metallstaubpartikel im Vakuumbehälter entstehen. Wenn nach einem Kühlmittelverluststörfall der Plasmabetrieb für eine bestimmte Zeit weiterläuft, können Schmelz- und Verdampfungsprozesse auftreten, die zu einer Mobilisierung jener Partikel führen können. In /MER 08/ wird angenommen, dass während einer dreijährigen Lebensdauer der Divertorkomponenten 10 % der Divertorfläche, einer Erosion bis zu einer Tiefe von 0,5 mm ausgesetzt sind. Unter der Annahme, dass der Divertor alle drei Jahre ausgetauscht und der Staub in diesem Feldzeitraum beseitigt wird, beträgt die maximale Menge an Wolframstaub, die sich im ARIES-CS ansammeln kann, 65 kg. Dieser Staub könnte durch das unfallbedingte Eindringen von mobilisiert werden. Die mit diesem Staub verbundene Dosis beträgt 21 mSv/kg an einer

1 km entfernten Position, unter der Annahme einer Freisetzung in Bodennähe und bei konservativen Wetterbedingungen.

Auch im Normalbetrieb kann Tritium durch Diffusion aus den verschiedenen Reaktorkomponenten entweichen, in Abhängigkeit von technisch-baulichen Spezifikationen (siehe z. B. Tabelle II in /MER 08/). Im Folgenden wird jedoch im Rahmen der Notfallenschutzplanung ausschließlich auf unfallbedingt freigesetztes Tritium eingegangen.

In /MER 08/ werden sowohl Kühlmittelverluststörfälle (LOCA) als auch Unfälle, in denen ein ungehinderter Fluss des Kühlmittels gestört wird, betrachtet. Darüber hinaus werden die Auswirkungen eines Ereignisses untersucht, das die vorgesehenen Sicherheitsmargen der Anlage überschreitet (Beyond Design Basis Accident, BDBA), hier ein doppelter Rohrbruch (auslösendes Ereignis ist das Versagen einer Rohrleitung zur Kühlung der Ersten Wand; im Verlauf des Unfalls kommt es dadurch zum Versagen eines Wärmetauscherrohrs). Für letzteren werden die Ergebnisse zusammenfassend dargestellt, für Details der Unfallanalysen sei auf /MER 08/ verwiesen.

Die Abb. 6.10 zeigt für den betrachteten BDBA die Menge an mobilisiertem Tritium, die über einen Zeitraum von einer Woche (aus den intakten sowie unfallbedingt zerstörten Bereichen) in den Vakuumbehälter freigesetzt wird. Nach einer Woche würden in diesem Fall weniger als 60 g des gesamten ARIES-CS-Vorrats mobilisiert werden.

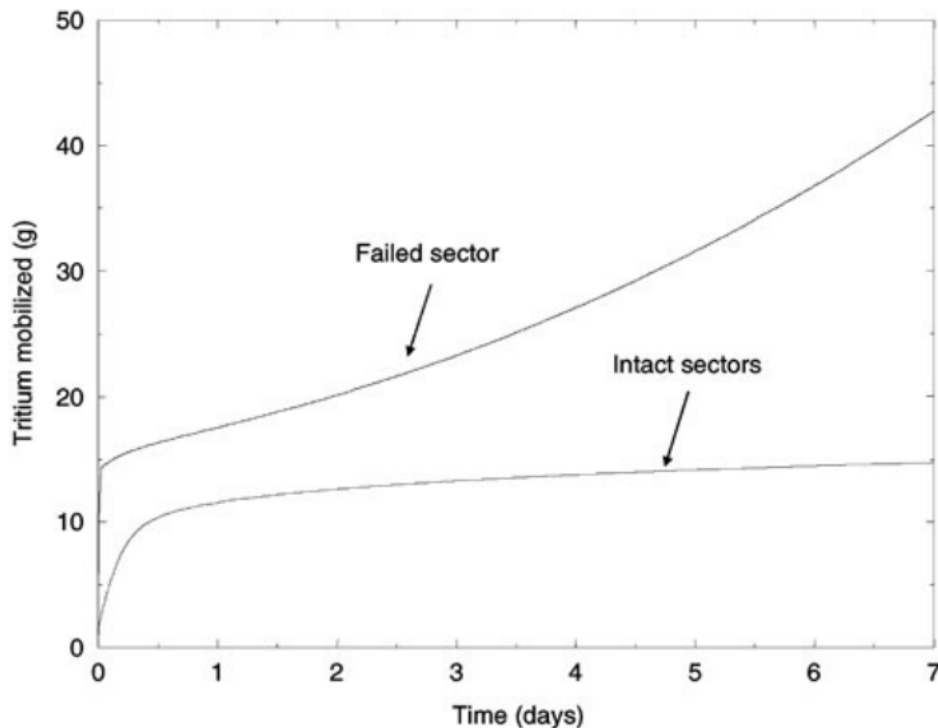


Abb. 6.10 Menge an freigesetztem Tritium aus dem Blanket-Kühlsystem nach einem Unfallszenario nach einem BDBA, hier einem doppelten Rohrbruch /MER 08/

Die im Rahmen des BDBA freigesetzten Mengen an Wolframstaub und tritiiertem Wasser sind in Abb. 6.11 und Abb. 6.12 gegeben; beide Werte wurden in die Unfallanalyse einbezogen. Nach /MER 08/ ergibt sich somit folgende Situation: Bis zum Druckabfall würden 27 g Tritium und 37 g Wolframstaub in die Umgebung gelangen. Basierend auf den in /ABB 03/ vorhergesagten Dosisumrechnungsfaktoren beträgt die Dosis an der Standortgrenze, die mit einer bodennahen Freisetzung von 27 g Tritium unter konservativen Wetterbedingungen verbunden ist, 8,5 mSv. Zusätzlich würde der Wolframstaub eine weitere Dosis von 0,6 mSv hervorrufen, wodurch sich die Gesamtdosis auf 9,1 mSv belaufen würde. Diese Dosis liegt unter dem Evakuierungsgrenzwert von 10 mSv, was zeigt, dass das ARIES-CS-Einschlusssystem selbst bei diesem schweren Unfall einen gewissen Spielraum bietet.

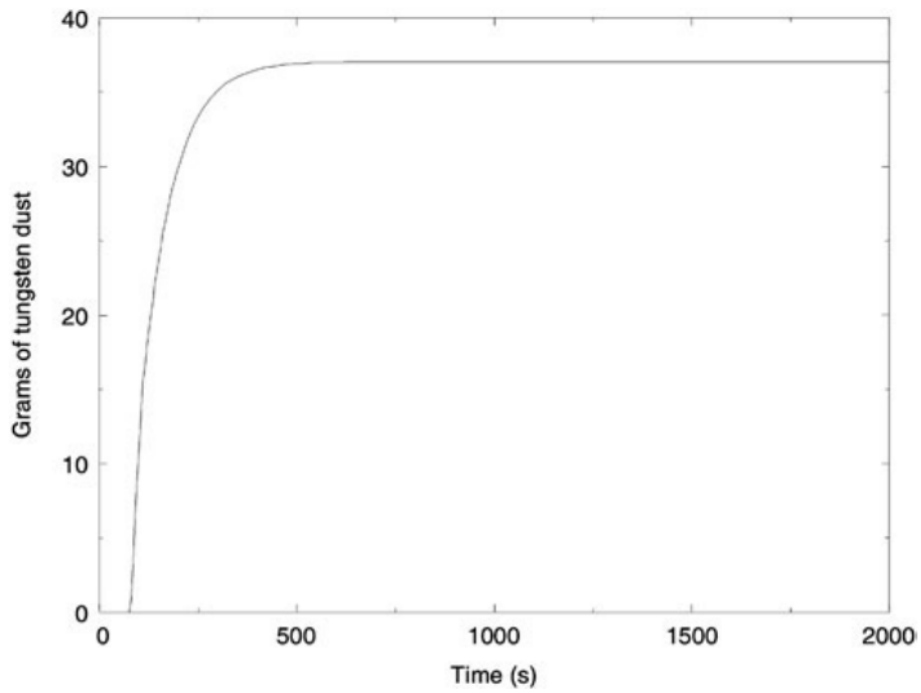


Abb. 6.11 In die Umgebung freigesetzter Wolframstaub nach einem Unfallszenario mit doppeltem Rohrbruch /MER 08/

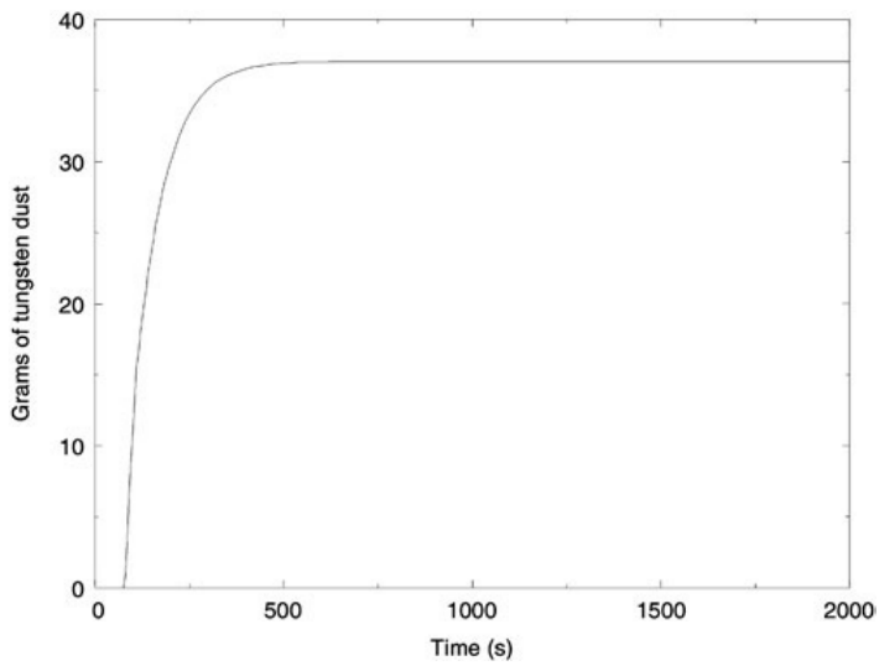


Abb. 6.12 In die Umgebung freigesetztes tritiiertes Wasser nach einem Unfallszenario mit doppeltem Rohrbruch /MER 08/

7 Zusammenfassung

In diesem Vorhaben wurden für insgesamt sechs verschiedene Referenzszenarien 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.

Im Einzelnen wurden betrachtet:

Die Referenzszenarien „Notfall in einem deutschen Kernkraftwerk vor Brennelementfreiheit“ (S1) sowie der „Notfall in ortsfester Anlage mit besonderem Gefahrenpotential“ (S5). Dazu gehörte die Analyse von Unfällen in Brennelementlagerbecken und Standort-Zwischenlagern. Des Weiteren wurde eine „Rückbautabelle“ erstellt, die Meilensteine bei der Stilllegung aufzeigt, die sich auf das Gefährdungspotential der Anlage auswirken können. Es wurde anhand eines erarbeiteten Modells untersucht, ab welchem Zeitpunkt die Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion theoretisch möglich und ausreichend wäre.

Für die Referenzszenarien „Vorsätzliche Straftat, Störmaßnahme oder sonstige Einwirkung Dritter gegen oder auf eine kerntechnische Anlage oder Einrichtung“ (S13) und „Vorsätzliche Straftat im In- und Ausland im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ohne Bezug zu einer kerntechnischen Anlage oder Einrichtung“ (S12) wurde ein Grundkonzept zur Abschätzung der Freisetzung infolge einer äußeren Einwirkung (Flugzeugabsturz, militärische Mittel) bzw. einer Störhandlung im Inneren ausgearbeitet und zur Quelltermbestimmung herangezogen.

Für die Referenzszenarien S10 (Notfall auf einem Oberflächengewässer) und S11 (Notfall auf oder in Meeresgewässern) wurden Informationen zu nuklearbetriebenen Schiffen und möglichen bzw. in den letzten Jahrzehnten eingetretenen Unfallabläufen zusammengestellt. Anhand eines „generischen Konzepts“ wurde eine Methodik entwickelt, Quellterme für eine Bandbreite von nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen und möglichen Unfallszenarien zu bestimmen.

Die physikalischen Grundlagen und Reaktorkonzepte für Kernfusionsanlagen, zusammen mit Auflistungen von derzeit in Betrieb bzw. in Planung befindlichen Anlagen. Mögliche radiologische Gefahrenpotentiale wurden anhand des Tritium-Inventars und des Radionuklidinventars im Zusammenhang mit aktivierten Anlagenstrukturen gegeben.

Literaturverzeichnis

- /ABB 03/ Abbot, M. L. Cadwallader, L. C., Petti, D. A.: Radiological Dose Calculation for Fusion Facilities. 2003.
- /ABE 25/ Abe, S., Simmonds, M. J., Bortolon, A., Effenberg, F., Bykov, I., Ren, J., Rudakov, D. L., Hood, R., Hyatt, A. W., Lin, Z., Abrams, T.: Deuterium retention behaviors of boronization films at DIII-D divertor surface. Nuclear Materials and Energy, Bd. 42, S. 101855, DOI 10.1016/j.nme.2024.101855, 2025.
- /ALB 80/ Albertz, V., Güldner, W., Hömke, P., Hörtnner, H., Lindauer, E., von Linden, J., Preischl, W., Reichart, G., Röhrs, W., Balfanz, H.-P., Jansen, H., Ohlmeier, H., Versteegen, C.: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Fachband 3 Zuverlässigkeitsgrößen und Betriebserfahrungen. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, ISBN 3-88585-014-1, Verlag TÜV Rheinland: Köln, 1980.
- /ALM 17/ Almomani, B., Jang, D., Lee, S., Kang, H. G.: Development of a Probabilistic Safety Assessment Framework for an Interim Dry Storage Facility Subjected to an Aircraft Crash Using Best-Estimate Structural Analysis. Nuclear Engineering and Technology, Bd. 49, Nr. 2, S. 411–425, DOI 10.1016/j.net.2016.12.013, 2017.
- /AND 23/ Anderton, M. D., Lloyd, M. J., Davis, T. P.: Suppression of rhenium and osmium production in tungsten by selective isotopic enrichment. 2023.
- /ANK 10/ Anklam, T., Simon, A. J., Powers, W., Meier, W. R.: LIFE: The Case for Early Commercialization of Fusion Energy. 2010.
- /ARP 00/ ARPANSA: The 2000 Reference Accident Used to Assess the Suitability of Australian Ports for Visits by Nuclear Powered Warships. 2000.
- /ARP 25/ ARPANSA: Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency. Erreichbar unter <https://www.arpansa.gov.au/>, Stand von 2025.

- /ATO 20/ atommüllreport: UAA Gronau. Erreichbar unter <https://www.atommuellreport.de/daten/detail/uaa-gronau.html>, abgerufen 2021.
- /BAJ 02/ Bajwa, C. S.: An Analysis of a Spent Fuel Transportation Cask Under Severe Fire Accident Conditions. Präsentation, ASME, ASME: Vancouver, Kanada, 5. - 9. August 2002.
- /BAM 25/ BAM Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung: Behälter für radioaktive Stoffe: Beispiele für Behälterprüfungen. Stand vom Juni 2025, erreichbar unter <https://tes.bam.de/TES/Content/DE/Standardartikel/Umschliessungen/Radioaktive-Stoffe/beispiele-behaelterpruefungen-radioaktiv.html>, 2025.
- /BAS 24/ BASE: Meldepflichtige Ereignisse seit Inbetriebnahme, Anlagen zur Kernbrennstoffver- und -entsorgung in Deutschland. Erreichbar unter <https://www.base.bund.de/de/nukleare-sicherheit/stoerfallmeldestelle/meldpflichtige-ereignisse/kernbrennstoff-versorgung-entsorgung/kernbrennstoff-versorgung-entsorgung.html?nn=333478>, Stand von 2024.
- /BASE 16/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Technischer Leitfaden: Sicherheitsbericht für Bauarten von Versandstücken zur Beförderung radioaktiver Stoffe, Übersetzung des European PDSR Guide ISSUE 3 (Dezember 2014). 50 S., 20. September 2016.
- /BASE 23/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle -Sicherheit bis zur Endlagerung. 60 S., April 2023.
- /BAY 23/ Bayern Innovativ: Marvel Fusion. Erreichbar unter <https://www.bayern-innovativ.de/kompetenzen/kompetenzen-fusionstechnologie/marvel-fusion-gmbh/>, abgerufen 2025.
- /BfS 12/ Motzkus, K.-H., Häusler, U., Dollan, R.: Wissenswertes über hochradioaktive Strahlenquellen, BfS Fachbereich Strahlenschutz und Gesundheit. 2012.

- /BfS 21/ Trugenberger-Schnabel, A., Lovsky, A., Löbke-Reinl, A., Peter, J.: Grundlagen zur Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung in Deutschland, Bundesamt für Strahlenschutz. 2021.
- /BFS 12/ Heinzel-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.
- /BGS 25a/ BGS Beta-Gamma-Service GmbH Co. KG: BETA- & GAM-MA-STRAH-LEN, Funktionsweise und Vorteile ionisierender Strahlung. Erreichbar unter <https://bgs.eu/gamma-betastrahlen/>, abgerufen am 20. Juni 2025.
- /BGS 25b/ BGS Beta-Gamma-Service GmbH Co. KG: Mit Gammastrahlen gegen Keime: So funktioniert die Strahlensterilisation. Erreichbar unter <https://www.youtube.com/watch?v=ot1yHuMpcSs&t=8s>, abgerufen am 20. Juni 2025.
- /BGS 25c/ BGS Beta-Gamma-Service GmbH Co. KG: BGS in Wiehl. Erreichbar unter <https://bgs.eu/wiehl/>, abgerufen am 20. Juni 2025.
- /BGS 25d/ BGS Beta-Gamma-Service GmbH Co. KG: BGS in Bruchsal. Erreichbar unter <https://bgs.eu/bruchsal/>, abgerufen am 20. Juni 2025.
- /BIE 16/ Bierner, J. A.: First Ever Tritium on Z and Future Plans. 21 S., 2016.
- /BRA 23/ Brambilla, S., Nelson, M. A., Brown, M. J.: Dirty bomb source term characterization and downwind dispersion: Review of experimental evidence. Journal of Environmental Radioactivity, Bd. 263, S. 107166, DOI 10.1016/j.jenvrad.2023.107166, 2023.

- /BUN 21/ Bundestag, D.: Drucksache 19/31896, Schriftliche Fragen mit den in der Woche vom 2. August 2021 eingegangenen Antworten der Bundesregierung.
- /BUN 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Kernbrennstoffver- und -entsorgung sowie bei der Beförderung von Brennelementbehältern und Behältern für verfestigte hochradioaktive Spaltproduktlösungen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 2005. 2005.
- /CAN 24/ Canadian Nuclear Safety Commission: Notice of Public Hearing - OPG - Application for a licence to construct one BWRX-300 reactor for its Darlington New Nuclear Project. 2024.
- /CAR 22/ Caruso, G., Ciattaglia, S., Colling, B., Di Pace, L., Dongiovanni, D. N., D'Onorio, M., Garcia, M., Jin, X. Z., Johnston, J., Leichtle, D., Pinna, T., Porfiri, M. T., Raskob, W., Taylor, N., Terranova, N., Vale, R.: DEMO – The main achievements of the Pre – Concept phase of the safety and environmental work package and the development of the GSSR. Fusion Engineering and Design, Bd. 176, S. 113025, DOI 10.1016/j.fuseng-des.2022.113025, 2022.
- /CHA 11/ Chapman, J. J.: Advanced Fusion Reactors for Space Propulsion and Power Systems. 2011.
- /CHU 01/ CHUNYAN MA & FRANK VON HIPPEL: NPR81: Ending the Production of Highly Enriched Uranium for Naval Reactors. The Nonproliferation Review, 2001.
- /COI 24/ Coindreau, O.: Synthesis of Source Term Assessments for a Loss-of-Cooling Accident in a Spent Fuel Pool: Insights from Uncertainty and Sensitivity Analyses and Potential Benefit of Water Injection by Spray System, ERMSAR 2024, 13-16 May 2024, Stockholm, Sweden. Präsentation, ERMSAR 2024, 2024.

- /COM 25/ Commonwealth Fusion Systems: Devens Campus, Site Information. Erreichbar unter <https://cfs.energy/devens-campus/devens-info>, abgerufen 2025.
- /CRI 07/ Cristescu, I. R.: Tritium inventories and tritium safety design principles for the fuel cycle of ITER. 2007.
- /DEU 21/ Deutscher Bundestag (BT): Drucksache 19/31171, Schriftliche Fragen mit den in der Woche vom 21. Juni 2021 eingegangenen Antworten der Bundesregierung. 108 S., 2021.
- /DEU 24a/ Deutscher Bundestag: Bericht nach § 7 des Transparenzgesetzes – Rückbau von Kernkraftwerken, 20/13999. 2024.
- /DEU 24b/ Deutscher Bundestag: Deutscher Bundestag Drucksache 20/14352 --- Bericht des Ausschusses für Bildung, Forschung und Technikfolgenabschätzung, Drucksache 20/14352. 2024.
- /DOE 94/ DOE Department of Energy: Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities, Volume I - Analysis of Experimental Data., Volume I - Analysis of Experimental Data. 1994.
- /DRO 02/ Droste, B., Völzke, H., Wieser, G., Qiao, L.: Safety Margins of Spent Fuel Transport and Storage Casks Considering Aircraft Crash Impacts. Nuclear Technology Publishing, Nr. Vol. 13, No. 3-4, S. 313–316, 2002.
- /DUR 17/ Durbin, S.: Investigations of Zirconium Fires during Spent Fuel Pool LOCAs. Präsentation, Sandia National Labs, 2017.
- /ENS 23/ ENSREG: Country specific reports: other countries. Erreichbar unter <https://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests/Country-Specific-Reports/EU-Neighbouring-Countries>, abgerufen am Mai 2023.
- /ENV 10/ Environmental Protection Agency: Liberty RadEx drill to test national clean-up and recovery efforts after mock 'dirty bomb' attack. Erreichbar unter https://archive.epa.gov/epapages/newsroom_archive/newsreleases/28c5b280d311903a8525771100525103.html, Stand von 2010.

- /EPA 10/ EPA United States Environmental Protection Agency: Liberty RadEx, Radiological Dispersion Device Exercise. Erreichbar unter https://19january2021snapshot.epa.gov/sites/static/files/documents/Liberty_RadEx.pdf, Stand von 2010.
- /EPA 12/ EPA, ORD, National Homeland Security Research Center: Waste Estimation Support Tool (WEST) Version 1.2. 2012.
- /ESK 13/ Entsorgungskommission (ESK): STELLUNGNAHME - ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland, Teil 1: Anlagen der Brennstoffversorgung, Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente. 207 S., 14. März 2013.
- /EWE 13/ Prof. Dr. Wolfgang Ewer: Rechtsgutachten zur atomrechtlichen Zulässigkeit des Betriebs der Urananreicherungsanlage in Gronau, im Auftrag des Ministeriums für Wirtschaft, Energie, Industrie, Mittelstand und Handwerk des Landes Nordrhein-Westfalen. 2013.
- /FAD 14/ Fadeev, Y.: KLT-40s Reactor Plant for the floating CNPP FPU. Präsentation, OKBM Afrikantov, 2014.
- /FED 00/ Federation of American Scientists: Nuclear Propulsion. Erreichbar unter <https://man.fas.org/dod-101/sys/ship/eng/reactor.html>, Stand von 2000.
- /FOR 13/ Forschungszentrum Jülich: ITER: Grünes Licht für Wolfram-Divertor. Erreichbar unter https://www.fz-juelich.de/de/ifn/ifn-1/aktuelles/meldungen-1/meldung_2013-08_wolfram-divertor_iter, Stand von 2013.
- /FRA 24/ framatome: Betriebsberichte, Monatsberichte. Erreichbar unter <https://www.framatome.com/de/betriebsberichte/>, Stand von 2024.
- /FRA 25/ framatome: Betriebsberichte. Erreichbar unter <https://www.framatome.com/de/betriebsberichte/>, Stand von 2025.
- /FRI 97/ Frikken, A. J.: 'ACCIDENT' Nuclear Accident Consequence Assessment Code, Descriptive Manual. Hrsg.: NSB, Dezember 1997.

- /FUS 24/ Fusion Industry Association: 2024-annual-global-fusion-industry-report. 2024.
- /GHO 19/ Ghosh, T.: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses. Hrsg.: U.S.NRC, NRC, NUREG/CR-7245, Oktober 2019.
- /GIL 23/ Gilbert, M. R.: Nuclear data for fusion: inventory validation successes and future needs. 2023.
- /GOL 21/ Golovchuk, B., Opstal, F.: BELGIAN SPENT FUEL POOL INTERNAL EVENTS PSA, 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. 2021.
- /GON 22/ Gonzalez de Vicente, S. M., Smith, N. A., El-Guebaly, L., Ciattaglia, S., Di Pace, L., Gilbert, M., Mandoki, R., Rosanvallon, S., Someya, Y., Tobita, K., Torcy, D.: Overview on the management of radioactive waste from fusion facilities: ITER, demonstration machines and power plants. Nuclear Fusion, Bd. 62, Nr. 8, S. 85001, DOI 10.1088/1741-4326/ac62f7, 2022.
- /GRS 16/ Band, S., Borghoff, S., Büttner, U., Eberhard, H., Kaulard, J., Kilian-Hülsmeier, Y., Maqua, M., Mildenerger, O., Schimpfke, T., Sonnenkalb, M., Stahl, T., Weiß, S., Wetzel, N.: Fukushima Daiichi 11. März 2011, Unfallablauf, Radiologische Folgen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-S-Bericht, Nr. 56, 5. Aufl., ISBN 978-3-944161-86-0, Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH: Köln, 2016.
- /HAG 17/ Hage, M.: Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus Brennelement-Lagerbecken in Kernkraftwerken, GRS-A-3881. 2017.
- /HAR 07/ Harper, F. T., Musolino, S. V., Wentz, W. B.: Realistic Radiological Dispersal Device Hazard Boundaries and Ramifications for Early Consequence Management Decisions. National Emergency Training Center, 2007.
- /HIR 14/ Hirose, T., Nozawa, T. Et al.: Physical properties of F82H for fusion blanket design. 2014.

- /HIT 23/ Hitachi Nuclear Energy: Ontario Power Generation Inc. Darlington New Nuclear Project: BWRX-300 Preliminary Safety Analysis Report. 2596 S., 2023.
- /HIT 24/ Hitachi: BWRX-300: One of the most economical SMR designs available. 1 S., 2024.
- /HOE 21/ Hoelzl, M., Huijsmans, G., Pamela, S., Bécoulet, M., Nardon, E., Artola, F. J., Nkonga, B., Atanasiu, C. V., Bandaru, V., Bhole, A., Bonfiglio, D., Cathey, A., Czarny, O., Dvornova, A., et al.: The JOREK non-linear extended MHD code and applications to large-scale instabilities and their control in magnetically confined fusion plasmas. Nuclear Fusion, Bd. 61, Nr. 6, S. 65001, DOI 10.1088/1741-4326/abf99f, 2021.
- /IAE 10/ IAEA: Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide SSG 4. 2010.
- /IAE 21/ IAEA: Phenomenology, Simulation and Modelling of Accidents in Spent Fuel Pools Proceedings of a Technical Meeting, IAEA-TECDOC-1949. 2021.
- /IAE 22/ IAEA: World Survey of Fusion Devices 2022. Non-Serial Publication, 1. Aufl., 1182 S., ISBN 9789201431226, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2022.
- /IAE 25/ IAEA: FUSDIS: FUSion Device Information System. Erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/sites/fusionportal/Pages/FusDIS.aspx>, Stand von 2025.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Design and development status of small and medium reactor systems. IAEA-TECDOC, Nr. 881: Vienna, 1995.
- /IAEA 00/ IAEA: Probabilistic safety assessments of nuclear power plants for low power and shutdown modes. 72 S., 2000.
- /IAEA 07/ IAEA: Management of Reprocessed Uranium, Current Status and Future Prospects. 2007.

- /IAEA 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 2018 Edition, Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev. 1). IAEA Safety Standards, 190 S.: Vienna, Austria, 2018.

- /ICRP 91/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): 1990 recommendations of the International Commission on Radiological Protection. 1991.

- /ISO 05/ ISO: ISO 7195:2005(E), Nuclear energy — Packaging of uranium hexafluoride (UF₆) for transport. 2005.

- /JIN 23/ Jin, X. Z.: STATUS OF DESIGN BASIS ACCIDENT ANALYSES FOR EUROPEAN DEMO. 2023.

- /JON 96/ Jones, J., Mansfield, P. A., Haselbacher, A.: PC COSYMA Version 2: An accident consequence assessment package for use on a PC. Erreichbar unter <https://inis.iaea.org/records/9n1ph-ne112>, Stand von 1996.

- /KAI 00/ Kaiser, W., Rogazewski, P., Schindler, M., Acikalin, A., Albrecht, M., Lambert, M., Steinbach, J.: Ermittlung und Berechnung von Störfallablaufsszenarien nach Maßgabe der 3. Störfallverwaltungsvorschrift, Band 1 und Band 2. Hrsg.: Umweltbundesamt (UBA), 684 S.: Berlin, 2000.

- /KAR 12/ Karnesky, R. A., San Marchi, C.: Tritium Barriers and Tritium Diffusion in Fusion Reactors. ISBN 9780080560335, Elsevier, 2012.

- /KHR 06/ Khripunov, V. I., Kurbatov, D. K., Subbotin, M. L.: C-14 Production in CTR Materials and Blankets. 2006.

- /KIL 19/ Kilger, R.: Thermisches Brennstabverhalten unter Normalbedingungen, RIA und KMV. Präsentation, 2019.

- /KIM 20/ Kim, J.-H., Nakano, S., Nakamichi, M.: A novel method to stably secure beryllium resources for fusion blankets. 2020.

- /KLI 04/ Kliem, S., Rohde, U., Weiß, F.-P.: Core response of a PWR to a slug of underoxygenated water. 2004.
- /KOR 23/ Korea JoongAng Daily: Korea's 'artificial sun' setting nuclear fusion records. Erreichbar unter <https://koreajoongangdaily.joins.com/2023/02/24/business/industry/nuclear-fusion-fusion-reactor-kstar/20230224162046297.html>, abgerufen 2025.
- /KWA 20/ Kwang-II, A., Jae-Uk, S., Won-Tae, K.: An assessment of radiological source terms for loss of cooling and coolant accidents of a PWR spent fuel pool. Progress in Nuclear Energy, Bd. 2020, Nr. 129, 2020.
- /LLO 20/ Lloyd's Register: Nuclear Powered Warship Reference Accident Review, Modelling, Vessel Design, Scenarios and Assumptions. 2020.
- /LOE 16/ Loeffler, H.: Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, Bericht zum Vorhaben 3612R01361, GRS 393. 2016.
- /LÖF 10/ Löffler, H., Mildenerberger, O., Sogalla, M., Stahl, T.: Aktualisierung der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS für Ereignisse im Leistungsbetrieb, Abschlussbericht zum Vorhaben 3609S60009. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3580: Köln, 30. Oktober 2010.
- /LÖF 16/ Löffler, H., Kowalik, M., Mildenerberger, O., Hage, M.: Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, Abschlussbericht. GRS-393, 176 S., ISBN 978-3-944161-74-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Juni 2016.
- /LOP 96/ JJ. López-Jiménez, L.E. Herranz, M.J. Escudero, M.M. Espigares, V. Peyrés, J. Polo, Ch. Kortz, M.K. Koch, U. Brockmeier, H. Unger, L.M.C. Dutton, Ch. Smedley, W. Trow, A.V. Jones, E. Bonanni, M. Calvo, A. Alonso: Pool Scrubbing. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), Informes Técnicos Ciemat, Nr. 805, 1996.

- /LUK 20/ Lukacs, M., Williams, L. G.: Nuclear safety issues for fusion power plants. Fusion Engineering and Design, Bd. 150, S. 111377, DOI 10.1016/j.fuseng-des.2019.111377, 2020.
- /MAG 23/ Magee, R. M., Ogawa, K., Tajima, T., Allfrey, I., Gota, H., McCarroll, P., Ohdachi, S., Isobe, M., Kamio, S., Klumper, V., Nuga, H., Shoji, M., Ziaei, S., Binderbauer, M. W., Osakabe, M.: First measurements of p11B fusion in a magnetically confined plasma. Nature communications, Bd. 14, Nr. 1, S. 955, DOI 10.1038/s41467-023-36655-1, 2023.
- /MAI 05/ Maisonnier, D., Cook I., Sardain, P., Andreani, R., Di Pace, L., Forrest, R., Giancarli, L., Hermsmeyer, S., Norajitra, P., Taylor, N., Ward, D.: A CONCEPTUAL STUDY OF COMMERCIAL FUSION POWER PLANTS, Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS). 2005.
- /MAL 24/ Malone, C. R., Flynn, H. B., Somers, P. A. R. Larsen, G. K.: Approach to Startup Inventory for Viable Commercial Fusion Power Plant. 2024.
- /MAX 24/ Max-Planck-Gesellschaft: Brennpunkte der Kernfusion. Erreichbar unter <https://www.mpg.de/22167704/kernfusion-fusionsreaktor>, abgerufen 2025.
- /MER 08/ Merrill, B. J., El-Guebaly, L. A., Martin, C., Moore, R. L., Raffray, A. R., Petti, D. A.: Safety Assessment of the ARIES Compact Stellarator Design. Fusion Science and Technology, Bd. 54, Nr. 3, S. 838–863, DOI 10.13182/FST08-5, 2008.
- /MVEL 05/ Dr. Riechmann: Öffentliche Bekanntmachung einer Genehmigung für die Urananreicherungsanlage Gronau: Bescheid Nr. 7/6 UAG vom 14. Februar 2005, Gesetz- und Verordnungsblatt (GV.NRW.) Ausgabe 2005 Nr. 13 vom 6.4.2005 Seite 201 bis 216, Ministerium für Verkehr, Energie und Landesplanung des Landes Nordrhein-Westfalen. Nr. 13, S. 201–216, 2005.
- /MWI 2024/MWIKE: Urananreicherungstechnologie, Ministerium für Wirtschaft, Industrie, Klimaschutz und Energie des Landes Nordrhein-Westfalen. Erreichbar unter <https://www.wirtschaft.nrw/anreicherungstechnologie>, abgerufen 2024.

- /NAJ 06/ Najmabadi, F. E. a.: The ARIES-AT advanced tokamak; Advanced technology fusion power plant. 2006.
- /NAV 23/ Navita, & Joshi, G.C.: Production of long-lived radionuclide ⁵³Mn, ⁵⁴Mn, ⁵⁵Fe, ⁵⁹Ni and ⁶⁰Co via charged particle induced reaction inside fusion reactor environment. 2023.
- /NRC 12a/ NRC: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA), Final Report, Part 1, NUREG-1935. 2012.
- /NRC 12b/ NRC: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA), Final Report, Part 2. 2012.
- /NRC 17/ NRC: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, NUREG/CR-7245. 2017.
- /NRC 23/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA). Stand vom 12. Mai 2023, erreichbar unter <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/soar.html>, 2023.
- /NUC 97/ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Press Release-97-064, The Nuclear Regulatory Commission has received three reports from its Advisory Committee on Reactor Safeguards. 15 S., 1997.
- /NUR 00/ NUREG: Predictions of Spent Fuel Heatup After a Complete Loss of Spent Fuel Pool Coolant, NUREG-1726. 2000.
- /NUR 16/ NUREG: Spent Fuel Pool Project Phase II: Pre-Ignition and Ignition Testing of a 1x4 Commercial 17x17 Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assemblies under Complete Loss of Coolant Accident Conditions, NUREG/CR-7216. 2016.
- /OEL 96/ Oelgaard, P. L.: Accidents in Nuclear Ships. 1996.
- /OFF 24/ Office for Nuclear Regulation (ONR): GE-Hitachi's BWRX-300 completes the first step of generic design assessment. Erreichbar unter <https://>

www.onr.org.uk/news/all-news/2024/12/ge-hitachi-s-bwr-300-completes-the-first-step-of-generic-design-assessment/, Stand von 2024.

- /OPG 24/ OPG: OPG's Darlington New Nuclear Project completes early site preparation work. Erreichbar unter <https://www.opg.com/news/opgs-darlington-new-nuclear-project-completes-early-site-preparation-work/>, Stand von 2024.
- /OPS 21/ Opstal, F., Golovchuk, B.: BELGIAN SPENT FUEL POOL INTERNAL EVENTS PSA2012 NPIC & HMIT, 2021 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis. 2021.
- /PAR 20/ J. Peter, A. Trugenberger-Schnabel, D. Merchel: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 2020, Parlamentsbericht.
- /PAR 21/ Park, J. H., Pereslavl'tsev, P.: Comparative activation analyses for the HCPB breeding blanket in DEMO. 2021.
- /PAV 09/ Pavlov, A.: Nuclear icebreaker 'Lenin' says all board, but keeps the overly curious at bay. Erreichbar unter <https://bellona.org/news/arctic/russian-nuclear-icebreakers-fleet/2009-08-nuclear-icebreaker-lenin-says-all-board-but-keeps-the-overly-curious-at-bay>, Stand von 2009.
- /POŠ 21/ Poškas, R., Poškas, P., Račkaitis, K., Zujus, R.: A numerical study of thermal behavior of CASTOR RBMK-1500 cask under fire conditions. Nuclear Engineering and Design, Bd. 376, S. 111131, DOI 10.1016/j.nuceng-des.2021.111131, 2021.
- /PRE 20/ Preussen Elektra: Kernkraftwerk Brokdorf: Stilllegung und Abbau, Sicherheitsbericht. 196 S., 2020.
- /RAE 95/ Raeder, J., Cook, I., Morgenstern, F.H., Salpietro, E., Bünde, R., Ebert, E.: Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). 125 S., 1995.

- /REI 06/ Reistad, O., Olgaard, P. L.: Inventory and Source Term Evaluation of Russian Nuclear Power Plants for Marine Applications. Nordic nuclear safety research, NKS-139: Roskilde, Dänemark, April 2006.
- /ROD 03a/ Rodríguez-Rodrigo, L. E. a.: Licensing ITER in Europe: An example of licensing a fusion facility. 2003.
- /ROD 03b/ Rodríguez-Rodrigo, L.: Licensing ITER in Europe: An example of licensing a fusion facility, Presentation. Präsentation, Juli 2003.
- /RSK 12/ RSK: STELLUNGNAHME - Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). 2012.
- /RSK 17/ RSK Reaktor-Sicherheitskommission: Bewertung der Umsetzung der Empfehlungen der RSK aus der Sicherheitsüberprüfung deutscher Forschungsreaktoren. 2017.
- /SAN 16/ Sandia National Laboratories: Tritium introduced in fusion experiments at Sandia. Erreichbar unter https://newsreleases.sandia.gov/tritium_fusion/, Stand von 2016.
- /SAN 20/ Sanles Sobrido, M., Bernard, E., Angeletti, B., Malard, V., George, I., Chaurand, P., Uboldi, C., Orsière, T., Dine, S., Vrel, D., Rousseau, B., Dinescu, G., Soulas, R., Herlin, N., et al.: Oxidative transformation of Tungsten (W) nanoparticles potentially released in aqueous and biological media in case of Tokamak (nuclear fusion) Lost of Vacuum Accident (LOVA). Comptes Rendus. Géoscience, Bd. 352, Nr. 8, S. 539–558, DOI 10.5802/crgeos.41, 2020.
- /SCI 21/ scinexx: Das Problem des Tritiums, Gibt es genug Brennstoff für Fusionsreaktoren? erreichbar unter <https://www.scinexx.de/dossierartikel/das-problem-des-tritiums/>, Stand von 2021.
- /SHM 17/ Shmayda, C. R., Curz, J., Shmayda W. T.: Tritium Recovery from Mixed Waste. 2017.

- /SHM 18/ Shmayda, C. R., Curz, J., Shmayda W. T.: Tritium Recycling from Depleted Uranium Beds. 2018.
- /SKA 73/ Skarpelos, J. M., Gilbert, R. S.: Technical Derivation of BWR 1971 Design Basis Radioactive Material Source Terms. 50 S., 1973.
- /SOG 25/ M. Sogalla, M. Hage, I. Petermann: Abschätzung der Luftkühlung von Brennelementen durch freie Konvektion, Arbeitsbericht im Vorhaben 3623S62516. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, April 2025.
- /SON 10/ Sonnenkalb, M.: Phänomene schwerer Unfälle - DWR und SWR, Vertiefungskurs Reaktorsicherheit, Reaktorbetrieb, 19./20.07.2010. Präsentation, 2010.
- /STE 25a/ STERIS: Verfahren der Gammabestrahlung. Erreichbar unter <https://www.steris-ast.com/de-de/losungen/lohnsterilisation/gammabestrahlung>, abgerufen am 20. Juni 2025.
- /STE 25b/ STERIS Applied Sterilization Technologies: Gamma-Irradiation-A4.
- /STE 15/ Steinrötter, T.: Fortschrittliche methodische Ansätze für die PSA der Stufe 2, GRS-A-3743. 2015.
- /STR 08/ Streeper, C., Lombardi, M., Cantrell, L.: Diversions of radioactive material and the difficulties in case tracking. 2008.
- /TAK 01/ TAKANO, M., ROMANOVA, V., Yamazawa, H., SIVINTSEV, Y., Compton, K., NOVIKOV, V., PARKER, F.: Reactivity Accident of Nuclear Submarine near Vladivostok. Journal of Nuclear Science and Technology, Bd. 38, Nr. 2, S. 143–157, DOI 10.3327/jnst.38.143, 2001.
- /TAY 19/ Taylor, N. P. Et al.: Safety and Environmental studies for a European DEMO design concept. 2019.
- /TOE 78/ Toepfer, A. J., Posey, L. D.: Application of inertial confinement fusion to weapon technology, Technical Report. 1978.

- /TUM 23/ Radiochemie München RCM Technische Universität München: Zerstörungsfreie Untersuchung, Transmissions-Computer-Tomographie. 2023.
- /URE 24/ Urenco Limited: Shareholding Structure. Erreichbar unter <https://www.urencolimited.com/investors/our-governance>, abgerufen am Januar 2024.
- /VDI 24/ VDI Fachmedien GmbH & Co. KG Unternehmen für Fachinformationen: TiB_05-2024_Fusionsreaktoren. 2024.
- /VIV 25/ Vivo-Vilches, C., Hrnjic, E., Martschini, M., Altindag, K., Packer, L. W., Golser, R., Hain, K.: Towards AMS measurements of ⁹¹Nb, ⁹⁴Nb and ⁹³Mo produced in fusion environment. 14 S., ArXiv 2503.01312v1, 3. März 2025.
- /WAK 18/ Wakefield, D.: 2018 Status of “Requirements for Low Power and Shutdown Probabilistic Risk Assessment”, Low Power and Shutdown PRA Standard. 2018.
- /WAN 24/ Wang, Y., Nie, B., Zheng, S., Wu, H., Chen, N., Wang, D.: Emerging activated tungsten dust: Source, environmental behaviors, and health effects. 2024.
- /WEY 24/ Weyermann, F.: Programmpaket AC2. Erreichbar unter <https://www.grs.de/de/forschung-und-begutachtung/reaktorsicherheit/programmpaket-ac2>, Stand von 2024.
- /WOR 07/ World Nuclear News: KSTAR unveiled. Erreichbar unter <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/KSTAR-unveiled>, abgerufen 2025.
- /WOR 23/ World Nuclear News: Six SMR power plants approved in Poland. Erreichbar unter <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Six-SMR-power-plants-approved-in-Poland>, Stand von 2023.
- /WOR 24/ World Nuclear News: Ontario minister marks completion of first phase of SMR preparations. Erreichbar unter <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Ontario-minister-marks-completion-of-first-phase-o>, Stand von 2024.

- /YAN 25/ Yan, J., Kong, D.: Overview and updates of the Burning Plasma Experimental Superconducting Tokamak (BEST). 1 S., 2025.
- /YON / Yongchan Kim, Jonghyun Kim: IDENTIFICATION OF HUMAN-INDUCED INITIATING EVENTS IN THE LOW POWER AND SHUTDOWN OPERATION USING THE COMMISSION ERROR SEARCH AND ASSESSMENT METHOD.
- /ZAP 24/ ZAP Energy: Zap Energy achieves 37-million-degree temperatures in a compact device. Erreichbar unter <https://www.zapenergy.com//news/37-million-degree-temperatures-in-a-compact-device>, Stand von 2024.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Vereinfachtes Modellierungsverfahren zur Berechnung der Luftkühlung eines BE-Stapels	23
Abb. 2.2	Horizontaler Schnitt durch vier Brennelemente zur Illustration der konvektiven Strömung durch die BE in den Zwischenräumen zwischen den BS (a) und der Umströmung der BE durch die Spalten zwischen dem BE (b)	25
Abb. 2.3	Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f2v2h2	27
Abb. 2.4	Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f3v2h2	27
Abb. 2.5	Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f4v2h2	28
Abb. 2.6	Oberflächentemperatur der Brennstäbe, Sicherheitsbehältertemperatur und kritische Temperatur (Zirkonbrand bzw. Ballooning (Hüllrohrversagen)) für den Fall: f6v2h2	28
Abb. 2.7	Vergleich der Maximaltemperatur der US-Simulationen (MaxT /NUR 00/) mit den Ergebnissen des GRS-Abschätztools (GRS-Modul)	29
Abb. 2.8	Aus /NUR 16/ abgeschätztes zeitliches Verhalten der Temperaturen an unterschiedlichen axialen Höhen eines BS	30
Abb. 2.9	Aus /NUR 16/ abgeschätztes vertikales Temperaturprofil für verschiedene Heizzeiten zwischen 1 und 6 h	30
Abb. 2.10	Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Basissimulation	32
Abb. 2.11	Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Variationsrechnungen zum Einfluss der Wärmeabfuhr über den SHB	33

Abb. 2.12	Entwicklung der BS-Temperatur (blau) und der SHB-Atmosphären-temperatur (orange) innerhalb der ersten 24 Stunden der Variationsrechnungen zum Einfluss der Abklingzeit.....	34
Abb. 2.13	Lagerhalle nach dem STEAG-Konzept	37
Abb. 2.14	Lagerhalle nach dem WTI-Konzept.....	38
Abb. 2.15	Tunnellager Neckarwestheim.....	39
Abb. 2.16	Behälter der Bauart Castor®-Behälter V/19	42
Abb. 3.1	Werks- und Lageplan der Brennelement-Fertigungsanlage Lingen.....	88
Abb. 3.2	Mengengerüst an hergestelltem Uranoxidpulver und Anzahl/Uranmenge der Brennelemente für die Jahre 2014-2020 im Vergleich zur Produktion des Jahres 2010 /DEU 21/	95
Abb. 4.1	Die im „Waste Estimation Support Tool“ (WEST) der US-Umweltschutz-behörde angewandten Ausbreitungsrechnungen auf Grundlage des Übungsszenarios Liberty RadEx (Abbildung aus /EPA 12/)	108
Abb. 5.1	Schematisierte Darstellung des Energiebilanzmodells zur vereinfachten Modellierung von Ereignisabläufen in Schiffsreaktoren, adaptiert für einen KLT-40M Reaktor	143
Abb. 5.2	Zeitverläufe von Temperatur, Druck und Wasserstand in RDB (oben) und SHB (unten) für die Szenarien SBO-1 (links) und SBO-2 (rechts)...	151
Abb. 5.3	Relative Kernbedeckung und Kernzerstörung (linke lineare Skala), Anteile von Spaltprodukten im RDB und Edelgasen im SHB (rechte logarithmische Skala) sowie Freisetzungsanteile in die Umgebung (ebenfalls rechte logarithmische Skala) von Edelgasen, Jod und Cäsium	153
Abb. 6.1	Dosisgrenzwerte für den ITER-Standort Cadarache (Abbildung aus /ROD 03a/)	166
Abb. 6.2	Vorläufige Dosisgrenzwerte für das Demonstrationskraftwerk EU-DEMO (Abbildung aus /TAY 19/)	170
Abb. 6.3	Abfallbewertung für EU-DEMO (Abbildung aus /GIL 23/)	177
Abb. 6.4	Partikelgrößenverteilung von Wolframstäuben der Anlagen ASDEX Upgrade (AUG), SIRENS High Heat Flux Facility und mögliche Partikelgrößen von ITER (Abbildung aus /WAN 24/).....	180

Abb. 6.5	Maximal mögliche Quellterme durch Mobilisierungen in Unfallszenarien	196
Abb. 6.6	Tritiuminventar zweier Ansätze für Brutblankets, heliumgekühlte Kugelhaufen-Brutblankets (HCPB) und wassergekühlte Lithium-Blei-Brutblankets (WCLL) /CAR 22/	199
Abb. 6.7	Tritiuminventar für verschiedene Komponenten des Brennstoffkreislaufsystems /CAR 22/	199
Abb. 6.8	Durch verschiedene Unfallszenarien (Case 1-4, Erläuterung siehe Text) mögliche freisetzbare Mengen an Aktivierungsprodukten (ACP) und Tritium /CAR 22/	201
Abb. 6.9	Spezifische Aktivitäten von Komponenten des ARIES-CS /MER 08/	207
Abb. 6.10	Menge an freigesetztem Tritium aus dem Blanket-Kühlsystem nach einem Unfallszenario nach einembdba, hier einem doppelten Rohrbruch /MER 08/	210
Abb. 6.11	In die Umgebung freigesetzter Wolframstaub nach einem Unfallszenario mit doppeltem Rohrbruch /MER 08/.....	211
Abb. 6.12	In die Umgebung freigesetztes tritiiertes Wasser nach einem Unfallszenario mit doppeltem Rohrbruch /MER 08/.....	211

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Simulationen aus /NUR 00/ , die zum Vergleich mit den Ergebnissen des GRS-Moduls herangezogen werden	26
Tab. 2.2	Mögliche Inventare eines mit 19 abgebrannten BE beladenen Castor® V/19 Behälters F mit diversen AB und AZ (Angaben aus /ALM 17/ und /BFS 12)	44
Tab. 2.3	Grenzwerte für Freisetzungen aus Typ B-Behältern nach Table 2 /IAEA 18/	49
Tab. 2.4	Abschätzung der freigesetzten Mengen an Spalt- und Korrosionsprodukten aus dem Kühlwasser nach einem Bruch der Speisewasser- oder Frischdampfleitung im BWRX-300	52
Tab. 3.1	Nuklidspezifische Aktivitätszusammensetzung von ausgedienten Brennelementen in CASTOR Transportbehältern /ALM 17/	69
Tab. 3.2	Aktivitätsinventar und Quellterm für das dargestellte Szenario.....	70
Tab. 3.3	Aktivitätsinventar und Quellterm für das dargestellte Szenario.....	72
Tab. 3.4	Monatliche Produktionsmengen an Brennelementen bzw. verarbeitetem Uran für die Jahre 2022 – 2024 (alle Angaben aus /FRA 24/)	94
Tab. 3.5	Massenanteil der im Behälter ANF-18 befindlichen unbestrahlten Brennelemente	97
Tab. 3.6	Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario	98
Tab. 3.7	Quellterm in der Anlage für das dargestellte Szenario	99
Tab. 5.1	In Betrieb befindliche Schiffe mit Nuklearantrieb (Stand April 2025)	110
Tab. 5.2	Auf Schiffen und U-Booten eingesetzte Reaktortypen /CHU 01/	114
Tab. 5.3	Relative Risikobeurteilung für Kriegsschiffe (Szenario Einfahrt und zeitlich begrenzter Aufenthalt in Häfen) im Vergleich zu kommerziellen kerntechnischen Anlagen (Kernkraftwerke an Land) /LLO 20/.....	117
Tab. 5.4	Dokumentierte Unfälle mit nuklearbetriebenen Wasserfahrzeugen /OEL 96/	119
Tab. 5.5	Freisetzung radioaktiven Iods in die Atmosphäre im Rekritikalitätsunfall in der Chazma Bucht /TAK 01/	125

Tab. 5.6	Kernfreisetzungsanteile für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/	128
Tab. 5.7	U-Boote und kleinere Wasserfahrzeuge (Oberfläche): Quellterm für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/	129
Tab. 5.8	Flugzeugträger der Nimitz-Klasse: Quellterm für den Referenzunfall „begrenzter Kühlmittelverlustunfall mit intakter primärer und sekundärer Sicherheitshülle“ /ARP 00/	131
Tab. 5.9	Klassifikation potenzieller Ereignisabläufe für nuklearbetriebene Wasserfahrzeuge nach Schadensbild und potenziellen Freisetzungen.....	135
Tab. 5.10	Ergebnis der Plausibilitätsbewertung unterschiedlicher Szenarienrandbedingungen für Reaktoren des Typs KLT-40, KLT-40M oder KLT-40S	140
Tab. 5.11	Eingabedaten der in Abschnitt 5.3.5 betrachteten Szenarien für einen durch einen KLT-40M Reaktor angetriebenen Eisbrecher.....	145
Tab. 5.12	Randbedingungen der Szenarien „SBO-1“ und „SBO-2“	149
Tab. 5.13	Markante Ereignisse im RDB und im SHB für die Szenarien SBO-2 und SBO-2.....	150
Tab. 5.14	Inventar eines KLT-40M, akkumulierte Freisetzungsmengen (zerfallskorrigiert auf das Simulationsende) und zugehörige Freisetzungsanteile für die Szenarien SBO-1 und SBO-2	155
Tab. 6.1	Auswahl von derzeit weltweit in Betrieb bzw. in Planung und im Bau befindlichen größeren Versuchs-Kernfusionsanlagen (universitäre, militärische Forschung; Start-Ups und Privatunternehmen) der verschiedenen Konzepte	162
Tab. 6.2	(Startup-) Unternehmen, die für Arbeiten mit Tritium lizenziert sind oder eine Lizenzierung anstreben und als solche einen Bedarf an Tritium haben, der in besonderem Maße wirtschaftlicher Rentabilität unterliegt /FUS 24/.....	181

Abkürzungsverzeichnis

ACP	Activated Corrosion Products
ADINA	Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis
ANF	Advanced Nuclear Fuels
ARC	Affordable Robust Compact
ARPANSA	Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency
ASDEX	axialsymmetrisches Divertor-Experiment
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ASTOR	Approximated Structural Time of Rupture
AUG	ASDEX (s. dort) Upgrade
BE	Brennelement
BELB	Brennelementlagerbecken
BEST	Burning Plasma Experiment Superconducting Tokamak
BFL	Brennelementfertigungsanlage Lingen
BR	Brutreaktor
BS	Brennstab
CANDU	CANada Deuterium Uranium
CDF	Core Damage Frequency
CFETR	Chinese Fusion Engineering Test Reactor
COCOSYS	Containment Code System (Containment Code der GRS)

DE	Dampferzeuger
DEMO	DEMOstration Power Plant
DTOKS	Dust in Tokamaks
DUSTTRACK	Dust Tracking
DWR	Druckwasserreaktor
EAST	Experimental Advanced Superconducting Tokamak
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EU	Europäische Union
FA	Freisetzungsanteil
FISPACT	Fission Product Activation
FLAB	Flugzeugabsturz
FPSS	Fast Plasma Shutdown System
FUSDIS	Fusion Device Information System
FW	First Wall
HCPB	Helium-Cooled Pebble Bed (Blanket-Konzept für den EU-DEMO)
HDR	Heißdampfreaktor
HTR	Hochtemperaturreaktor
HTS	High Temperature Superconductor
IAEA	International Atomic Energy Agency
INES	International Nuclear and Radiological Event Scale

ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor, oder: lat. der Weg
ICS	Isolation Condenser System
KSTAR	Korea Superconducting Tokamak Advanced Research
LHD	Large Helical Device
LMJ	Laser Mégajoule
LOCA	Loss of Cooling Accident
LOFA	Loss of Flow Accident
LOPI	Loss of Pool Inventory
LOS	Life of the Ship
LOVA	Loss of Vacuum Accident
LWR	Leichtwasserreaktor
MAEROS	Multicomponent Aerosol
MAST	Mega Ampere Spherical Tokamak
MCCI	Molten Corium-Concrete Interaction (Schmelze-Beton-Wechselwirkung)
MCNP	Monte-Carlo N-particle
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequence of Releases
MUSA	Management and Uncertainties of Severe Accident
NEA	Nuclear Energy Agency
NIF	National Ignition Facility

NLB	Nichtleistungsbetrieb
NSTX-U	National Spherical Torus Experiment
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PIE	Postulated Initiating Events
POLCA	Pool during Loss of Cooling Accident
PROST	Probabilistische Strukturberechnung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RODOS	Real-time On-line DecisiOn Support
SAMPSON	Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented toward Nuclear fields
SBOS	Station Black Out (Totalausfall der elektrischen Versorgung)
SHB	Sicherheitsbehälter
SOARCA	State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses
SOCRAT	System of Code for Realistic Analysis of Severe Accidents
SOL	Scrape Off Layer (Abschälschicht)
SPARC	Smallest Possible ARC
SWR	Siedewasserreaktor
TMAP	Tritium Mitigation Analysis Program

VAK	Versuchsatomkraftwerk Kahl
VENTINA	Versatile Numerical Tool for Inventory and Activation Calculation
WCLL	Water-Cooled Lithium-Lead (Blanket-Konzept für den EU-DEMO)
WEST	(W) Environment in Steady-State Tokamak (W für Wolfram)
WWER	Wasser-Wasser-Energie-Reaktor
WPSAE	Working Package Safety and Environment (von der EUROfusion)
ZL	Zwischenlager

A Anhang

Tab. A.1 Ausgewählte Literatur zu einzelnen Rückbauphasen

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Auswahl durchgeführter Arbeiten
Leistungsbetrieb	• Fortschrittliche methodische Ansätze für die PSA der Stufe 2, GRS-A-3743 (T. Steinrötter et al., 2016) • Aktualisierung der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS für Ereignisse im Leistungsbetrieb, GRS - A - 3580 (H. Löffler et al., 2012)
Nichtleistung-/Nachbetrieb „Phase 1“: Brennelementfreiheit „Phase 2“: Brennstofffreiheit	• Erforschung eines Bewertungsansatzes zu Auswirkungen von Änderungen an nach- und restbetriebsrelevanten Systemen, GRS-628 (C. Lambertus et al., 2021) • Untersuchungen zu Risiken aus anlageninternen Bränden während des Nachbetriebs und der Stilllegung von Kernkraftwerken, GRS-548 (B. Forell, 2020) • Forschungen zu den Erfordernissen des Alterungsmanagements von KKW in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase, GRS-562 (M. Elmas et al., 2019) • Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase, GRS-453 (G. Mayer, 2017) • Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, GRS-393 (H. Löffler et al, 2016) • Fortschrittliche Methoden und Werkzeuge für probabilistische Sicherheitsanalysen, GRS-A-3742 (M. Röwekamp et al., 2015) • Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR, GRS-A-3114 (S. Babst et al., 2003)

Betriebs-/Rückbauzustand („Meilenstein“)	Auswahl durchgeführter Arbeiten
Einlagerungsbetrieb	• Langzeitverhalten trocken zwischengelagerter Brenn-elemente während der verlängerten Zwischen-lagerung, GRS-747 (D. Nahm et al., 2024) • Langzeitverhalten zwischengelagerter Brennelemente bei deutlich längerer Zwischenlagerung, GRS-554 (M. Stuke et al., 2020) • Erforschung der technischen Maßnahmen zur Stilllegung von Leistungsreaktoren mit Brennelementen und Defektstäben in der Anlage, GRS-590 (T. Braunroth et al., 2020) • Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglastem HAW, GRS-A-3597 (A. Ellinger et al., 2010)

Verteiler zum Vorhaben 3623S62516

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

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

Berichtsnummer: GRS – A – 4181

Druckexemplare:

Druckexemplare sind gemäß Vertrag nicht erforderlich.

PDF-Version:

Bundesministerium für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN)

Referat S II 5 (SII5@bmukn.bund.de), Ralf.Stegemann@bmukn.bund.de,
Tobias.Schlummer@bmukn.bund.de)

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

Fachgebiet RN 2 (ubuchner@bfs.de, fgering@bfs.de, fmertes@bfs.de, cwoda@bfs.de)

Fachgebiet ZD 2 (zd2-eingang@bfs.de)

Strahlenschutzkommission SSK

Ad-hoc-Arbeitsgruppe „Gefährdungsanalysen“ des Ausschusses „Notfallschutz“ (ssk-a5@bfs.de)

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Geschäftsführer	(STJ, SEN)
Bereichsleiter	(KUN, KSE, FLU, BES, MHE, THI)
Autoren	(PTI, GER, GEE, HAG, KOW, MAR, OBE, SOG)
Abt. 7020	(STL)
Projektcontrolling	(ZIO)
TECDO	(NIT)