

Identifikation von
Freisetzungsmechanismen
und Ereignissen,
für die tieferes
wissenschaftliches Interesse
an theoretischen
Möglichkeiten für eine
schnelle und umfassende
Lagebewertung besteht

**Identifikation von
Freisetzungsmechanismen
und Ereignissen,
für die tieferes
wissenschaftliches Interesse
an theoretischen
Möglichkeiten für eine
schnelle und umfassende
Lagebewertung besteht**

Simon Holbein
Elena Mühr-Ebert
Ilka Petermann

März 2022

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 3619S62586 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

GRS Notfallzentrum, Radiologischer Notfallschutz, Radiologisches Lagezentrum des Bundes,
Referenzszenarien

Kurzfassung

Für die Lagebewertung radiologischer und nuklearer Notfälle existiert in Deutschland das Radiologische Lagezentrum des Bundes (RLZ). Das RLZ ist als Netzwerk aus Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV), Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH und unterstützenden Bundesbehörden aufgebaut. Die möglichen zu bewertenden Notfallsituationen werden durch Referenzszenarien abgedeckt, die als Grundlage für die Planungen der Notfallreaktion dienen.

Das Ziel des Forschungsvorhabens war, die verfügbaren Kenntnisse zu Freisetzungsmechanismen und Ereignissen aus dem Spektrum der Referenzszenarien in Bezug auf die Belange der Notfallschutzplanung zusammenzuführen, aufzubereiten, durch weiterführende Betrachtungen zu ergänzen und in Bezug auf ihre Relevanz für die Notfallschutzplanung zu bewerten. Auf diese Weise wird die Wissensbasis für die Arbeit des Notfallzentrums der GRS erweitert und vervollständigt. Dadurch wird die Fähigkeit der GRS gestärkt, die Erstellung des radiologischen Lagebildes auch bei unvorhergesehen oder bisher in der Planung nicht im Detail berücksichtigten Entwicklungen zeitschnell und fundiert zu unterstützen.

Abstract

The Radiological Situation Centre of the Federal Government (RLZ) exists in Germany for the assessment of radiological and nuclear emergencies. The RLZ is a network of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Nuclear Safety and Consumer Protection (BMUV), the Federal Office for Radiation Protection (BfS), the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH and supporting federal authorities. The possible emergency situations to be assessed are covered by reference scenarios which serve as a basis for emergency response planning.

The aim of the research project was to bring together the available knowledge on release mechanisms and events from the spectrum of reference scenarios with regard to the concerns of emergency response planning, to process it, to supplement it with further considerations and to evaluate it with regard to its relevance for emergency response planning. In this way, the knowledge base for the work of the GRS emergency centre is expanded and completed. This strengthens the ability of GRS to support the preparation of the radiological situation picture in a timely and well-founded manner even in case of unforeseen developments or developments that have not been considered in detail in the planning so far.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Stand von Wissenschaft und Technik.....	3
2.1	Aufgaben des GRS-Notfallzentrums und des Teams „Strahlenschutz“	3
2.2	Werkzeuge und Methoden für das GRS Notfallzentrum.....	5
2.3	Anforderungskatalog an Kenntnisse und Informationen zu Freisetzen.....	6
2.4	Referenzszenarien.....	8
3	Ausbau der erforderlichen Wissensbasis.....	11
3.1	Kernkraftwerke im Inland	11
3.1.1	Bisherige Unfälle.....	12
3.1.2	Typische Inventare	12
3.1.3	Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen	14
3.1.4	Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs.....	18
3.2	Kernkraftwerke im Ausland	18
3.2.1	Grenznahes Ausland	18
3.2.2	Kernkraftwerk im übrigen Europa.....	24
3.2.3	Kernkraftwerk außerhalb Europas	27
3.2.4	Bisherige Unfälle.....	30
3.2.5	Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs.....	32
3.3	Kerntechnische Anlagen	33
3.3.1	Urananreicherungsanlagen.....	33
3.3.2	Brennelementfertigungsanlagen	39
3.3.3	Konditionierungsanlagen	41
3.3.4	Zwischenlagerung, Abfallbehandlung und Endlagerung.....	43
3.3.5	Forschungsreaktoren	49
3.3.6	Wiederaufarbeitungsanlagen	55
3.3.7	Konversionsanlagen	55
3.3.8	Uranbergbau.....	56

3.4	Transportunfall.....	58
3.4.1	Typische Inventare	58
3.4.2	Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen	62
3.4.3	Bisherige Unfälle.....	67
3.4.4	Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs.....	67
3.5	Radiologische Notfälle	68
3.5.1	Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen	68
3.5.2	Typische Inventare	69
3.5.3	Bisherige radiologische Notfälle.....	71
3.5.4	Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs.....	74
3.6	Satellitenabsturz	74
3.6.1	Raumflugkörper mit Nuklidinventar	74
3.6.2	Bisherige Vorfälle.....	85
3.6.3	Mögliche Freisetzungsmechanismen	86
4	Zusammenfassung	91
	Literaturverzeichnis.....	93
	Tabellenverzeichnis.....	107

1 **Einleitung**

Im Rahmen der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/EURATOM (EU BSS) /EUR 14/ ist die Verpflichtung entstanden, Referenzszenarien zu entwickeln, die die Gesamtheit radiologischer und kerntechnischer Notfallsituationen abdecken und die die Grundlage für die Erstellung szenarienabhängiger Notfallschutzpläne darstellen. Die Referenzszenarien werden im Allgemeinen Notfallplan des Bundes festgelegt werden, der sich zum Berichtszeitraum noch in der Entwurfsfassung befindet. Die dort angegebenen Szenarien orientieren sich an einer Empfehlung der Strahlenschutzkommission zur Weiterentwicklung des Notfallschutzes durch Umsetzen der Erfahrungen aus Fukushima (siehe Empfehlung 7 und 8 aus /SSK 15/).

Der Katalog von Referenzszenarien für die Notfallschutzplanung deckt ein umfassendes Spektrum radiologischer Notfallsituationen ab. Innerhalb des abzudeckenden Szenarienspektrums liegen nach gegenwärtigem Stand von Wissenschaft und Technik für die große Anzahl potenziell relevanter Freisetzungsmechanismen und Ereignisse, die zu notfallbedingten Strahlenexpositionen führen können, Analysen mit z. T. unterschiedlicher Detailtiefe vor. Für einige dieser Freisetzungsmechanismen und Ereignisse besteht für den Ausbau einer umfassenden und tragfähigen Basis zur Bewertung der radiologischen Lage und zur Ableitung etwaiger Vorschläge für Maßnahmenempfehlungen zusätzlicher Untersuchungsbedarf. Das Ziel des Forschungsvorhabens war, die verfügbaren Kenntnisse zu diesen Freisetzungsmechanismen und Ereignissen mit zusätzlichem Analysebedarf in Bezug auf die Belange der Notfallschutzplanung zusammenzuführen und aufzubereiten, durch weiterführende Betrachtungen zu ergänzen und in Bezug auf ihre Relevanz für die Notfallschutzplanung zu bewerten. Auf diese Weise wird die Wissensbasis für die Arbeit des Notfallzentrums der GRS erweitert und vervollständigt. Dadurch wird die Fähigkeit der GRS gestärkt, die Erstellung des radiologischen Lagebildes auch bei unvorhergesehen oder bisher in der Planung nicht im Detail berücksichtigten Entwicklungen zeitschnell und fundiert zu unterstützen.

Entsprechend der Gesamtzielsetzung erfolgte im Rahmen des Forschungsvorhabens eine systematische Zusammenstellung der Freisetzungsmechanismen und Ereignisse aus dem Spektrum der Referenzszenarien, für die zur schnellen und anwendungsbezogenen Nutzung im Notfallzentrum der GRS zusätzlicher Untersuchungs- oder Aufbereitungsbedarf zu verfügbaren ereignisbezogenen Informationen über potenziellen Freisetzungen besteht. Das Forschungsvorhaben gliedert sich zu diesem Zweck in die folgenden Schritte:

- Als erster Schritt wurden alle Referenzszenarien auf potenzielle Freisetzungsmechanismen und Ereignisse mit zusätzlichem Analysebedarf in Bezug auf die Notfallschutzplanung überprüft. Für die identifizierten Themen wurden die für den Ausbau einer gesicherten Wissensbasis zu schließenden Kenntnislücken spezifiziert.
- In einem zweiten Schritt wurde der Kenntnisstand zu den identifizierten Freisetzungsmechanismen und Ereignissen recherchiert und aufbereitet. Sofern dies für die Notfallschutzplanung erforderlich und im Rahmen des Forschungsvorhabens praktikabel war, wurden ergänzende Analysen durchgeführt. Weiterer umfangreicher Untersuchungsbedarf wurde ausgewiesen.
- Im dritten Schritt erfolgte die Relevanzbewertung der identifizierten und analysierten Freisetzungsmechanismen und Ereignisse. Die Bewertung umfasste dabei die Erfassungsmöglichkeiten potenzieller relevanter Freisetzungen durch die verfügbaren Prognosesysteme und Messkonzepte.

Für die identifizierten Mechanismen und Ereignisse wurden im Rahmen des Forschungsvorhabens zum einen Konzepte zur Schließung der vorhandenen Kenntnislücken ausgearbeitet. Dazu wurden verfügbare Analysen auf den jeweiligen Bedarf hin ausgewertet und aufbereitet und soweit möglich und erforderlich durch zusätzliche Analysen ergänzt. Umfangreicherer weiterer Analysebedarf wurde ausgewiesen. Zum anderen wurden mittels des Forschungsvorhabens auch Kenntnislücken bezüglich der Notfallplanung und -reaktion für diese Ereignisse identifiziert.

2 Stand von Wissenschaft und Technik

2.1 Aufgaben des GRS-Notfallzentrums und des Teams „Strahlenschutz“

Das GRS-Notfallzentrum beteiligt sich bei einem kerntechnischen Unfall im Rahmen der Notfallorganisationen des Bundes an der Erfassung und Bewertung des anlagentechnischen Zustandes sowie bei der Prognose weiterer Entwicklungen. Die Aufgaben umfassen

- die Analyse des aktuellen Zustands der Anlage einschließlich der Verfolgung der ausgefallenen sowie der noch verfügbaren Sicherheitssysteme und Eingriffsmöglichkeiten der Betreiber und die Prognose des möglichen weiteren Verhaltens der Anlage,
- sofern möglich, die Bewertung der radiologischen Situation innerhalb der Anlage und sich daraus ggf. ergebender Einschränkungen von anlageninternen Handlungsmöglichkeiten,
- die Bewertung von evtl. anlagentechnischen Notfallmaßnahmen im Hinblick auf eine ggf. noch mögliche Beherrschung des Ereignisses oder im Hinblick auf Auswirkungen auf den Quellterm,
- die Analyse von etwaigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe auf nicht vorgesehenen Pfaden im Hinblick auf Auswirkungen auf den Quellterm und
- eine Plausibilitätsbewertung des Quellterms im Hinblick auf den aktuellen Anlagenzustand.

Für das Notfallzentrum der GRS stehen etwa 60 Experten direkt zur Verfügung, die verschiedenen Fachstäben zugeordnet sind. Kern des Notfallzentrums bilden die Teams A (Anlage, mit den Teams Systemtechnik und Analyse) und S (Strahlenschutz). Weitere Fachstäbe, z. B. für Anlagensicherung, Öffentlichkeitsarbeit oder internationale Kontakte können bei Bedarf kurzfristig hinzugezogen werden. Die Arbeit der Fachstäbe wird durch den Stab LK geleitet und koordiniert. Zusätzlich kann das GRS-Notfallzentrum auch auf alle weiteren Sachverständigen der GRS zurückgreifen, die nicht speziell dem Notfallteam zugeordnet sind. Aus dem Notfallzentrum der GRS heraus können zudem Verbindungspersonen z. B. zu BMUV, BfS und weiteren Institutionen entsandt werden.

Das Notfallteam der GRS hat nach dem Unfall in Fukushima am 11. März 2011 über die Lage in der japanischen Anlage und die radiologischen Auswirkungen über Wochen hinweg kontinuierlich informiert und wirkt nach wie vor intensiv an der Erforschung der Unfallursachen und seiner Auswirkungen mit. Zwischen März und Juni 2011 erstellte die GRS dazu über 200 Berichte. Erkenntnisse zum Unfall in Fukushima werden veröffentlicht, z. B. in Form von gedruckten Berichten (erstmalig 2012 /BÜT 12/, danach jährlich, zuletzt 2016 /GRS 16/). Zwischenzeitlich wurde auch eine eigene Informationsseite zum Unfall in Fukushima geschaltet. Die Erfahrungen mit Fukushima bildeten für die GRS den Anstoß dafür, ihre Notfallorganisation zu optimieren und ein dediziertes Notfallzentrum an ihrem Hauptsitz in Köln zu bauen. Das neue Notfallzentrum nahm im Mai 2013 seinen Betrieb auf.

Die GRS erstellt keine eigene Darstellung der Situation parallel zur Arbeit des zuständigen radiologischen Lagezentrums auf Landesebene oder Bundesebene. Die Analysen der GRS bauen vielmehr auf den Lageinformationen und Bewertungen auf, die der Notfallorganisation des BMUV vorliegen. Von Bedeutung für die Analysen der GRS sind vor allem die vorhandenen anlagentechnischen Lageinformationen zum Zustand der Anlage in Bezug auf die Schutzziele, Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Einschluss der radioaktiven Stoffe sowie Aussagen zum möglichen bzw. Angaben zum tatsächlichen Freisetzungspfad.

Diese Informationen werden für die Notfallorganisation des BMUV aufbereitet, in Bezug auf Belastbarkeit, mögliche Lücken, Unsicherheiten und Inkonsistenzen geprüft, soweit möglich durch vertiefte Analysen zum Unfallablauf präzisiert und soweit möglich ergänzt und fortgeschrieben (z. B. durch erweiterte Untersuchungen zu Entwicklungsmöglichkeiten, Ausbau von Prognosen), um z. B. evtl. noch vorhandene Handlungsoptionen für anlageninterne Notfallmaßnahmen oder verbliebener Systeme zur Verhinderung oder Verringerung einer möglicherweise bevorstehenden Freisetzung aufzuzeigen.

Bei einem auslegungsüberschreitenden Unfall stellt sich auch die Frage, inwiefern die anlageninternen Handlungsmöglichkeiten durch die dann herrschenden radiologischen Bedingungen in der Anlage beeinflusst werden. Zur Einschätzung des Anlagenzustandes und der Prognose der weiteren Entwicklung ist in diesem Zusammenhang auch eine Analyse der radiologischen Situation in der Anlage erforderlich, die vom Team Strahlenschutz des Notfallzentrums der GRS vorgenommen wird.

2.2 Werkzeuge und Methoden für das GRS Notfallzentrum

Die für das GRS-Notfallzentrum relevanten Werkzeuge und Methoden beziehen sich insbesondere auf die Ermittlung und Bewertung des Anlagenzustandes und der Plausibilitätsanalyse des vom Betreiber bereitgestellten Quellterms. Im Rahmen eines BMUV/BfS-Vorhabens wurde von der GRS bereits 2008 ein Rechenprogramm entwickelt, das im Ereignisfall die Prognostizierung möglicher Quellterme auf der Grundlage von Ergebnissen probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) und unter Berücksichtigung des jeweiligen Anlagenzustandes ermöglicht (BMUV/BfS-Vorhaben StSch 4503) /LÖF 09/. Seitdem wurde das GRS-Programm stetig weiterentwickelt und beispielsweise von der ursprünglichen Variante für Druckwasserreaktoren auch für den Einsatz in Siedewasserreaktoren angepasst. Dieses Rechenprogramm „FaSTPro“ nutzt ein Bayesian Belief Network (BBN) zur Verknüpfung von Beobachtungen und Messungen mit PSA-Ergebnissen. Die Knoten des Netzes sind einzelne Anlagendaten und -zustände, die entweder unmittelbar messbar sind (z. B. Druck im Sicherheitsbehälter), oder die mittelbar aus gemessenen Daten abgeleitet werden (z. B. ein Kühlmittelverlust). Die Verbindungen zwischen Knoten sind probabilistische Beziehungen (z. B. besteht bei einem hohen Druck im Sicherheitsbehälter eine hohe Wahrscheinlichkeit für einen Kühlmittelverlust). Solche Netzwerke können nicht nur kausal und zeitlich „vorwärts“ analysieren, sondern sie können auch aus bestehenden Beobachtungen „rückwärts“ auf Ursachen oder auf nicht beobachtbare Gegebenheiten schließen. Dadurch sind sie für Prognosen und Diagnosen geeignet. FaSTPro enthält eine einfach zu bedienende Nutzeroberfläche, bei der etwa 30 Fragen zum Anlagenzustand mittels Multiple-Choice-Verfahren zu beantworten sind. Es toleriert Nichtbeantwortung und ersetzt fehlende Antworten durch die jeweiligen PSA-Daten. Die Rechenzeit beträgt lediglich einige Sekunden. Die anlagenspezifische Anpassung von FaSTPro stützt sich auf die PSA der Stufe 2, die für jedes Kernkraftwerk in Deutschland im Rahmen der nach § 19a Atomgesetz (AtG) geforderten Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für Leistungsbetrieb erstellt wurde.

In der Implementierung von FaSTPro besteht eine mögliche Umsetzung der an die Betreiber inländischer KKW gerichteten Empfehlung der Strahlenschutzkommission „Prognose und Abschätzung von Quelltermen bei Kernkraftwerksunfällen“ /SSK 14/. Die Implementierung von FaSTPro setzt die Empfehlungen zur Quelltermprognose auf Basis des Anlagenzustandes um. In diesem Zusammenhang wurden bereits durch die GRS für die KKW Emsland, Grafenrheinfeld, Grohnde, Isar 2 und Brokdorf sowie Gundremmingen anlagenspezifische Versionen erstellt und an die Betreiber übergeben.

Ergänzend wird in /SSK 14/ die Implementierung eines Verfahrens zur Quelltermabschätzung aufgrund von radiologischen und meteorologischen Messungen empfohlen. Zur Umsetzung des Verfahrens sind eine systematische Vorgehensweise zur Rückrechnung aus radiologischen und meteorologischen Messungen auf erfolgte Freisetzen sowie entsprechende Messeinrichtungen erforderlich. Die korrespondierenden Verfahren zur Anwendung in den Krisenorganisationen der Betreiber sind noch im Entwicklungsstadium. Die Instrumente zur Bewertung von radiologischen Notfällen, die andere kerntechnische Anlagen als KKW oder den Transport und Umgang mit radioaktiven Stoffen betreffen, sind heterogener und in ihrer Entwicklung nicht so weit standardisiert wie für Kernkraftwerkseignisse. Bei der GRS wurden jedoch zahlreiche Analysen zu derartigen Ereignisabläufen durchgeführt, die nach entsprechender Systematisierung und Aufbereitung auch als Bewertungsgrundlage im Ereignisfall genutzt werden können.

Im kürzlich abgeschlossenen Forschungsvorhaben 3616S62550 „Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis für die Aufgaben des Teams "Strahlenschutz" im Notfallzentrum der GRS" /SOG 20/ wurde die Fachkompetenz der GRS vertieft und in Bezug auf die Nutzung kombinierter radiologischer und anlagentechnischer Informationen für die Diagnose und Prognose des Unfallablaufs erweitert.

2.3 Anforderungskatalog an Kenntnisse und Informationen zu Freisetzungen

Aufbauend auf den Arbeiten in dem Forschungsvorhaben 3616S62550 „Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis für die Aufgaben des Teams „Strahlenschutz“ im Notfallzentrum der GRS“ /SOG 20/ wurden generische Parameter festgelegt, die für die Bewertung der radiologischen Konsequenzen von radiologischen und kerntechnischen Ereignissen relevant sind. Die Parameter werden im Folgenden beschrieben.

Position

Ein zentraler Parameter bei der Bewertung der radiologischen Lage ist der Standort des Vorfalls. Die Referenzszenarien Kernkraftwerke und kerntechnische Anlagen beziehen sich dabei auf ortsfeste Einrichtungen, die üblicherweise Strukturen aufweisen, um eine Freisetzung zu unterbinden oder durch mitigative Maßnahmen zu verringern. Die anderen Referenzszenarien, wie Transportunfall und Satellitenabsturz, zeichnen sich in der Regel dadurch aus, dass die Position des radioaktiven Materials in der Regel im öffentlichen Raum ist. Das Referenzszenario radiologischer Notfall stellt dabei ein Szenario

dar, welches den Parameter nicht eindeutig festlegt. Ein solcher Notfall kann innerhalb einer ortfesten Einrichtung (z. B. Krankenhaus, Lager für radioaktive Abfälle, Firmengelände mit Messgeräten, die radioaktive Stoffe beinhalten) aber auch im öffentlichen Raum (z. B. vagabundierende Quellen) stattfinden.

Inventar

Abhängig vom Szenario können Gesamtmengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials als bekannt angesehen werden bzw. abgeschätzt werden. Dies gilt für die Referenzszenarien Kernkraftwerke und kerntechnische Anlagen und Transportunfall. In den anderen Referenzszenarien muss davon ausgegangen werden, dass anfänglich keine Informationen vorliegen oder nur grobe Abschätzungen möglich sind. Das Referenzszenario radiologische Notfälle bildet hierbei einen Sonderfall. Hier gibt es definierte und registrierte Quellen (hochradioaktive Strahlenquellen), bei denen Gesamtmengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials bekannt sind. In Situationen des Auffindens einer nicht zuzuordnen Quelle können Gesamtmengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials unbekannt sein. Die Gesamtmengen an radioaktivem Material können innerhalb eines vorgesehenen Szenarios über mehrere Größenordnungen voneinander abweichen.

Barrieren und Rückhalteeffekte

Zwischen radioaktiven Stoffen (z. B. radioaktive Feststoffquellen, radioaktive Gase oder Kernbrennstoffe) und der Umwelt gibt es in der Regel Barrieren, die eine uneingeschränkte Verteilung des radioaktiven Stoffes verhindern sollen. Diese Barrieren stellen die Hürden dar, die vor einer Freisetzung überwunden werden müssen (z. B. ein Transportbehälter für radioaktive Feststoffe oder eine Gasleitung für radioaktive Gase). Neben den Barrieren, die die direkte Freisetzung verhindern, gibt es weitere Mechanismen, die eine Freisetzung zwar nicht verhindern, diese aber durch Veränderungen von Verbreitungswegen beeinflussen und gegebenenfalls auch verringern können (z. B. bei einem chemisch reaktiven radioaktiven Gas wie Jod, das durch ein Gebäude strömt. Hier können sich Gaspartikel an Wänden und Böden niederschlagen und eventuell dort gebunden werden, bevor diese in die freie Umwelt gelangen). Um Freisetzungen ableiten zu können, sind demnach vorhandene intakte Barrieren bzw. Rückhaltefunktionen oder Rückhalteeffekte zu bestimmen.

Freisetzungspfade

Bei Unfällen, Störfällen oder durch Einwirkungen von außen oder von Personen können die Barrieren oder Rückhalteeffekte in ihrer Wirkung beeinflusst oder zerstört werden. Die Einwirkung auf die Barrieren oder Rückhalteeffekte kann eine mechanische, chemische, thermische Beaufschlagung oder eine Kombination aus den Beaufschlagungen sein. Barrieren oder Rückhalteeffekte können dabei direkt zerstört werden oder in Folge von Prozessabläufen nach und nach überwunden werden. In den nachfolgenden Tabellen werden für die Szenarien des allgemeinen mit Beispielen für mögliche auslösende Ereignisse aufgeführt. Dabei wird zwischen den einzelnen Beaufschlagungen unterschieden. Zu jedem Szenario werden Einflussgrößen aufgeführt, die zur Abschätzung der Beaufschlagung herangezogen werden könnten, um mögliche Auswirkungen aus dem auslösenden Ereignis zu ermitteln.

Expositionspfade

Je nach Expositionspfad müssen unterschiedliche Modelle für die Ausbreitung radioaktiver Substanzen herangezogen werden. Für luftgetragene Teilchen können Ausbreitungsrechnungen mit Hilfe von LASAIR oder RODOS durch das BfS durchgeführt werden. Hierbei wird auf Daten des Deutschen Wetterdienstes (DWD) zurückgegriffen. Ausbreitungsprognosen im Wasser werden auf Basis von Fließzeiten und longitudinaler Dispersion in Abhängigkeit von der aktuellen Abflusslage durch die Bundesanstalt für Gewässerkunde (BfG) erstellt.

2.4 Referenzszenarien

Im Rahmen der Umsetzung der EU BSS ist die Verpflichtung entstanden, Referenzszenarien zu entwickeln, die die Gesamtheit radiologischer und kerntechnischer Notfallsituationen abdecken und die die Grundlage für die Erstellung szenarienabhängiger Notfallschutzpläne darstellen. Die Referenzszenarien werden im Allgemeinen Notfallplan des Bundes festgelegt werden, der sich zum Berichtszeitraum noch in der Entwurfsfassung befindet. Die dort angegebenen Szenarien orientieren sich an einer Empfehlung der Strahlenschutzkommission zur Weiterentwicklung des Notfallschutzes durch Umsetzen der Erfahrungen aus Fukushima (siehe Empfehlung 7 und 8 aus /SSK 15/). Der dort vorgeschlagene Katalog von Referenzszenarien ist in Tab. 2.1 angegeben. Aus der Sicht der SSK ist es empfehlenswert, den Szenarienkatalog um solche Szenarien zu ergänzen, die ihren Ursprung zwar nicht in Unfällen in Kernkraftwerken haben, die aber zu

radiologischen Auswirkungen führen können, die Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern könnten. Solche Szenarienkataloge sind bereits in einigen Staaten Europas eingeführt worden.

Tab. 2.1 Szenarienkatalog gemäß Empfehlung der SSK /SSK 15/

Szenario	Kurzbeschreibung
Unklare Situation	Meldungen/Gerüchte deuten auf eine Freisetzung bzw. einen Unfall in einer kerntechnischen Anlage hin.
Unfall in einem Kernkraftwerk im Inland	Ein Unfall ist eingetreten, dessen mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen erfordern werden
Unfall in einem Kernkraftwerk im grenznahen Ausland	Ein Unfall in einem grenznahen Kernkraftwerk (Abstand von der deutschen Grenze < 100 km) ist eingetreten, dessen mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen auf deutschem Gebiet erfordern können.
Unfall in einem Kernkraftwerk im übrigen Europa	Unfall mit erheblicher Freisetzung in einem Kernkraftwerk in Europa, das aber mehr als 100 km vom deutschen Staatsgebiet entfernt liegt.
Unfall in einem Kernkraftwerk außerhalb Europas	Unfall mit erheblicher Freisetzung in einem Kernkraftwerk außerhalb Europas
Unfall in kerntechnischen Anlagen, die keine Kernkraftwerke sind	Unfall in anderen kerntechnischen Anlagen (z. B. Forschungsreaktoren, Urananreicherungsanlagen, BE-Fabriken, Isotopenherstellung, Lager mit abgebrannten Brennelementen) im Inland oder im grenznahen Ausland
Radiologische Notfälle	Unfall beim Umgang mit radioaktiven Quellen oder anderen Strahlungsquellen in industriellen, medizinischen, militärischen oder Forschungseinrichtungen; Ereignisse in Zusammenhang mit vagabundierenden Quellen
Terroristischer oder anderweitig motivierter Anschlag	Terroristischer oder anderweitig motivierter Anschlag unter Verwendung radioaktiver Materialien
Transportunfall	Unfall beim Transport von radioaktiven Stoffen, bei dem radioaktive Stoffe freigesetzt werden.
Satelliten	Absturz von Satelliten mit nuklearem oder radiologisch relevantem Material

Der von der SSK vorgeschlagene Szenarienkatalog deckt sich mit den von der IAEA im Sicherheitsleitfaden GS-G-2.1 vorgeschlagenen Notfallklassen /IAE 07a/. Die in diesem Sicherheitsleitfaden vorgestellten Leitlinien betreffen die Notfallvorsorge für einen nuklearen oder radiologischen Notfall. Die Bandbreite möglicher nuklearer oder radiologischer Notfälle ist enorm und reicht von einem allgemeinen Notfall in einem Kernkraftwerk bis hin zu Notfällen, bei denen radioaktives Material verloren, gestohlen oder gefunden

wurde. Die in diesem Sicherheitsleitfaden enthaltenen Hinweise gelten für das gesamte Spektrum von Notfällen und konzentrieren sich auf die allgemeinen Aspekte der Notfallvorsorge. Unterschieden werden folgende Notfallklassen:

- Kerntechnische Notfälle. Diese werden in die Gefahrenkategorien I, II oder III eingeteilt, je nachdem, welche Bedrohungen vor Ort und außerhalb des Standorts bestehen. Nukleare Notfälle können auftreten bei
 - Große Bestrahlungsanlagen (z. B. industrielle Bestrahlungsanlagen);
 - Kernreaktoren (Forschungsreaktoren, Schiffsreaktoren und Leistungsreaktoren);
 - Lagereinrichtungen für große Mengen abgebrannter Brennelemente oder flüssiger oder gasförmiger radioaktiver Stoffe;
 - Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs (z. B. Brennstoffaufbereitungsanlagen);
 - Industrieanlagen (z. B. Anlagen zur Herstellung von Radiopharmazeutika);
 - Forschungs- oder medizinische Einrichtungen mit großen ortsfesten Strahlenquellen (z. B. Einrichtungen für die Teletherapie).
- Radiologische Notfälle. Diese werden in die Gefahrenkategorie IV eingestuft. Sie können sich überall ereignen. Zu den radiologischen Notfällen gehören:
 - Unkontrollierte (verlorene, gestohlene oder gefundene) gefährliche Strahlenquellen;
 - Missbrauch industrieller und medizinischer gefährlicher Strahlenquellen (z. B. bei der Radiographie);
 - Exposition der Bevölkerung und Kontamination unbekannter Herkunft;
 - Wiedereintritt eines Satelliten mit radioaktivem Material;
 - Böswillige Drohungen und/oder Handlungen;
 - Transport-Notfälle.

3 Ausbau der erforderlichen Wissensbasis

In Bezug auf die in Kapitel 2 beschriebenen Aufgaben des GRS Notfallzentrums bei der Bewertung radiologischer und kerntechnischer Notfälle wurde basierend auf den Anforderungskatalog für Ereignisse aus dem Spektrum der Referenzszenarien eine Wissensbasis für das Team Strahlenschutz aufgebaut. Dies erfolgte für Ereignisse in Bezug auf inländische und ausländische Kernkraftwerke, kerntechnische Anlagen, Transportunfälle, radiologische Notfälle sowie Satellitenabstürze. Dabei wurden insbesondere Ereignisse betrachtet, die eine hohe Relevanz für die radiologische Lagebewertung in Deutschland aufweisen.

Hierbei wurde für die Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios „KKW im Ausland“ ein zusätzlicher Analysebedarf erkannt. Der Forschungsaufwand ergibt sich dabei insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb befindlichen Reaktortypen und Baureihen. Darüber hinaus erweitert sich der Forschungsbedarf durch in Bau befindliche Anlagen. Es wird angestrebt, Ereignisse dieses Referenzszenarios im Rahmen des Forschungsvorhabens 3622S62587 vertieft zu betrachten.

3.1 Kernkraftwerke im Inland

Dieses Referenzszenario erfasst Notfälle, bei denen eine Freisetzung aus einem deutschen Kernkraftwerk vor Brennelementfreiheit droht oder eingetreten ist, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können. Eine Liste entsprechender Anlagen ist in Tab. 3.1 zusammengestellt.

Tab. 3.1 Deutsche Kernkraftwerke vor Brennelementfreiheit (Stand März 2022)

Bundesland	Name	Block	Reaktortyp	Modell	Status	Bruttoleistung (MW)	Ab-schal-tung (ge-plant)
SH	Brokdorf (KBR)	–	DWR	3 Vorkonvoi	Nachbetrieb	1.480	31.12.21
NI	Emsland (KKE)	–	DWR	4 Konvoi	In Betrieb	1.400	31.12.22

Bundesland	Name	Block	Reaktortyp	Modell	Status	Bruttoleistung (MW)	Ab-schal-tung (ge-plant)
NI	Grohnde (KWG)	–	DWR	3 Vorkonvoi	Nachbetrieb	1.430	31.12.21
BY	Gundremmingen (KRB)	C	SWR	72	Nachbetrieb	1.344	31.12.21
BY	Isar (KKI)	2	DWR	4 Konvoi	In Betrieb	1.485	31.12.22
BW	Neckarwestheim (GKN)	2	DWR	4 Konvoi	In Betrieb	1.400	31.12.22
BW	Philippsburg (KKP)	2	DWR		Im Rückbau	1.458	31.12.19

3.1.1 Bisherige Unfälle

In Deutschland ist bisher kein Unfall in einem Kernkraftwerk mit erheblicher Freisetzung in die Umgebung aufgetreten. In den Jahren 2015 bis 2020 kam es in deutschen Kernkraftwerken zu insgesamt 372 meldepflichtigen Ereignissen, von den 370 in INES-Stufe 0 eingestuft wurden. In den Jahren 2016 und 2019 wurde jeweils ein Ereignis in INES-Stufe 1 eingestuft. Ableitungen radioaktiver Stoffe oberhalb genehmigter Höchstwerte für Fortluft und Abwasser sind im Zusammenhang mit meldepflichtigen Ereignissen in diesem Zeitraum nicht aufgetreten /BAS 20/, /BAS 21a/, /BfS 16/, /BFE 17a/, /BAS 18/, /BUN 19/.

3.1.2 Typische Inventare

Das Aktivitätsinventar eines Reaktorkerns ist abhängig vom zeitlichen Verlauf der gefahrenen thermischen Leistung und der seit dem Beenden der Kettenreaktion verstrichenen Zeit. Weitere Einflussgrößen sind u. a. Art und Abbrand des eingesetzten Brennstoffes, Brennelementwechselmenge und Dauer von Stillständen. Das Ergebnis von Inventarrechnungen für einen Druckwasserreaktor mit MOX-Brennelementen durch die SSK wird in Tab. 3.2 dargestellt. Das Inventar von Reaktoren mit einer anderen Leistung kann anhand der Tabelle mittels Dreisatz-Rechnung abgeschätzt werden, da das Spaltproduktinventar annähernd proportional zur Reaktorleistung ist. Eine Übertragung auf

Siedewasserreaktoren ist mit der für Katastrophenschutz zwecke erforderlichen Genauigkeit ebenfalls möglich /SSK 04/.

Tab. 3.2 Inventar radiologisch wichtiger Radionuklide eines Druckwasserreaktors mit einer thermischen Leistung von 3950 MW_{th} nach einer 28-tägigen Stillstandszeit und einer anschließenden Betriebsdauer von 100 Tagen in Bq /SSK 04/

Nuklid	0 h	6h	24 h	120 h	240 h
Edelgase					
Kr	1,70E+18	6,60E+16	3,60E+12	0,00E+00	0,00E+00
Kr	2,30E+18	5,40E+17	6,70E+15	4,40E+05	0,00E+00
Xe	7,70E+18	7,70E+18	7,40E+18	4,80E+18	2,50E+18
Xe	3,20E+18	4,00E+18	2,10E+18	2,40E+15	2,60E+11
Jod					
I-131	3,10E+18	3,10E+18	2,90E+18	2,10E+18	1,40E+18
I-132	5,60E+18	5,40E+18	4,60E+18	2,00E+18	6,80E+17
I-133	7,90E+18	6,60E+18	3,70E+18	1,50E+17	2,70E+15
I-134	8,80E+18	2,40E+17	2,00E+11	0,00E+00	0,00E+00
I-135	7,50E+18	4,00E+18	6,10E+17	2,60E+13	8,90E+07
Schwebstoffe					
Ru-103	5,90E+18	5,90E+18	5,80E+18	5,40E+18	5,00E+18
Sb-127	4,10E+17	3,90E+17	3,40E+17	1,70E+17	6,80E+16
Te-131m	5,30E+17	4,70E+17	3,10E+17	3,30E+16	2,10E+15
Te-132	5,50E+18	5,20E+18	4,50E+18	1,90E+18	6,60E+17
Cs-134	5,80E+17	5,80E+17	5,80E+17	5,80E+17	5,80E+17
Cs-136	1,80E+17	1,80E+17	1,70E+17	1,40E+17	1,10E+17
Cs-137	4,00E+17	4,00E+17	4,00E+17	4,00E+17	4,00E+17
Ba-140	6,70E+18	6,60E+18	6,30E+18	5,10E+18	3,90E+18
Pu-238	3,30E+16	3,30E+16	3,30E+16	3,30E+16	3,30E+16
Pu-241	1,40E+18	1,40E+18	1,40E+18	1,40E+18	1,40E+18
Cm-242	6,90E+17	6,90E+17	6,90E+17	6,80E+17	6,70E+17
Cm-244	6,40E+16	6,40E+16	6,40E+16	6,40E+16	6,40E+16
Summe Spaltprodukte	6,60E+20	1,80E+20	1,30E+20	8,40E+19	6,70E+19
Summe Aktinide	1,60E+20	7,70E+19	6,00E+19	2,00E+19	6,80E+18
Insgesamt Inventar	8,20E+20	2,60E+20	1,90E+20	1,00E+20	7,40E+19

3.1.3 Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen

Für deutsche Kernkraftwerke liegen zahlreiche Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI am Beispiel der Referenzanlage GKN-2 mit dem Integralcode MELCOR entsprechend der nachfolgenden Liste vor.

- Mittlere Lecks der Größe 200 cm² an einer heißen Hauptkühlmittelleitung /SON 01/
 - 200 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der DE-Wärmeabfuhr
 - 200 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der ND-Notkühlung
- Kleine Lecks der Größe 10 cm² an einer heißen oder kalten Hauptkühlmittelleitung /SON 01/
 - 10 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der DE-Wärmeabfuhr
 - 10 cm² Leck im kalten Strang mit Ausfall der DE-Wärmeabfuhr
 - 10 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der ND-Notkühlung
 - 10 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der ND-Notkühlung und primärseitiger Druckentlastung des RKL
- Betriebliche Transienten mit totalem Ausfall der DE-Speisewasserversorgung /SON 01/
 - Transiente mit Totalausfall der DE-Bespeisung und mit primärseitiger Druckentlastung
 - Transiente mit Totalausfall der DE-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen
 - Transiente mit Totalausfall der DE-Bespeisung, mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen und mit externer Kühlung des RDB
 - Transiente mit Totalausfall der DE-Bespeisung und Ausfall von Notfallmaßnahmen (HD-Fall)
- Betriebliche Transienten mit totalem Spannungsausfall /SON 01/
 - Transiente mit totalem Spannungsausfall (HD-Fall)
 - Transiente mit totalem Spannungsausfall mit externer Kühlung des RDB
 - Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der DH-Verbindungsleitung (VAL) oder einer heißen Hauptkühlmittelleitung (HKL)
 - Transiente mit totalem Spannungsausfall, Versagen der DH-Verbindungsleitung oder einer heißen Hauptkühlmittelleitung mit nachfolgendem Leck im SB

- Bypass zum SB - Lecks an einem DE-Heizrohr /SON 01/
 - 6 cm² DE-Leck mit Versagen eines FD-Ventils in Offenstellung, mit anstehenden Notkühlkriterien und mit Abfahren der intakten DE
 - 6 cm² DE-Leck mit Versagen eines FD-Ventils in Offenstellung, mit anstehenden Notkühlkriterien und ohne Abfahren der intakten DE
 - 6 cm² DE-Leck mit Versagen eines FD-Ventils in Offenstellung, mit anstehenden Notkühlkriterien, ohne Abfahren der intakten DE und mit primärseitiger Druckentlastung
 - 6 cm² DE-Leck im DE-Rohrbogen mit Versagen der Notkühlung
 - 6 cm² DE-Leck am DE-Eintritt mit Versagen der Notkühlung
- Transiente Totalausfall der Dampferzeuger-Speisewasser-Versorgung mit primärseitiger Druckentlastung /SON 98/
 - Transiente Totalausfall der Dampferzeuger-Speisewasser-Versorgung mit primärseitiger Druckentlastung
 - Transiente Totalausfall der Dampferzeuger-Speisewasser-Versorgung mit primärseitiger Druckentlastung mit verbesserter Konvektion im SB
 - Transiente Totalausfall der Dampferzeuger-Speisewasser-Versorgung mit primärseitiger Druckentlastung ohne Sumpfwassereinbruch in die Reaktorgrube
 - Transiente Totalausfall der Dampferzeuger-Speisewasser-Versorgung mit primärseitiger Druckentlastung mit sekundärseitiger Druckentlastung und H₂/CO-Verbrennung
- Doppelseitiger Bruch der Druckhalter- Verbindungsleitung am heißen Strang /SON 98/
 - Doppelseitiger Bruch der Druckhalter- Verbindungsleitung am heißen Strang
 - Doppelseitiger Bruch der Druckhalter- Verbindungsleitung am heißen Strang mit eingeschränkter Konvektion im SB
- Doppelseitiger Bruch einer heißen Hauptkühlmittelleitung /SON 98/
 - Doppelseitiger Bruch einer heißen Hauptkühlmittelleitung
 - Doppelseitiger Bruch einer heißen Hauptkühlmittelleitung mit H₂ Verbrennung
- 50 cm² Leck im heißen Strang /SON 98/
 - 50 cm² Leck im heißen Strang
 - 50 cm² Leck im heißen Strang mit H₂-Verbrennung

- 50 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr /SON 98/
 - 50 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr
 - 50 cm² Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit H₂ Verbrennung
- Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out) /SON 98/
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out)
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out); Vorgänge beim Wiederfluten eines hochaufgeheizten Reaktorkerns
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out) mit veränderter Modellierung des Reaktorkerns
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out); Variationsrechnungen zum Einfluss der Einspeiserate beim Wiederfluten; RKL-Druckentlastung ab 600 °C am Kernaustritt
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out); Variationsrechnungen zum Einfluss des Druckentlastungsquerschnitts beim Wiederfluten; RKL-Druckentlastung ab 600 °C am Kernaustritt
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out); Variationsrechnungen zur RKL-Druckentlastung ab 1000 °C am Kernaustritt
 - Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfs- Versorgung (Station Black-Out); Variationsrechnungen zum Wiederfluten mit betrieblichen Systemen ohne RKL-Druckentlastung; Einspeisebeginn ab 600 °C am Kernaustritt
- Transiente mit unterstelltem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung /REI 10/
- Kleines Leck (50 cm²) im kalten Strang der Druckhalter-Kreislaufschleife /REI 10/
- Kleines Leck /STE 15/
 - 20 cm²-Leck ohne Notfallmaßnahmen zur sekundärseitigen Bespeisung ohne Einspeisung kaltseitige Druckspeicher
 - 20 cm²-Leck ohne Notfallmaßnahmen zur sekundärseitigen Bespeisung mit Einspeisung kaltseitige Druckspeicher

- Station Blackout /STE 15/
 - Station Blackout mit mobiler Pumpe
 - Station Blackout ohne mobile Pumpe

Die Störfallanalysen mit MELCOR umfassen, ausgehend vom auslösenden Ereignis im Nennleistungsbetrieb, die Phasen der Kernfreilegung, Kernaufheizung und Kernzerstörung, das RDB-Versagen, die Beton-Schmelze-Wechselwirkung in der Reaktorgrube und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Ebenfalls lassen sich damit die Spaltproduktfreisetzung während der Kernzerstörung, die Transportprozesse der Radionuklide im Reaktorkreislauf sowie innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters in die Umgebung analysieren. Die Unfallanalysen liefern neben dem zeitlichen Verlauf, einschließlich der Zeitpunkte des Versagens der einzelnen Barrieren, den Freisetzungspfad und die Freisetzungsanteile radioaktiver Spaltprodukte für 16 Elementklassen, die in Tab. 3.3 zusammengefasst sind.

Tab. 3.3 Elementklassen für Störfallanalysen mit MELCOR /NRC 17/

Element-klasse	Bezeichnung	Repräsentatives Element	
1	Edelgase	Xe	He, Ne, Ar, Kr, Xe, Rn, H, N
2	Alkali-Metalle	Cs	Li, Na, K, Rb, Cs, Fr, Cu
3	Erdalkalimetalle	Ba	Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Ra, Es, Fm
4	Halogene	I	F, Cl, Br, I, At
5	Chalkogene	Te	O, S, Se, Te, Po
6	Platinoide	Ru	Ru, Rh, Pd, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ni
7	Übergangsmetalle	Mo	V, Cr, Fe, Co, Mn, Nb, Mo, Tc, Ta, W
8	Vierwertige Elemente	Ce	Ti, Zr, Hf, Ce, Th, Pa, Np, Pu, C
9	Dreiwertige Elemente	La	Al, Sc, Y, La, Ac, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
10	Uran	U	U
11	Flüchtige Hauptgruppenelemente	Cd	Cd, Hg, Zn, As, Sb, Pb, Tl, Bi
12	Weniger flüchtige Hauptgruppenelemente	Sn	Ga, Ge, In, Sn, Ag
13	Bor	B	B, Si, P
14	Wasser	H ₂ O	H ₂ O
15	Beton	-	-
16	Caesiumjodid	CsI	CsI

3.1.4 Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs

Aufgrund der großen Anzahl und des Detaillierungsgrads bestehender Unfallanalysen wird für dieses Referenzszenario insbesondere vor dem Hintergrund des bevorstehenden Ausstiegs Deutschlands aus der Kernenergie im Rahmen dieses Forschungsvorhabens kein weiterer Analysebedarf in Bezug auf Notfälle während des Leistungsbetriebs gesehen. Zusätzlicher Analysebedarf ergibt sich im Hinblick auf den Nachleistungsbetrieb bis zur Brennstofffreiheit. Dabei kann auf die Ergebnisse von Forschungsvorhaben zurückgegriffen werden. Dabei zu nennen ist das Vorhaben RS 1539, in dem das Analysewerkzeug FaSTPro um Quelltermvorhersagen für Anlagenbetriebszustände des Nichtleistungsbetriebs erweitert wurde /HAG 17/. In dem Forschungsvorhaben 3614S60033 wurde zudem die Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus dem Brennelement-Lagerbecken in KKW erweitert.

3.2 Kernkraftwerke im Ausland

In diesem Kapitel erfolgt die Betrachtung der Referenzszenarien grenznahe, europäische und weltweite Kernkraftwerke. Hierbei wurde für die Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios Kernkraftwerke im Ausland ein zusätzlicher Analysebedarf erkannt. Der Forschungsaufwand ergibt sich dabei insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb befindlichen Reaktortypen und Baureihen. Darüber hinaus erweitert sich der Forschungsbedarf durch in Bau befindliche Anlagen. Es wird angestrebt, Ereignisse des Referenzszenarios KKW in Europa im Rahmen des Forschungsvorhabens 3622S62587 vertieft zu betrachten.

3.2.1 Grenznahes Ausland

Als Kernkraftwerke im grenznahen Ausland werden Anlagen in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze betrachtet. Eine Liste entsprechender Anlagen ist in Tab. 3.4 zusammengestellt.

Tab. 3.4 Kernkraftwerke im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze

Entfernung (km)	Land	Name	Block	Reaktor-typ	Modell	Status	Bruttoleistung (MW)	Kommerzieller Betrieb (geplant)	Abschaltung (geplant)
58	Belgien	Tihange	1	PWR	Framatome 3LP	In Betrieb	1009	01.10.1975	2025
58	Belgien	Tihange	2	PWR	WH 3LP	In Betrieb	1055	01.06.1983	2023
58	Belgien	Tihange	3	PWR	WH 3LP	In Betrieb	1089	01.09.1985	2025
12	Frankreich	Cattenom	1	DWR	P4 REP 1300	In Betrieb	1.362		(14.04.2027)
12	Frankreich	Cattenom	2	DWR	P4 REP 1300	In Betrieb	1.362		(14.02.2028)
12	Frankreich	Cattenom	3	DWR	P4 REP 1300	In Betrieb	1.362		(15.02.2031)
12	Frankreich	Cattenom	4	DWR	P4 REP 1300	In Betrieb	1.362		(15.01.2032)
95	Frankreich	Chooz (Ardenne)	B1	DWR	N4 REP 1450	In Betrieb	1.560		(14.01.2037)
95	Frankreich	Chooz (Ardenne)	B2	DWR	N4 REP 1450	In Betrieb	1.560		(15.09.2039)
6	Schweiz	Beznau	1	DWR	WH 2LP	In Betrieb	380	01.09.1969	–
6	Schweiz	Beznau	2	DWR	WH 2LP	In Betrieb	380	04.03.1972	–
20	Schweiz	Gösgen	1	DWR	PWR 3 Loop (KWU)	In Betrieb	1060	01.11.1979	–
0	Schweiz	Leibstadt	1	SWR	BWR-6 (GE)	In Betrieb	1275	15.12.1984	–
60	Tschechien	Temelín	1	DWR	1000/320 VVER V-320	In Betrieb	1080	10.06.2002	–
60	Tschechien	Temelín	2	DWR	1000/320 VVER V-320	In Betrieb	1080	18.04.2003	–

3.2.1.1 Quellterme für grenznahe Anlagen

Im Folgenden werden verfügbare Quellterme für grenznahe Anlagen zusammengestellt.

3.2.1.1.1 Belgien

Für die radiologischen Berechnungen außerhalb des Standorts, die sich auf die dringenden Schutzmaßnahmen konzentrieren, muss der Genehmigungsinhaber in Belgien ein radiologisches Bewertungsmodell einsetzen. Zu diesem Zweck wird ein vom belgischen Kernforschungszentrum (SCK-CEN) entwickeltes Dosis-/Ausbreitungsmodell verwendet. Bei dem Modell handelt es sich um ein segmentiertes Gaußsches Fahnenmodell, das auf dem belgischen (auch Bultynck-Malet oder SCK-CEN genannten) Turbulenztypisierungsschema und den zugehörigen Ausbreitungsparametern ("Sigma") basiert. Diese Parameter wurden durch ausgedehnte Tracer-Experimente an jedem Standort in den sechziger/siebziger Jahren ermittelt. Der Berechnungsbereich erstreckt sich bis zu 50 km um den Freisetzungspunkt. Für den Standort Tihange wurden empirische Korrekturfaktoren eingeführt, um die komplexere Topographie zu berücksichtigen. Die Berechnungen erfolgen in Zeitschritten von 10 Minuten, es können aber auch Extrapolationen (Projektionen) über die Zeit vorgenommen werden. Zusätzlich zum Ausbreitungsmodell wurde eine Reihe von Standardszenarien entwickelt, um in frühen Stadien schnelle Abschätzungen vornehmen zu können. In der neuesten Version des Ausbreitungsmodells wurden die mit den Standardszenarien verbundenen Parameter in einer Datenbank gespeichert, die schnelle Projektionen für jedes der vordefinierten Szenarien ermöglicht /FAN 19/.

Auf der Grundlage einer von dem Hersteller eDF entwickelten Methodik wurde eine ganze Reihe möglicher Unfallsituationen für die wichtigsten Anlagen definiert. Jede Situation stellt ein Unfallszenario dar, das durch eine Art Freisetzung oder einen Quellterm gekennzeichnet ist. Die Typologie der Szenarien in Standardblättern basiert auf Schlüsselereignissen, z. B.:

- Bruch des Primärkreislafs - nicht kontaminierter Primärkreislauf - keine Schäden an der Brennstoffhülle;
- Bruch des Primärkreislafs - Kernschmelze;
- Bruch des Dampferzeugerrohrs + Bruch der Dampfleitung in der Umhüllung – Primärkreislauf intakt – Freisetzung über Dampf;

Insgesamt gibt es mehr als 100 Szenarien pro Großanlage. Die zugehörigen Quellterme werden auf der Grundlage realistischer/konservativer Annahmen festgelegt /ABR 99/.

In Referenz /CLE 10/ wird ein Standardszenario für die Blöcke Doel 3 und 4 betrachtet, bei dem sich ein Bruch im Primärkreislauf des Reaktorkerns gebildet hat, 10 % der Brennstoffhüllen gerissen sind, es aber nicht zu einer Kernschmelze kommt. Die Aktivitäten der verschiedenen Nuklide und ihrer Isotope, die in die Umwelt freigesetzt werden, sind in Tab. 3.5 angegeben. Daraus ergibt sich die Menge der pro 2 Stunden freigesetzten Aktivität, die in die Menge der Aktivität pro Sekunde umgerechnet wird. Das Jod ist zu 100 % elementar angesetzt. Als Freisetzunganteil für Aerosole wird konservativ 100 % für Cs-137 angenommen.

Tab. 3.5 Quellterm für Doel laut /CLE 10/ gemäß Standardszenario

Isotope	Freisetzunganteil [%]	Emission [Bq/s]	Isotope	Freisetzunganteil [%]	Emission [Bq/s]
Kr-85	0.29	3.43E+09	I-131	19.1	4.14E+10
Kr-85m	3.43	4.00E+10	I-132	26.7	5.79E+10
Kr-87	0.84	9.82E+09	I-133	32.7	7.09E+10
Kr-88	5.60	6.53E+10	I-134	1.83	3.97E+09
Xe-133	65.6	7.65E+11	I-135	19.7	4.27E+10
Xe-135	23.3	2.84E+11	Cs-137	100	7,78E+11

In Referenz /CLE 10/ wird der gleiche Quellterm auch für das KKW Tihange verwendet. Darüber hinaus wird auch ein Unfall im Institut für Radioelemente (IRE) in Fleurus berücksichtigt. Es wird angenommen, dass insgesamt 1 TBq elementares I-131 über eine Dauer von 5 Stunden freigesetzt werden, was eine Emission von 55,6 MBq/s ergibt.

3.2.1.1.2 Frankreich

Frankreich definiert seit 1979 die folgenden drei Quellterme, deren Größenordnungen für einen 900-MW_e-Reaktor in Tab. 3.6 aufgeführt sind /IRS 15/.

- S1 kurzfristiges Versagen des Sicherheitsbehälters, nicht mehr als einige Stunden nach Unfallbeginn
- S2 direkte Freisetzungen in die Atmosphäre nach Verlust der Integrität des Sicherheitsbehälters, die einen oder mehrere Tage nach Beginn des Unfalls eintritt
- S3 indirekte, verzögerte Freisetzungen in die Atmosphäre durch Wege, die es ermöglichen, eine erhebliche Menge an Spaltprodukten zurückzuhalten

Tab. 3.6 Quellterme S1, S2 und S3 für einen 900-MWe-DWR, ausgedrückt als Prozentsätze der Anfangsaktivität der im Reaktorkern vorhandenen radioaktiven Stoffe /IRS 15/

	Freisetzungsanteile [%]		
	S1	S2	S3
Edelgase	80	75	75
Jod, anorganisch	60	2,7	0,3
Jod, organisch	0,7	0,55	0,55
Cäsium	40	5,5	0,35
Tellur	8	5,5	0,35
Strontium	5	0,6	0,04
Ruthen	2	0,5	0,03
Lanthanide und Actinide	0,3	0,08	< 0,005

3.2.1.1.3 Schweiz

Die Schweiz definiert für die Notfallschutzplanung drei Szenarien A1, A2 und A3 /HSK 06/, die zur Berücksichtigung der Erfahrungen aus Fukushima um drei auf Szenario A3 basierende Szenarien A4, A5 und A6 ergänzt wurden /ENS 14/.

A1: Freisetzungsszenario ohne Kernschaden

- Freisetzungen ab Unfallbeginn möglich;
- Jod 10^{12} Bq, Cäsium 10^{11} Bq, Edelgase 10^{16} Bq;
- Freisetzungsdauer 8 Stunden.

A2: Freisetzungsszenario mit Kernschaden und gefilterter Druckentlastung

- Freisetzungszeitpunkt nach Unfallbeginn: 6 Stunden;
- Jod 10^{14} Bq, Cäsium 10^{13} Bq, Edelgase $3 \cdot 10^{18}$ Bq;
- Freisetzungsdauer 8 Stunden.

A3: Freisetzungsszenario mit Kernschaden ungefilterte Druckentlastung

- Freisetzungszeitpunkt nach Unfallbeginn: 6 Stunden;
- Jod: 10^{15} Bq, Cäsium: 10^{14} Bq, Edelgase: $3 \cdot 10^{18}$ Bq;
- Freisetzungsdauer 8 Stunden.

A4: Freisetzungsszenario A3 x 10

- Jod- und Cäsium-Quellterme werden gegenüber Szenario A3 um einen Faktor 10 erhöht;
- Bei den Edelgasen wird 100% Freisetzung angenommen (für 1000 MWth-Anlagen $3 \cdot 10^{18}$ Bq, für 3000 MWth-Anlagen 10^{19} Bq);
- Freisetzungszeitpunkt nach Unfallbeginn: 6 Stunden.

A5: Freisetzungsszenario A3 x 100

- Jod- und Cäsium-Quellterme werden gegenüber Szenario A3 um einen Faktor 100 erhöht;
- Bei den Edelgasen wird 100 % Freisetzung angenommen;
- Freisetzungszeitpunkt nach Unfallbeginn: 4 Stunden.

A6: Freisetzungsszenario A3 x 1000

- Jod- und Cäsium-Quellterme werden gegenüber Szenario A3 um einen Faktor 1000 erhöht;
- Bei den Edelgasen wird 100 % Freisetzung angenommen;
- Freisetzungszeitpunkt nach Unfallbeginn: 2 Stunden.

3.2.1.1.4 Tschechien

In /SÚJ 01/ werden für die Notfallschutzplanung die Szenarien AB und V angegeben. Beim Szenario AB handelt sich um einen Kühlmittelverluststörfall (LOCA) durch Abbruch der Hauptkühlmittelleitung im kalten Strang in der Nähe des Reaktordruckbehälters mit vollständigem Verlust der internen und externen Quellen der Stromversorgung (d. h. die Diesel stehen nicht zur Verfügung) für 48 Stunden. Beim Szenario V handelt sich um einen Bruch des oberen Teils des heißen Dampferzeugerkollektors mit einem Totalausfall der externen und internen Stromversorgung (d. h. alle Dieselgeneratoren sind nicht

verfügbar), während einer Zeitspanne von 24 Stunden. Die Freisetzungssanteile der Szenarien sind in Tab. 3.7 dargestellt.

Tab. 3.7 Freisetzungssanteile der Szenarien AB und V /SÚJ 01/

	Szenario AB	Szenario V
Edelgase	$< 4 \cdot 10^{-3}$	0,78
Aerosole– flüchtige Spaltprodukte	$< 8 \cdot 10^{-5}$	$< 0,19$
Aerosole – nicht flüchtige Spaltprodukte	$2 \cdot 10^{-6} - 6 \cdot 10^{-5}$	$< 0,01$

3.2.2 Kernkraftwerk im übrigen Europa

Dieses Szenario erfasst Notfälle, die von einem ausländischen Kernkraftwerk im übrigen Europa ausgehen, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können. Notfälle, die von ausländischen Kernkraftwerken nach Brennelementfreiheit ausgehen, werden diesem Szenario nicht zugeordnet. In Europa in mehr als 100 km Entfernung von der Deutschen Grenze sind derzeit 155 Reaktoren in Betrieb und vier Reaktoren im Bau. Davon jeweils einer in Großbritannien und Frankreich sowie zwei in der Slowakei. Eine Liste in Europa betriebener Kernkraftwerkstypen ist in Tab. 3.8 zusammengestellt, in Bau befindliche Kernkraftwerkstypen in Tab. 3.9.

Für die Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios Kernkraftwerke im Ausland wurde ein zusätzlicher Analysebedarf erkannt. Der Forschungsaufwand ergibt sich dabei insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb befindlichen Reaktortypen und Baureihen. Darüber hinaus erweitert sich der Forschungsbedarf durch in Bau befindliche Anlagen. Es wird angestrebt, Ereignisse des Referenzszenarios KKW in Europa im Rahmen des Forschungsvorhabens 3622S62587 vertieft zu betrachten.

Tab. 3.8 Zusammenstellung in Europa betriebener Kernkraftwerkstypen /IAE 22/

Land	Reaktortyp	Modell
Belarus	PWR	VVER-1200
Belgien	PWR	WH 2LP
		WH 3LP
Bulgarien	PWR	WWER V-320
Finnland	PWR	WWER V-213
	BWR	AA-III, BWR-2500
	EPR	
Frankreich	Druckwasserreaktor	
Großbritannien	AGR	
	Druckwasserreaktor	
Niederlande	PWR	KWU 2LP
Rumänien	PHWR	CANDU 6
Russland		WWER-1000/320
		WWER-1000/321
		WWER-1000/322
		WWER-1000/323
		BN-600
		BN-800
		GBWR-12/EGP-7
		GBWR-12/EGP-8
		GBWR-12/EGP-9
		WWER-1000/338
		WWER-1000/339
		WWER-440/230
		WWER-440/231
		WWER-440/213
		WWER-440/214

Land	Reaktortyp	Modell
		RBMK-1000 (1. Gen.)
		WWER-1200/491
		WWER-1200/492
		WWER-440/180
		WWER-1000/187
		WWER-1200/392M
		KLT-40S
		WWER-1000/320I
		WWER-1000
		WWER-1001
		RBMK-1000 (2. Gen.)
		RBMK-1000 (3. Gen.)
Schweden	BWR	AA-III, BWR-2500
		AA-IV, BWR-3000
	PWR	WH 3LP
Slowakei	PWR	WWER V-213
Slowenien	PWR	WH 2LP
Spanien	BWR	BWR-6 (Mark 3)
	PPWR	WH 3LP
		PWR 3 loops
		WH 3LP
Tschechien	DWR	440/213
Ukraine	PWR	WWER V-213
		WWER V-320
		WWER V-302
		WWER V-338
Ungarn	PWR	WWER V-213

Tab. 3.9 In Europa in Bau befindliche Reaktoren /IAE 22/

Land	Reaktortyp	In Bau seit
Frankreich	EPR	2007
Großbritannien	EPR	2018
Slowakei	WWER V-213	1987

Insbesondere zu osteuropäischen Kernkraftwerken liegt eine Reihe von Analysen gemäß der folgenden Auflistung vor, die sich zwar häufig nicht auf laufende Reaktoren beziehen, aber wegen der ähnlichen Konzepte zumindest als Grundlage für Abstraktionen dienen könnten.

Eine besondere Informationsquelle zu europäischen Anlagen sind die Berichte des EU Stress Test. Nach dem Unglück am Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi forderte der Europäische Rat am 24. und 25. März 2011 eine umfassende Sicherheits- und Risikobewertung aller Kernkraftwerke in der EU. Die Aufforderung des Rates umfasste Stress-tests auf nationaler Ebene, die durch eine europäische Peer Review ergänzt wurden. Der Sicherheitsbereich der Stresstests und der Peer Review konzentriert sich auf drei Themen, die sich direkt aus den vorläufigen Lehren aus der Fukushima-Katastrophe ableiten und durch die IAEA-Missionen nach dem Unfall sowie durch Berichte der japanischen Regierung bestätigt wurden. Natürliche Auslöser wie Erdbeben, Tsunami und extreme Wetterbedingungen, der Ausfall von Sicherheitssystemen und das Management schwerer Unfälle sind die Hauptthemen der Überprüfung. Die 15 Länder der Europäischen Union mit Kernkraftwerken sowie die Schweiz und die Ukraine führten die Stress-tests durch und unterzogen sich dem Peer Review. Die Betreiber haben ihre abschließenden Bewertungen am 31. Oktober 2011 und die Aufsichtsbehörden ihre abschließenden nationalen Berichte am 31. Dezember 2011 vorgelegt /EUR 13/.

3.2.3 Kernkraftwerk außerhalb Europas

Außerhalb Europas sind weitere 253 Reaktoren in Betrieb und 29 im Bau. Eine Liste außerhalb Europas betriebener Kernkraftwerkstypen ist in Tab. 3.10 zusammengestellt, in Bau befindliche Kernkraftwerkstypen in Tab. 3.11.

Tab. 3.10 Außerhalb Europas betriebener Kernkraftwerkstypen /IAE 22/

Kontinent	Land	Reaktortyp	Modell
Afrika	Südafrika	DWR	Framatome CP1
Amerika	Argentinien	PHWR	PHWR KWU
		PHWR	CANDU 6
	Brasilien	DWR	2-loop Westinghouse
		DWR	Vor-Konvoi
	Kanada	PHWR	CANDU 791
		PHWR	CANDU 750A
		PHWR	CANDU 750B
		PHWR	CANDU 850
		PHWR	CANDU 500A
		PHWR	CANDU 500B
		PHWR	CANDU 6
	Mexiko	SWR	
	USA	DWR	
		SWR	
Asien	Armenien	DWR	WWER-440/270
	China	DWR	CNP-600
		DWR	M310
		DWR	CNP-1000
		DWR	HPR1000
		DWR	AP-1000
		DWR	CPR-1000
		DWR	M310
		DWR	CPR-1000
		DWR	CNP-300
		DWR	CNP-600
		DWR	EPR-1750
		DWR	EPR-1750
		DWR	VVER V-428
		DWR	VVER V-428M
		DWR	CNP-1000
		DWR	ACPR-1000
		FBR	BN-20

Kontinent	Land	Reaktortyp	Modell
		PHWR	CANDU 6
	Indien	PHWR	HPTT
		PWR	VVER V-412
		SWR	BWR-1 (Mark 2)
	Iran	PWR	WWER V-446
	Japan	DWR	
	Pakistan	DWR	CNP-300
		PHWR	CANDU-137 MW
	Südkorea	DWR	WH F
		DWR	OPR-1000
		DWR	APR-1400
		DWR	WH F
		DWR	OPR-1000
		DWR	France CPI
		DWR	OPR-1000
		PHWR	CANDU-6
	Taiwan	DWR	WH 3LP, WE 312
		SWR	BWR-6

Tab. 3.11 Außerhalb Europas in Bau befindliche Reaktoren /IAE 22/

Kontinent	Land	Reaktortyp	Modell
Amerika	USA	DWR	
	Argentinien	PWR	CAREM Prototype
Asien	China	HTGR	HTR-PM
		DWR	ACPR-1000
		DWR	HPR1000
		DWR	CNP-1000
	Indien	PWR	VVER V-412
		PHWR	PHWR-700
		PHWR	HPTT
		FBR	Prototype
	Japan	SWR	
	Pakistan	DWR	ACP-1000
	Südkorea	DWR	APR-1400
	Taiwan	SWR	ABWR
	Vereinigte Arabi- sche Emirate	PWR	APR-1400

3.2.4 Bisherige Unfälle

3.2.4.1 Reaktorunfall Fukushima Dai-ichi am 11.03.2011

Am 11. März 2011 ereignete sich um 14:46 Uhr Ortszeit (5:46 UTC) vor der Ostküste der japanischen Hauptinsel Honshu ein Erdbeben der Stärke $M_w = 9,0$ (Momentmagnitudenskala). Durch dieses Erdbeben wurde auch ein Tsunami ausgelöst, der neben den unmittelbaren Erdbebeneinwirkungen erheblich zur Schadensbilanz des Gesamt ereignisses in den betroffenen Regionen beitrug. Am Kernkraftwerksstandort Fukushima Daiichi verursachten das Beben und der Tsunami den fast vollständigen Ausfall der Stromversorgung von vier der insgesamt sechs Reaktorblöcke. Vor allem in den ersten Tagen des Unfalls wurden aufgrund von Explosionen, Druckentlastungen (Ventings) und anderen Prozessen erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe in die Umwelt freigesetzt. Der Großteil stammte aus den Reaktoren der Blöcke 1 bis 3. Im weiteren Verlauf des Unfallgeschehens gelangten radioaktive Stoffe darüber hinaus auch mit austretendem Wasser in den Pazifik. Diese massiven Freisetzungen führten zu großflächigen Kontaminationen des Umlands. Rund 170.000 Menschen waren von Evakuierungen oder Empfehlungen

zum Verlassen ihres Wohnorts betroffen. /GRS 16/ Die IAE0 hat vorliegende Abschätzungen des Betreibers und weiterer Institutionen in ihrem Bericht 2015 zusammengefasst, wonach der Wert für Jod-131 im Bereich von etwa $1 - 4 \cdot 10^{17}$ Bq liegt, der für Cäsium-134 bei etwa $8,3 - 50 \cdot 10^{15}$ Bq und der für Cäsium-137 bei etwa $7 - 20 \cdot 10^{15}$ Bq. /IAE 15/ Die Höhe der Freisetzungen führte dazu, dass der Unfall auf der höchsten Stufe der International Nuclear and Radiological Event Scale (INES 7) eingeordnet wurde /GRS 16/.

3.2.4.2 Reaktorunfall Tschernobyl am 26.04.1986

Am 26. April 1986 ereignete sich der verheerendste Unfall in der Geschichte der Kernenergie im Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl 100 km nördlich von Kiew in der Ukraine (damals noch Teil der UDSSR). Der anschließende Reaktorbrand, der zehn Tage lang andauerte, führte zu einer beispiellosen Freisetzung von radioaktivem Material, das mehr als 200 000 km² europäisches Territorium kontaminierte, vor allem in den angrenzenden Gebieten von Belarus, der Russischen Föderation und der Ukraine. Die Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe betrug etwa $1,4 \cdot 10^{19}$ Bq, darunter $1,8 \cdot 10^{18}$ Bq I-131, $0,085 \cdot 10^{18}$ Bq Cs-137 und andere Cäsium-Radioisotope, $0,01 \cdot 10^{18}$ Bq Sr-90 und $0,003 \cdot 10^{18}$ Bq Plutonium-Radioisotope. Die Edelgase trugen zu etwa 50 % zur gesamten Freisetzung von Radioaktivität bei. /IAE 06/ Der Unfall wurde auf der höchsten Stufe der International Nuclear and Radiological Event Scale (INES 7) eingeordnet.

3.2.4.3 Reaktorunfall im Kernkraftwerk Three Mile Island am 28.03.1979

Am 28. März 1979 ereignete sich der schwerste Unfall in der Geschichte des kommerziellen Kernkraftwerksbetriebs in den USA. Der Reaktorblock 2 des Kernkraftwerks Three Mile Island in der Nähe von Middletown, Pennsylvania arbeitete mit 97 Prozent (916 MW_e) seiner lizenzierten Leistung. Um 4:00 Uhr Ortszeit führte eine Reihe von Ereignissen zu einem erheblichen Verlust von Primärkühlmittel und dazu, dass der Reaktorkern in den folgenden 16 Stunden mehrmals teilweise freigelegt wurde. Hohe Hüllrohrtemperaturen führten zu Metall-Wasser-Reaktionen zwischen der Zirkonium-Brennstoffhülle und dem Wasser (oder Dampf). Es kam zur Oxidation und zum Versagen der Brennstoffhüllen, wodurch erhebliche Mengen an Spaltprodukten in das Kühlmittel gelangten, und Wasserstoff erzeugt wurde. Die in das Kühlmittel freigesetzten Spaltprodukte wurden mit dem Primärkühlmittel durch das normale Kühlmittelreinigungssystem in das Nebengebäude transportiert. Die Edelgase und ein Teil des Radiojods wurden in die Gasphase überführt und traten in die Nebengebäude aus. Die Lüftung transportierte

diese Gase durch hochwirksame Partikelfilter (HEPA) und einen Holzkohleabsorber zum Schornstein des Nebengebäudes. Obwohl eine beträchtliche Menge an Edelgasen freigesetzt wurde (die Schätzungen reichen von 10^{16} bis 10^{17} Bq), wurde die Freisetzung von Radiojod durch den Wasser-Luft-Verteilungsprozess und die Filter auf schätzungsweise 6×10^{11} Bq reduziert. Fast alle Edelgasemissionen (99 %) traten in der Zeit vom 28. März bis zum 1. April auf, und 70 % dieser Freisetzungen erfolgten innerhalb der ersten 36 Stunden. Die Radiojodfreisetzungen hielten bis Ende April an, was auf die Verdampfung von Flüssigkeiten im Nebengebäude und die nachlassende Leistung des Aktivkohlefilters zurückgeführt wird. Die Freisetzung von Spaltprodukten in den Flüssigkeitsabflüssen war sehr gering und bestand hauptsächlich aus Radiojod und Cäsium-137. Die Gesamtaktivität, die in den ersten drei Monaten nach dem Unfall in flüssigen Abwässern freigesetzt wurde, betrug $8,5 \times 10^9$ Bq Jod-131 und $8,9 \times 10^9$ Bq anderer Radionuklide. /OIE 79/. Der Unfall wurde in Stufe 5 der International Nuclear and Radiological Event Scale (INES 5) eingeordnet.

3.2.5 Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs

Mögliche Ereignisabläufe in ausländischen Kernkraftwerken umfassen eine Vielzahl von Reaktorkonzepten. Der erforderliche Arbeitsaufwand für Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios „Kernkraftwerk im übrigen Europa“ übersteigt den zeitlichen Umfang des Forschungsvorhabens und wird somit als zusätzlicher Analysebedarf ausgewiesen. Der große Umfang ergibt sich insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb, im Bau und in Planung befindlich Anlagen (SWR, DWR anderer Bauart, Gas-cooled reactor (GCR, England), Fast breeder reactor (FBR, Russland), Pressurized heavy-water reactor (PHWR, Kanada, Indien, China)).

Hinzu kommen Kernkraftwerke außerhalb Europas. Da die möglichen direkten Auswirkungen entsprechender Ereignisse auf Deutschland vergleichsweise gering sind und der erforderliche Arbeitsaufwand den zeitlichen Umfang des Forschungsvorhabens übersteigt, wird auf Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen hier verzichtet.

Auch in der Entwicklung befindliche Konzepte sollten frühzeitig berücksichtigt werden.

3.3 Kerntechnische Anlagen

Unter dem Oberbegriff Kerntechnische Anlagen versteht man neben den kommerziell betriebenen Leistungsreaktoren zur Stromerzeugung auch andere nach dem Atomgesetz genehmigten Anlagen. Dazu gehören z. B. Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung wie Anreicherungsanlagen, Brennstofffabriken oder Abfallbehandlungsanlagen, aber auch Zwischenlager und Forschungsreaktoren an Universitäten und Forschungseinrichtungen und solche, die der Radioisotopenproduktion für medizinische, technische, und andere Anwendungen dienen.

Im Folgenden werden Informationen zu kerntechnischen Anlagen in Deutschland, mit Ausnahme von Leistungsreaktoren, zusammengetragen, die bei Ereignis- oder Störfällen einer schnelle und umfassenden Lagebewertung beitragen können, zusammengetragen. Dazu gehören neben Aufbau, Arbeitsweise und Materialflüssen der Anlage auch Angaben zu Störfällen und meldepflichtigen Ereignissen, wobei der Fokus auf solche Vorfälle gelegt wird, die auf der Internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (INES) mit der Stufe 1 oder höher bewertet wurden, oder durch deren Ablaufanalyse allgemeingültigere Aussagen in Bezug auf Ereignisabläufe getroffen werden können.

Ergänzt wird dies durch Angaben zu Ereignissen in Anlagen vergleichbaren Typs im Ausland (ab dem Jahr 2000), um ein vertieftes Verständnis zu möglichen Abläufen und Gefährdungspotentialen zu erhalten.

3.3.1 Urananreicherungsanlagen

Um die Isotopenzusammensetzung von Natururan (ca. 99,3% U-238 und 0,7% U-235) zugunsten des für Kernbrennstoffe relevanten Nuklids U-235 zu verändern, werden unterschiedliche Methoden angewendet, wobei die Anreicherung durch das Gaszentrifugenverfahren und Gasdiffusionsmethoden die weitaus gängigsten Verfahren darstellen.

Beim Gaszentrifugenverfahren wird gasförmiges Uranhexafluorid in einem sehr schnell rotierenden Zylinder durch die massenabhängige Zentrifugalkraft getrennt, sodass die Moleküle mit dem leichteren U-235 sich an der Innenwand des Zylinders anreichern und extrahiert werden können. Eine Serienschaltung der rotierenden Zylinder erhöht die Anreicherung durch die sich wiederholenden Abtrennungen, ebenso kann eine bessere Ausbeute durch eine Erhöhung der Rotationsgeschwindigkeit der Zylinder erreicht werden. Werkstoff- und materialtechnische Eigenschaften (Festigkeit, Eigenschwingungen)

setzen der Prozedur praktische Grenzen. Ein relativ betrachtet geringer Energieverbrauch und eine bessere Kapazitätsflexibilität haben das Gaszentrifugenverfahren international zum gängigsten Verfahren werden lassen.

Beim Gasdiffusionsverfahren diffundiert, angetrieben durch den Druckunterschied, gasförmiges Uranhexafluorid durch eine poröse Membran. Moleküle, die ^{235}U eingebaut haben sind leichter als jene mit U-238 und diffundieren schneller, sodass hinter der Membran ein etwas höherer Anteil von Molekülen mit U-235 zu finden ist. Ein einzelner Diffusionsschritt hat dabei einen geringen Trennfaktor, sodass viele hintereinandergeschaltete Stufen (eine Kaskade) von wiederholten Diffusionen durchgeführt werden müssen. Ein Anreicherungsgrad, der für Leichtwasserreaktoren erforderlich ist, benötigt etwa 1200 hintereinandergeschaltete Diffusionen, was das Verfahren sehr energieintensiv macht.

Andere, weniger gängige Verfahren sind das Laserverfahren, die elektromagnetische Anreicherung und das Trenndüsenverfahren.

3.3.1.1 Urananreicherungsanlage Gronau

Die Urananreicherungsanlage Gronau (UAA-Gronau) ist die einzige Einrichtung dieser Art in Deutschland. Die nach § 7 des Atomgesetzes genehmigungspflichtige Anlage befindet sich rund 3,5 Kilometer östlich der nordrhein-westfälischen Stadt Gronau (Westf.). Mittels des Gaszentrifugenverfahrens wird Uranhexafluorid zur Verwendung als Kernbrennstoff in Kernkraftwerken angereichert, die Jahreskapazität der Anlage beträgt rund 3900 Tonnen UTA (Urantrennarbeit).

Der Betreiber ist die URENCO Deutschland GmbH, Eigentümer die URENCO Ltd. mit Firmensitz in Großbritannien.

Am 31. Dezember 1981 wurde die erste Teilgenehmigung zur Erzeugung von Kernbrennstoff durch das nordrhein-westfälische Wirtschaftsministerium erteilt, der Produktionsbeginn der UTA-1 (Uran-Trennhalle 1) datiert auf den 15. August 1985. In den darauffolgenden Jahren durchgesetzte Ausbaugenehmigungen erhöhten die Jahreskapazität schrittweise auf 4500 Tonnen UTA/Jahr (Antrag 1998). Im Jahr 1999 wurde der Antrag auf den Bau einer zweiten Urantrennhalle UTA-2 und zwei Jahre später die Lagerung von zusätzlich 2500 Tonnen UF_6 genehmigt.

Im Jahr 2002 wurde ein weiterer Antrag auf Kapazitätserweiterung gestellt, der einen maximalen Anreicherungsgrad von 6% U-235 ermöglichen sollte; dieser wurde 2004 genehmigt.

Die Erweiterung des Betriebsgeländes und der Bau der Uran-Trennhalle 2 erfolgte ab dem Jahr 2005, drei Jahre später ging die erste Kaskade der fünf modularen Betriebseinheiten der UTA-2 in Betrieb. Die letzte Kaskade nahm 2011 ihren Betrieb auf.

Die Urananreicherung erfolgt in Gronau mit dem Gaszentrifugenverfahren. Ausgangsstoff ist das in Transportbehältern angelieferte Uranhexafluorid, ein kristalliner Feststoff, der radioaktiv, leicht flüchtig, giftig und korrosiv ist. Die Uranverbindung wird der UTA-1 durch Erhitzen der Transportbehälter (in Autoklaven bei 70 °C), der UTA-2 durch Sublimation bei 500 Millibar in der Gasphase zugeführt. Das gasförmige Uranhexafluorid wird anschließend in einen evakuierten, schnell umlaufenden Rotor eingespeist, sodass durch Zentrifugalkräfte leichte und schwere Isotope getrennt werden. Die Entnahme der einzelnen Isotopkomponenten erfolgt durch Entmischung mit einem thermisch angeregten Gegenstrom.

Zur anwendungsspezifischen Anreicherung sind zahlreiche Trennungsschritte erforderlich; dazu sind die Trennzentrifugen in Serie und zur Erhöhung des Durchsatzes in Kaskaden geschaltet. Nach erfolgter Anreicherung wird das gasförmige Uranhexafluorid in auf -70 °C gekühlte Desublimatoren geleitet. Die Lagerung erfolgt anschließend nach erneuter Erhitzung und Einleitung in auf 5 °C gekühlten Behältern.

Für die verschiedenen Verfahrungs-schritte selbst, aber auch für Reinigungs- und Dekontaminationsverfahren (feste Abfälle, Abwässer), die Lagerung von Hilfs- und Betriebsstoffen werden auf dem Betriebsgelände Endprodukte (engl. Product) Zwischenprodukte (etwa zur weiteren Anreicherung vorgesehene Verbindungen, engl. Feed), sowie nicht weiter verwertbare Stoffe (engl. Tails) gelagert. Auf dem Gelände der UAA-Gronau befinden sich /URE 19/:

- Feedlager: Freilager mit 8200 m² und einer Lagerkapazität von 10.000 Tonnen Uranhexafluorid auf 825 Stellplätzen.
- Lagerungsstätte von angereichertem Uran (Product-Lager PL 2) für 1250 Tonnen Product (UF₆) mit einem maximalen Anreicherungsgrad von 6 %.
- Tails-Lager, ein Freilager auf Betonplatten mit 21.300 m² Fläche für die Lagerung von bis zu 38.100 t UF₆.

- Uranoxidlager mit einer Lagerkapazität von knapp 60.000 Tonnen Triuranoxozid (das erste Zwischenprodukt, das beim Abbau von Uranerzen gewonnen wird) U_3O_8 , das in Stahlblechbehältern mit einer Wandstärke von 5 mm und einem maximalen Fassungsvermögen von 12 Tonnen aufbewahrt wird.
- Pufferlager, ein Teilbereich des PL-2 zur Aufbewahrung von Rohabfällen und Zwischenprodukten bis zur Konditionierung von Abfällen.
- Abfalllager, ein Teilbereich des PL-2 mit einer Gesamtfläche von rund 220 m² für maximal 40 Container. Nach § 7 Atomgesetz ist die Zwischenlagerung konditionierter radioaktiver Abfälle bis zu einem Volumen von 563,5 m³ und einer maximalen Gesamtaktivität von 3×10^{11} Bq gestattet.

Nach /BMU 21/ befinden sich auf dem Gelände (Stand zum 31. Dezember 2019):

- Konditionierte Abfallprodukte: 200-l-Fass (Anzahl: 50, Volumen 14 m³)
- Endlagergebinde: Container Typ V (Anzahl: 8, Volumen 87 m³)
- Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle (sonstige radioaktive Abfälle): 10,8 Mg feste Abfälle (anorganisch), 14,9 Mg feste Abfälle (organisch), 0,1 Mg flüssige Abfälle (anorganisch), flüssige Abfälle (organisch)

Nach § 106 Absatz 4 Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) und nach § 11 Störfallverordnung (12. BImSchV) ist der Betreiber der UAA-Gronau verpflichtet, die Personen, die von einem Störfall in der Anlage betroffen werden könnten, sowie die Öffentlichkeit in regelmäßigen Abständen über die Sicherheitsmaßnahmen und das richtige Verhalten im Falle eines Störfalls zu informieren. Eine solche Information der Öffentlichkeit erfolgte erstmals im August 1995 und wurde seitdem fünfmal wiederholt, die neueste Version (/URE 19/) erschien im April 2019. Die sechsseitigen Broschüren wurde an alle Haushalte in Gronau und Epe sowie in den benachbarten Teilen der niederländischen Gemeinde Losser verteilt. Sie enthalten eine kurze Übersicht über die Arbeit der Anlage, eine Beschreibung möglicher Störfälle und deren Handhabung, sowie Verhaltensanweisungen für die Anwohner in Notfallsituationen.

Nach /URE 19/ sind mögliche Störfälle mit chemischen Belastungen der Umgebung

- Die Freisetzung von Uranoxid

- Die Freisetzung von Uranhexafluorid und damit zusammenhängend die Entstehung von gesundheitsgefährdender, allerdings nicht radioaktiver Flusssäure (durch die Reaktion von Uranhexafluorid mit der Feuchtigkeit der Luft) und Freisetzung von Uranylfluorid.

In der GESTIS-Stoffdatenbank des Instituts für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung können umfassende Gefahrstoffinformationen zu chemischen Verbindungen abgerufen werden (Identifikation, Charakterisierung, Formel, Phys.-Chem. Eigenschaften, Arbeitsmedizin und Erste Hilfe, Sicherer Umgang, Vorschriften, Links, Literaturverzeichnis), die in einem Notfall der Information und Bereitstellung von Handlungsoptionen dienen können, siehe z. B. für Uranhexafluorid /IFA 21/.

Der An- und Abtransport zur bzw. von der UAA-Gronau erfolgt per LKW über die Straße und als Schienenverkehr über das Gleisnetz der Deutschen Bahn. Das Uranhexafluorid wird dazu in Stahldruckbehältern der Typen 48“F oder 48“Y transportiert, die 12,5 Tonnen UF_6 fassen können. Das Eigengewicht der Behälter beträgt dabei 2,5 Tonnen bei einem Durchmesser von rund 1,22 Metern, einer Länge von 3,8 Metern und einer Wandstärke von 16 mm. Die Behälter müssen der hohen Korrosivität des Uranhexafluorids standhalten und werden alle fünf Jahre auf Dichtigkeit geprüft. Den Vorgaben der IAEO nach halten die Behälter einem Brand mit Temperaturen von 800 °C für 30 Minuten stand.

Rund 97 % des in der UAA-Gronau angereicherten Urans werden über die Straße zur Weiterverarbeitung ins Ausland verbracht, ein weiterer Prozentsatz geht an die Brennelementfertigungsanlage Lingen zur Weiterverarbeitung (über Urandioxid) zu Brennelementen.

3.3.1.1.1 Störfälle und meldepflichtige Ereignisse in der UAA-Gronau

Mit Stand 31. Dezember 2020 kam es in der UAA-Gronau zu 40 meldepflichtigen Ereignissen /BUN 21a/, die bis auf eines auf der Internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse der Stufe 0 (Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung) zugeordnet wurden.

Am 25. Juli 2006 ereignete sich ein Störfall der Stufe INES 1 (Störung), hier kam es zu einer Leckage in der Behälterdekontamination mit Kontamination der Bodenwanne durch uranhaltige Lösung /BUN 06/. Bei dem Austritt des Spülwassers und bei der

anschließenden Dekontamination kam es zu keiner Aktivitätsverschleppung bzw. Aktivitätsfreisetzung in die Raumluft. Das Ereignis hatte keine Auswirkungen auf Personal und Umgebung.

3.3.1.2 Vorfälle in Urananreicherungsanlagen weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in Urananreicherungsanlagen wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 oder höher fielen und bei denen eine erhöhte Ableitung in die Umgebung der Anlage verzeichnet wurde. Letzteres könnte in manchen Fällen zu Anfragen bezüglich des Strahlenschutzes und zu allgemeinen Sicherheitsbedenken führen, auch wenn eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland nicht gegeben ist.

- Kritikalitätsunfall mit Todesfolge (1999, Tokai-Mura, Japan, INES 4). Der Nuklearunfall von Tokaimura ereignete sich in der Anreicherungsanlage (in manchen Quellen auch als Brennelementfabrik bezeichnet) Tokaimura der *Japan Nuclear Fuel Conversion Company*. Der Kritikalitätsstörfall war der schwerste Nuklearunfall in Japan bis zur Reaktorkatastrophe von Fukushima. Der Unfall ist auf menschliches Versagen bei einem chemischen Reinigungsprozess für angereichertes Uranoxid zurückzuführen. Bei dem Prozess wurde durch Überfüllung eines Behälters die kritische Masse von Uran erreicht, was eine unkontrollierbare Kettenreaktion zur Folge hatte. Die nukleare Kettenreaktion setzte über 20 Stunden Gamma- und Neutronenstrahlung frei. Zwei Arbeiter starben an den Folgen der hohen Strahlung.
- Überschreitung von Ableitungsgrenzwerten für C-14 (2008, Tricastin, Frankreich, Anreicherung Gasdiffusion, INES 1)
- Überlaufen eines Tanks mit uranhaltiger Lösung (2008, Tricastin, Frankreich, Anreicherung Gasdiffusion, INES 1)
- UF₆-Freisetzung (2003, Metropolis, USA, Konversionsanlage, INES 1)
- Überflutung mit geringfügiger Uranabgabe in die Umgebung (2001, Pierrelatte, Frankreich, Anlage für Konversion-Anreicherung-Brennelementfertigung, INES 1)

3.3.2 Brennelementfertigungsanlagen

Brennelemente bilden einen wesentlichen Teil des Reaktorkerns und enthalten den Kernbrennstoff, der gemeinhin reines Urandioxid oder eine Mischung aus Urandioxid und einem weiteren Oxid – zumeist Plutoniumdioxid, seltener Thoriumdioxid – enthält (Mischoxid-Brennelemente, auch MOX-Brennelemente). Das einzelne Brennelement ist bei den meisten Leistungsreaktoren ein Bündel aus vielen dünnen Brennstäben, die den Kernbrennstoff in Form kleiner zylindrischer Pellets enthalten. Die so bestehende große Oberfläche erlaubt einen effizienten Wärmeübergang an das Kühlmittel, zumeist Wasser. Andere Formen von Brennelementen gibt es bei Hochtemperaturreaktoren (Kugelhautreaktoren mit in Graphitkugeln eingelassenen Brennstoffkügelchen) oder Forschungsreaktoren mit ihrer sehr geringen Wärmeleistung.

3.3.2.1 Brennelementfertigungsanlage Lingen

Die Brennelementfertigungsanlage Lingen ist die einzige Brennelementefabrik in Deutschland. Sie hat drei Betriebsstätten: Duisburg (Fabrikation der Brennelement-Hüllrohre), Karlstein (Kopf- und Fußteile von Brennelementen) und Lingen, hier werden die Brennelemente zusammengebaut. Gefertigt werden Siedewasser-Brennelemente (ATRIUM 11, ATRIUM 10) und Druckwasser-Brennelemente (Focus, HTP, GAIA), seit dem Beschluss Deutschlands zum Ausstieg aus der Kernenergie im Jahr 2011 wird hauptsächlich für den Export produziert. Hinzu kommen der Um- und Auseinanderbau ungenutzter Brennelemente, ein Brennelement-Service, sowie die Fabrikation von zugehörigen Produkten wie Gadolinium- und Chrom-dotierten Tabletten sowie MELOX-Pulver /FRA 21/. Der Anreicherungsgrad beträgt maximal 5 % U-235.

Das angelieferte Uranhexafluorid wird in einer Konversionsanlage zu Urandioxid in Pulverform reduziert und anschließend in Tablettenform gepresst. Die Tabletten werden gesintert, auf die notwendigen Abmessungen geschliffen und im letzten Schritt in die Brennstabhüllrohre gefüllt.

Im Werk in Lingen werden ca. 1500 Brennelemente pro Jahr für Druckwasser- und Siedewasserreaktoren gefertigt /FRA 18/, die maximale, genehmigungsrechtlich abgedeckte, jährliche Verarbeitungsleistung der Trockenkonversionsanlage beträgt 800 Tonnen, die aller sonstigen Teilanlagen 650 Tonnen.

Die während der Produktion anfallenden Abfälle werden in einem nach dem Atomgesetz genehmigten Lager auf dem Betriebsgelände (zwischen)gelagert. Nach /BUN 21b/ befanden sich (Stand 31. Dezember 2019) insgesamt 114,5 Tonnen Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle am Standort der Brennelementefabrik, darunter 103,7 Tonnen feste Abfälle (anorganisch), 6,8 Tonnen feste Abfälle (organisch), 3,8 Tonnen flüssige Abfälle (organisch), <0,1 Tonnen Mischabfälle und 0,2 Tonnen Strahlungsquellen.

3.3.2.1.1 Störfälle und meldepflichtige Ereignisse in der Brennelementfertigungsanlage Lingen

Seit der Inbetriebnahme im Januar 1979 kam es in der Brennelementfertigungsanlage Lingen zu 145 meldepflichtigen Ereignissen (Stand 31.12.2020, /BUN 21a/). Ein Ereignis im Jahr 2005 wurde dabei als meldepflichtiges Ereignis der INES-Stufe 1 mit Meldekategorie E eingestuft, da die Kritikalitätssicherheit beeinträchtigt war. Bei dem Ereignis in der Tablettenbearbeitung wurde ein 20-Liter-Sammelbehälter für nicht spezifikationsgerechte Uranoxid-Tabletten über die zulässige Füllmenge von 18 kg hinaus einmalig mit insgesamt 28,66 kg befüllt. Nach der erkannten Überfüllung wurde der Behälter auf das zulässige Gewicht entleert. Das Ereignis hatte keine Auswirkungen auf Personal und Umgebung; radioaktive Freisetzungen waren damit nicht verbunden /BUN 05/.

3.3.2.2 Vorfälle in Brennelementfertigungsanlagen weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in Brennelementfertigungsanlagen wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 oder höher fielen (ab dem Jahr 2000). Eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland war nicht gegeben, es könnten jedoch Rückschlüsse auf mögliche Szenarienabläufe gezogen werden, die zur Information in Unfallsituationen relevant sein können.

- Kritikalitätsrelevante Leckage von hoch angereicherter Uranlösung (2006, Erwin, USA, Brennelementfabrik, INES 2), keine Ableitungen in die Umgebung
- Handverletzung eines Mitarbeiters mit Inkorporation (2004, Melox, Frankreich, Brennelementfabrik MOX, INES 2), keine Ableitungen in die Umgebung
- Verlust von UF₆-Proben (2008, Columbia, USA, Brennelementfabrik, INES 1)
- Überschreitung eines Ableitungsgrenzwert (2008, Romans, Frankreich, Brennelementfabrik, INES 1)

- Hohe Ortsdosisleistung an einer Transportverpackung (2004, Lynchburg, USA, Brennelementfabrik, INES 1)
- Brand in der Aktivkohle-Filterbank (2002, Hematite, USA, Brennelementfabrik, INES 1)
- Explosion in einer Verdampfereinheit für UranylNitrat (2002, Hyderabad, Indien, Brennelementfabrik, INES 1)

3.3.3 Konditionierungsanlagen

Durch eine Konditionierung werden radioaktive Abfälle in einen chemisch stabilen, insbesondere wasserunlöslichen Zustand überführt und solcherart verpackt, dass Transport und Endlagerung sicher möglich sind. Dazu stehen für unterschiedliche Ausgangsmaterialien verschiedene Verarbeitungswege zur Verfügung. Hochradioaktive flüssige Abfälle können in Verglasungsanlagen in eine auslauf- und korrosionsresistente Glasmatrix aus Borosilikatglas eingebunden werden. Die so entstehenden Glaskokillen werden zusätzlich wasserdicht in Edelstahlbehälter verbracht. Ein anderer Ansatz besteht in der Erzeugung einer keramischen Matrix durch eine Thermitreaktion, die unter Umständen bei der Wärmeleitfähigkeit, den Auswaschraten und der chemischen Stabilität zu besseren Resultaten führen kann /KIE 17/.

Andere (feste) radioaktive Abfälle können durch unterschiedliche Verfahren in eine volumenreduzierte und evtl. chemisch stabile Form, etwa durch Trocknen, Verbrennen, Zerschneiden oder Pressen, gebracht und anschließend in einer wasserunlöslichen Matrix fixiert werden.

3.3.3.1 Pilot-Konditionierungsanlage Gorleben (hochradioaktive Abfälle)

Die Pilot-Konditionierungsanlage Gorleben (PKA Gorleben) soll zur Konditionierung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle aller Art aus kerntechnischen Anlagen mit dem Ziel der Endlagerung dienen. Die bisher erteilten drei atomrechtlichen Teilgenehmigungen beinhalten:

- Rohbau des Konditionierungsgebäudes und Teile des Betriebsgeländes (Januar 1990)
- Errichtung und vorbetriebliche Erprobung von elektro-, maschinen-, verfahrens- und leittechnischen Einrichtungen (Juli 1994)

- Betriebsgenehmigung, festgelegter Durchsatz von jährlich 35 Tonnen LWR-Brennelementen zur Konditionierung (Dezember 2000)

Die Teilgenehmigungen sind bestandskräftig, bis zur Festlegung und Inbetriebnahme eines Endlagers ist die PKA Gorleben auf die Reparatur schadhafter Lager- und Transportbehälter beschränkt. Die eigentliche Konditionierungsanlage ist noch nicht funktionsbereit. Es werden Systeme zum Erhalt der Anlage selbst und zur Aufrechterhaltung bzw. Erneuerung der Fachkunde des Personals betrieben (/BFE 17b/).

Aufgrund des momentanen Betriebsstatus der Anlage können kaum realistische Szenarien entworfen werden, die einen schnellen Einsatz des Strahlenschutzteams zur Bewertung einer zeitkritischen Notfalllage erforderlich machen.

3.3.3.2 Konditionierungsanlagen für schwach- und mittelradioaktive Abfälle

Auf dem Gelände des Forschungszentrums Jülich betreibt die Gesellschaft für Nuklear-Service GmbH (GNS) zusammen mit dem Forschungszentrum Jülich seit 1992 eine Reststoffbehandlungs- und Konditionierungsanlage (REBEKA). Die Abfälle werden hier getrocknet, verpresst und zu endlagergerechten Gebinden weiterverarbeitet. Das bestehende Gebäude wurde mit einer 500 m² großen Erweiterung versehen und verfügt über eine automatische Fassmessanlage und einen Caisson (Senkkasten) mit Verfülleinrichtung. Über die in REBEKA gelagerten Mengen der radioaktiven Abfälle oder der baulichen Eigenschaften der Lagerungsstätten konnten im Rahmen der Literaturrecherche keine weiterführenden Angaben gefunden werden.

Die Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe (KTE) am Campus Nord des KIT (Karlsruher Institut für Technologie) umfasst insgesamt 17 Lager- und Betriebsstätten und befindet sich rund 12 Kilometer nördlich der Karlsruher Innenstadt. Die KTE betreibt das größte Zwischenlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle in Deutschland und behandelt und lagert sowohl Abfälle der kerntechnischen Anlagen am Standort selbst als auch solche der Landessammelstellen Baden-Württemberg und von Dritten.

Die Zentrale Aktive Werkstatt (ZAW) Greifswald ist Teil des Entsorgungskonzepts der EWN GmbH (Entsorgungswerk für Nuklearanlagen) zum Abbau der 1995 stillgelegten Reaktorblöcke in Greifswald und Rheinsberg. Die abgebauten schwach- und mittelradioaktiven Komponenten werden nach Angaben der EWN GmbH vorrangig in der ZAW und nicht am Abbaustandort der Reaktorgebäude selbst vorgenommen. Dazu verfügt

die ZAW über die notwendigen Konditionierungstechniken zur Zerlegung, Dekontamination, Verpackungstechnik, etc. Die solcherart behandelten und konditionierten Abfälle sollen nach dessen Inbetriebnahme an das Endlager KONRAD übergeben werden. In geringem Umfang behandelt die ZAW auch Abfälle aus anderen Kernkraftwerken.

Der Betrieb Eckert & Ziegler Nuclitec (EZN) in Braunschweig konditioniert radioaktive Abfälle aus dem eigenen Betrieb (insb. radioaktive Strahlenquellen und Radiopharmaka für Medizin und Technik, wie etwa die zerstörungsfreie Werkstoffprüfung). Die Anlage befindet sich im Stadtteil Braunschweig-Wenden/ Thune, rund 4 Kilometer vom Flughafen-Braunschweig-Wolfsburg und 8 Kilometer von der Braunschweiger Innenstadt entfernt in einem Wohn- und landwirtschaftlich genutzten Gebiet. Ein im Jahr 2017 genehmigter Ausbau einer Halle soll ausschließlich zur Lagerung schwach radioaktiver Abfälle genutzt werden, nicht zu deren Konditionierung oder Verpackung und soll auch keine Abfälle aus der Asse oder aus Kernkraftwerken aufnehmen.

Der Rückbau des seit 1985 in Duisburg betriebenen Konditionierungsstandorts GNS Duisburg wurde zum 31. März 2020 abgeschlossen. Der Standort wird einer konventionellen Nutzung zugeführt.

3.3.4 Zwischenlagerung, Abfallbehandlung und Endlagerung

Beim Betrieb aller Kernkraftwerke, in geringerem Umfang auch bei Forschungsreaktoren, fallen abgebrannte Brennelemente an: haben Brennelemente ihren Abbrand erreicht, die produzierte Wärmeenergie pro Masse des Kernbrennstoffs (heute über 60 Megawatt-Tage pro Kilogramm Schwermetall, MWd/kg SM), müssen sie ausgetauscht werden. Sie werden in einem ersten Schritt im Abklingbecken des Kernreaktors gelagert, bis ihre Radioaktivität und damit ihre Wärmeproduktion so weit abgeklungen ist, dass sie weiter behandelt werden können.

Der Abbrand in Leichtwasserreaktoren wurde von anfänglich 20 MWd/kg SM auf das mittlerweile mehr als dreifache gesteigert, was so nicht nur den Aufwand für den Brennstoffwechsel reduziert, sondern insbesondere auch die Menge an hochradioaktivem Abfall verringert und das Proliferationsrisiko (Plutonium) senkt.

Eine Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen dient der Trennung von wiederverwertbaren Anteilen (ungenutzter Brennstoff, diverse Radionuklide) und hoch-, mittel-, schwachradioaktiven Abfällen, sowie der Volumenreduktion von letzteren. Dem

offensichtlichen Nutzen des Recyclings stehen sehr hohe Mengen an Sekundärabfällen (Wasser, Lösungs- und Extraktionsmittel) gegenüber, die bei der Wiederaufarbeitung anfallen. Abgebrannter Kernbrennstoff wird in der Regel ohne eine weitere Bearbeitung zwischengelagert.

Infolge des Atomausstiegs sind in Deutschland seit 2005 keine Transporte mehr zur Wiederaufarbeitung zugelassen. Abgebrannte Brennelemente (etwa 50 Kubikmeter pro Jahr aus einem großen Kernkraftwerk) werden stattdessen in neu errichteten Zwischenlagern an den Kraftwerksstandorten zwischengelagert mit dem Ziel, sie später einer Endlagerung zuzuführen.

Weitere (schwach) radioaktive Abfälle fallen in anderen Nutzungsbereichen an, etwa in der Medizin, Industrie und Forschung. Laut Gesetz sind die Bundesländer verpflichtet, für diese in ihrem Gebiet anfallenden Abfälle Entsorgungsmöglichkeiten zu unterhalten, die als *Landessammelstellen*, teilweise als Zusammenschluss von mehreren Bundesländern, realisiert sind. Bis zur Möglichkeit einer Endlagerung sind die radioaktiven Abfälle in diesen Einrichtungen sicher zu lagern.

Ein Endlager bezeichnet ein Lager, in dem hochradioaktive Abfälle endgültig sicher gelagert werden sollen. Da die Halbwertszeiten der zu lagernden Nuklide extrem lang sind, werden höchste Anforderungen an Lagerbehälter und Infrastruktur gestellt. Geologische Gegebenheiten und ihre modellierte Stabilität über schwer überschaubare Zeiträume müssen ebenso in Betracht gezogen werden.

Die EU-Kommission beschloss im Jahr 2011 eine neue Richtlinie, nach der alle 14 Kernenergie-nutzenden Länder bis 2015 Lösungsvorschläge für die Endlagerung radioaktiver Abfälle vorlegen müssen; Exporte in Staaten außerhalb der EU wurden nicht explizit verboten, beschränken sich aber auf solche Länder, in denen bereits Endlager in Betrieb sind.

3.3.4.1 Zwischenlager (Transportbehälterlager) Ahaus

Das Transportbehälterlager Ahaus ist ein Zwischenlager für stark und schwach strahlenden radioaktiven Abfall, Betreiber ist die BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung. Die Lagerhalle in Ahaus mit einer Fläche von ca. 5000 m² besteht aus zwei durch einen Wartungsbereich getrennte Lagerhallenhälften: das Brennelemente-Zwischenlager

Ahaus (BZA) und das Abfall-Zwischenlager Ahaus (AZA). Zwei Hallenkräne dienen zum Transport der Behälter.

Aktuell befinden sich im BZA (seit März 1998) sechs CASTOR-V-Behälter mit abgebrannten Brennelementen aus deutschen Kernkraftwerken, sowie 305 CASTOR THTR/AVR-Behälter mit bestrahlten Brennelementen aus dem stillgelegten Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR). Weiterhin werden seit 2005 insgesamt 18 CASTOR MTR 2 mit Brennelementen aus dem Forschungsreaktor Dresden-Rossendorf gelagert /BGZ 21/.

Zwei Castoren enthalten Brennelemente des THTR-Hilfsreaktors zur Abbrandmessung, die nur kurze Zeit in Betrieb waren. Dadurch wurde nur ein geringer Brennelementabbrand erreicht und durch das hochangereicherte, nur unvollständig verbrauchte Uran ist ein Proliferationsrisiko zu vermuten. Diese Angaben beruhen hauptsächlich auf Angaben aus /WIK 21a/ und den darin enthaltenen Referenzen. Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens wurden keine weiteren Veröffentlichungen ermittelt, welche diese Aussage weiterführend überprüfen.

Die 329 CASTOR-Behälter nehmen nur gut 10 % der Lagerkapazität ein, seit 2010 werden daher zusätzlich schwach- und mittelradioaktive Abfälle aus dem Betrieb und Stilllegungsprozessen deutscher Kernkraftwerke gelagert. Insgesamt belaufen sich diese Abfälle auf 230 Container /BGZ 21/.

Es gibt Pläne zur Aufbewahrung von Brennelementen aus deutschen Forschungsreaktoren der Standorte München, Mainz und Berlin (Stilllegung Dezember 2019).

Die Strahlung am Anlagenzaun wird kontinuierlich durch das BGZ gemessen und abhängig davon auch vom Landesamt für Natur, Umwelt und Verbraucherschutz Nordrhein-Westfalen. Seit Einlagerungsbeginn liegen die Messwerte weit unter den Grenzwerten des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) /BGZ 21/.

Die Grundlage für die Sicherheit von Zwischenlagern bildete bisher die Sicherheit der Lager- und Transportbehälter selbst, sodass die Gebäudesicherung weniger umfassend ausgebaut war. Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz hat vor dem Hintergrund neuer Erkenntnisse und Entwicklungen die Betreiber aufgefordert, Zwischenlager solcherart nachzurüsten, dass auch die Gebäudestruktur selbst einen eigenständigen Schutz gegen Einwirkungen Dritter (derzeit

insbesondere terroristisch motivierte Taten) bietet. In Ahaus wurde dazu eine zusätzliche Schutzwand um die Lagerhalle errichtet, sowie Kerosinabläufe für den Fall eines Flugzeugabsturzes auf die Lagerhalle eingebaut /BGZ 21/.

3.3.4.2 Schachtanlage Asse (Asse II), Endlager Morsleben, Endlager Konrad

Die Schachtanlage Asse (Asse II) ist ein ehemaliges Salzbergwerk, das im Höhenzug Asse, rund zehn Kilometer südöstlich von Wolfenbüttel, in Niedersachsen gelegen ist. Zwischen den Jahren 1967 und 1978 wurde hier die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle großtechnisch erprobt. Die Gebinde mit den radioaktiven Abfällen wurden in metallischen Transportfässern angeliefert, deren Material und Struktur selbst nicht als dauerhafte Barriere vorgesehen war; diese Aufgabe sollte der Salzstock und das Salzhauwerk übernehmen. In den 1990er wurden im Rahmen von Gefahreinschätzungen, die vom Niedersächsischen Umweltministerium in Auftrag gegeben wurden, anhaltende Gebirgsbewegungen und Laugenzutritte in die Abfalllager dokumentiert. Instabilitäten der Grube, Wasserzuflüsse und eine damit einhergehende fortschreitende Korrosion der Metallbehälter bei gleichzeitiger Entwicklung von Grubengasen gefährden seitdem die Sicherheit der Anlage. Es besteht der gesetzliche Auftrag, die Anlage nach Rückholung der radioaktiven Abfälle, unverzüglich stillzulegen.

Das Endlager Morsleben liegt in Sachsen-Anhalt zwischen Braunschweig und Magdeburg. In den Jahren 1971 - 1991 sowie 1994 -1998 wurden in Morsleben insgesamt ca. 37.000 Kubikmeter schwach- und mittelradioaktive Abfälle endgelagert. Zudem wurde radioaktiver Abfall zwischengelagert. Das Endlager soll unter Verbleib der Abfälle stillgelegt werden.

Das Endlager Konrad in Salzgitter in Niedersachsen ist für die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle geplant. Diese fallen vor allem beim Betrieb und Rückbau von Kernkraftwerken an, aber auch in Forschungseinrichtungen, in der Industrie und Medizin. Schacht Konrad wurde 2002 nach Atomrecht als erstes Endlager Deutschlands genehmigt. Das ehemalige Eisenerzbergwerk wird derzeit zum Endlager umgebaut. Anschließend sollen bis zu 303.000 Kubikmeter radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden.

Eine Gefahreinschätzung der Schachtanlage Asse sowie der Lager Morsleben und Konrad – und damit einhergehend eine Identifikation von möglichen Freisetzungsmechanismen – geht weit über den Rahmen dieses Projekts hinaus. Für einen Überblick

über den aktuellen Status der Anlagen, aktuelle Arbeiten und eine Literaturübersicht sei auf die Webseite der Bundesgesellschaft für Endlagerung verwiesen, die zu allen drei Einrichtungen umfangreiches Material bereitstellt /BGE 21/.

3.3.4.3 Landessammelstellen

Landessammelstellen sind Zwischenlager für schwach radioaktive Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung, die von den Bundesländern unterhalten werden, bis eine Möglichkeit zur Endlagerung realisiert wurde. In einigen Fällen haben sich mehrere Bundesländer zu einer einzigen, gemeinschaftlich betriebenen Sammelstelle zusammengeschlossen, siehe Tab. 3.12. Die Angaben zum Inventar sind /BUN 21b/ entnommen, eine detailliertere Aufschlüsselung der radioaktiven Abfälle (Behältertypen, Container, Fässer) ist dieser Veröffentlichung zu entnehmen.

In den Landessammelstellen werden Rohabfälle (flüssig, fest oder gasförmig), vorbehandelte Abfallprodukte, konditionierte Abfallprodukte und Endlagergebinde gelagert, die in Fässern (Fassungsvermögen 200-400 l), Containern unterschiedlichen Typs, sowie Guss- oder Betonbehältern verwahrt werden. Die Lagerungsbehälter sind darauf ausgelegt, die Abfälle ihren spezifischen Eigenschaften nach (korrosiv, wärmeentwickelnd) sicher zu lagern, sodass Unfälle durch Lagerfehler kaum anzunehmen sind. Dennoch ist es möglich, dass aufgrund chemischer Reaktionen sowohl innerhalb des Abfallmaterials als auch zwischen den Abfällen und Umgebungsmaterialien Wechselwirkungen stattfinden können, z. B. Korrosionen in Abfallgebinden (/SCH 15/). Die Prozesse, die hier wirken, sind jedoch eher langsamer Natur und die Abfälle solcherart bearbeitet, dass kaum realistische Szenarien entworfen werden können, die einen schnellen Einsatz des Strahlenschutzteams zur Bewertung einer zeitkritischen Notfalllage in Landessammelstellen notwendig machen würden.

Tab. 3.12 Landessammelstellen für radioaktive Abfälle in Deutschland (/BUN 21b/)

Bundesland	Betreiber und Standort	Inventar
Baden-Württemberg	KTE, Karlsruhe	
Bayern	Zwischenlager Mitterteich, Mitterteich	EVU-Lagerhalle: Konditionierte Abfallprodukte: 3709 m ³ , Endlagergebinde: 5480 m ³ Sammelstelle: Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 44,3 Mg, Konditionierte Abfallprodukte: 224 m ³

Bundesland	Betreiber und Standort	Inventar
Berlin	Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie, Berlin	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 265,5 Mg, Konditionierte Abfallprodukte: 86 m ³ , Endlagergebinde: 185 m ³
Hessen	Ebsdorfergrund, Roßberg	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 115,1 Mg Konditionierte Abfallprodukte: 82 m ³
Mecklenburg-Vorpommern	Zwischenlager Nord (ZN), Rubenow, Greifswald	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 1,5 Mg ZN: 5048 Brennelemente, 2539 Brennstäbe, 140 Korkillen; Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 4244,7 Mg, Konditionierte Abfallprodukte 2869 m ³ , Endlagergebinde 3828 m ³
Niedersachsen	GNS, Jülich	Außenlager Leese: Konditionierte Abfallprodukte 1319 m ³ , Endlagergebinde 37 m ³
Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich, Jülich	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 22,8 Mg, konditionierte Abfallprodukte 516 m ³
Rheinland-Pfalz	Hoppstädten-Weiersbach	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle 177,3 Mg, konditionierte Abfallprodukte 10 m ³
Sachsen	VKTA Strahlenschutz, Analytik und Entsorgung, Dresden-Rosendorf	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle 79,7 Mg, konditionierte Abfallprodukte 9 m ³
Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum, Geesthacht	Konditionierte Abfallprodukte 55 m ³
Niedersachsen	Zentrale Sammelstelle der Bundeswehr, Munster	Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle: 192 Mg

3.3.4.4 Vorfälle in Abfallbehandlungsanlagen und Lagern weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in einem Endlager und Abfallbehandlungsanlagen wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 oder höher, bei

den beiden letzten Vorkommnissen kam es ebenfalls zu einer erhöhten Ableitung in die Umgebung der Anlage. Letzteres könnte in manchen Fällen zu Anfragen bezüglich des Strahlenschutzes und zu allgemeinen Sicherheitsbedenken führen, auch wenn eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland nicht gegeben war.

- Explosion und Brand eingelagerter radioaktiver Abfälle (2015, Beatty, USA, Endlager, INES 2)
- Personenkontamination nach Absturz eines Plutoniumbehälters (2011, Belgoprocess, Belgien, Abfallbehandlungsanlage, INES 2)
- Aktivitätsinkorporation mit Grenzwertüberschreitung (2009, Richland Perma-Fix, USA, Abfallbehandlungsanlage, INES 2)
- Inkorporation mit Grenzwertüberschreitung beim Sortieren von Abfällen (2006, PEcoS, USA, Abfallbehandlungsanlage, INES 2)
- Hohe Strahlenexposition beim Zerschneiden von Festabfällen (2003, Gremikha, Russland, Abfalllager, INES 2)
- Freisetzung von Tritium aus einer Abfallverpackung (2016, Belgoprocess, Belgien, Abfallbehandlungsanlage, INES 1)
- Leckage aus einem Abfallfass (2005, PEcoS, USA, Abfallbehandlungsanlage – Vorfall fand auf einem Hotelparkplatz im Rahmen des Transports statt, INES 1)

3.3.5 Forschungsreaktoren

Als Forschungsreaktoren bezeichnet man Kernreaktoren, die nicht der Stromerzeugung dienen, sondern unterschiedlichen Zwecken in der Grundlagenforschung, den Materialwissenschaften und der Medizin. Auch im Rahmen (universitärer) Ausbildung stehen Forschungsreaktoren zur Verfügung. Weltweit sind etwa 250 Forschungsreaktoren in Betrieb, die sich durch teils erhebliche Variationen in ihrem Design (Schwimmbadreaktor, TRIGA, Tank-in-Pool Reactor; eigene Länderdesigns z. B. Indien), in der Brennstoffzusammensetzung oder den Operationsmodi (Dauerbetrieb, gepulst) auszeichnen. Zumeist erfolgt eine Unterscheidung nach den Hauptanwendungsbereichen als Neutronenquelle zur Materialprüfung, zur Herstellung von Radionukliden für die Medizin, für Kritikalitäts- und Brennstoffexperimente oder für Ausbildungs- und Trainingszwecke. Die teils sehr lange Betriebsdauer von Forschungsreaktoren und ihre geforderte Flexibilität in ihren Anwendungsbereichen hält besondere Herausforderungen bei der Aufrüstung

von Sicherheitsausstattung und dem Zusammenspiel von Komponenten bereit. Die meisten Forschungsreaktoren arbeiten im Leistungsbereich unter 100 MW_{th} (3000 MW_{th} für typische Leistungsreaktoren) oder mit Nullleistung.

Mit Stand 2021 sind weltweit 220 Forschungsreaktoren in Betrieb, 11 bzw. 14 Forschungsreaktoren sind in Konstruktion bzw. geplant, 13 (58) in Stilllegung (endgültige Abschaltung) und 511 im Rückbau begriffen oder rückgebaut /IAE 21/.

Deutschland betreibt neben fünf Nullleistungsreaktoren noch zwei Forschungsreaktoren: FRMZ (Mainz) und FRM II (Garching bei München). Der Forschungsreaktor BER II (Berlin) hat im Dezember 2019 seinen Betrieb eingestellt.

Vorkommnisse in Forschungsreaktoren haben aufgrund des erheblich geringeren Nuklidinventars (kleine Quellterme) im Vergleich zu Leistungsreaktoren und aufgrund der kleineren maximal möglichen Kerntemperaturen einen geringeren Unfallumfang. Als relevant für potenzielle Unfallbetrachtungen gelten jedoch die manchen Forschungsreaktoren eigenen Arbeitsmodi, zu denen die Änderung der Kerngeometrie zu Experimentierzwecken, kürzere Arbeitszyklen zwischen Abschaltung und Experimenten oder direkte Eingriffe nahe des Reaktorkerns gezählt werden können.

Wie auch in Leistungsreaktoren, lassen sich auslösende Ereignisse in Forschungsreaktoren in verschiedene Ereignisgruppen einteilen, deren Auftreten in verschiedenen Anlagenbetriebszuständen besonders wahrscheinlich bzw. erst möglich ist. Dazu gehören (siehe auch /MAY 19/):

- Transienten (Leistungsbetrieb, Notkühlbetrieb)
- Reaktivitätsstörungen (Leistungsbetrieb)
- Kühlmittelverluststörfälle (Leistungsbetrieb, Notkühlbetrieb, Stillstandsbetrieb, Bereitschaftsbetrieb)
- Einwirkungen von innen (Leistungsbetrieb, Notkühlbetrieb)
- Einwirkungen von außen (Leistungsbetrieb, Notkühlbetrieb, Stillstandsbetrieb, Bereitschaftsbetrieb)

Zu den Rückhaltemechanismen in Forschungsreaktoren gehören Komponenten, die im Wesentlichen auch in Leistungsreaktoren eingesetzt werden. Dazu zählen das Kühlmittel selbst, das wasserlösliche radioaktive Elemente wie etwa Jod zurückhalten kann.

Edelgase werden aufgrund ihrer chemischen Inaktivität nicht von einer (Kühl)wasser-rückhaltung beeinflusst und können im Ereignisfall an die Umgebung abgegeben werden. Das Containment hat neben der rein physischen Barriere zahlreiche eingebaute Sicherheitssysteme, die im Ereignisfall Radioaktivität solcherart zurückhalten sollen, dass kein Austritt in die Atmosphäre zu erwarten ist (Ausnahme: Edelgase). Dazu gehören etwa Belüftungssysteme mit unterschiedlichen Filterkomponenten (Kohle-, Glas-, HEPA-Filter).

3.3.5.1 Forschungsreaktor FRM II

Die Forschungs-Neutronenquelle Heinz Meier-Leibnitz (FRM II) ist ein Forschungsreaktor, der von der Technischen Universität München in Garching betrieben wird. Der drucklose Schwimmbad- oder Poolreaktor, dessen Reaktorkern sich in einem mehrere Meter tiefen, nach oben offenen Wasserbecken befindet, ist mit einer thermischen Nennleistung von 20 MW der leistungstärkste deutsche Forschungsreaktor. Die erzeugten Neutronen (erste Neutronenlieferung März 2004) werden hauptsächlich für Neutronenstrahl-experimente für die Grundlagenforschung in Physik, Materialwissenschaften, Biologie bzw. Medizin und Chemie verwendet. Als Brennstoff dient hochdichtes Uransilizid mit 3 bzw. 1,5 g U/cm³ bei einer Anreicherung des Brennstoffs auf 93 %.

Der FRM II besteht aus dem 42 x 42 Meter² großen quadratischen Reaktorgebäude (Höhe 30 Meter), das neben der Reaktorhalle mit dem Reaktorbecken die Experimentierhalle, ein Absatzbecken, Primärzellen und Heiße Zellen beherbergt; die Neutronen-leiterhalle (55 x 30 Meter²) im Anbau wird über Neutronenleiter mit Neutronen aus dem Reaktor versorgt. Im Kellerbereich mit wasserdruckdichter Isolierung sind verschiedene Komponenten der betrieblichen Infrastruktur untergebracht, ebenso wie eine Vorrichtung zu Lagerung flüssiger radioaktiver Abfälle. Der an das Reaktorgebäude des FRM II an-geschlossene Fortluftkamin weist eine Höhe von 50 Metern auf. Als Teil des Strahlen-schutzkonzeptes des FRM II wird eine fortlaufende Emissions- und Immissionsüberwa-chung vorgenommen. Der Strahlenschutz kontrolliert dazu sowohl über fest installierte Messstellen im Kamin die Fortluft als auch über das Abwasser die abgeleiteten radioak-tiven Stoffe; zusätzlich werden im Rahmen der Umgebungsüberwachung /LFU 21/ Um-gebungsproben regelmäßig auf ihren Gehalt an radioaktiven Isotopen untersucht.

Der Kern des FRM II besteht aus einem einzelnen, zylinderförmigen Brennelement mit 113 evolventenförmig gebogenen Brennstoffplatten mit einer Dicke von 1,36 mm /GER 09/. Die Gesamthöhe beträgt knapp 133 cm bei einem Außendurchmesser im

Kernbereich von 24,3 cm. Das Brennelement enthält rund 8 kg Uran /TUM 14/. Zur Kühlung des Brennelements wird das Leichtwasser des Reaktorbeckens genutzt, das die 2,2 mm breiten Kühlspalten zwischen den Brennelementplatten von oben nach unten durchströmt. Das Brennelement ist umgeben von einem Schwerwasser-Moderator, der sich im Moderatortank befindet. Im inneren des zylindrischen Hohlraums des Brennelements befindet sich ein Hafnium-Beryllium-Regelstab, der über eine Magnetkupplung mit einem Antrieb verbunden ist.

In der Mitte des zylindrischen Brennelements sorgt ein Regelstababsorber für die Leistungs- und Neutronenflussregelung und dient der langsamen Reaktorabschaltung. Fünf Abschaltabsorber im Moderatortank können zu einer Schnellabschaltung des Reaktors federbeschleunigt in eine kern-nahe Position eingefahren werden, wobei bereits vier Stäbe für eine Langzeitunterkritikalität ausreichen. Zur Schnellabschaltung werden sie durch ein Magnet-Auslösesystem vom Antrieb getrennt.

Nach Angaben des Betreibers, der TU München, verfügt der FRM II weltweit über eine der umfassendsten Sicherheitsstrukturen für Forschungsreaktoren /TUM 14/. Dazu gehört, dass der Reaktor, durch die Konstruktion des Brennelements und die physikalischen Gesetzmäßigkeiten bedingt, bei möglichen Störungen von selbst in einen stabilen Betriebszustand übergeht. Bedingt wird dies durch einen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität, sowohl für den Brennstoff als auch für das Kühlmittel, als auch ein negativer Blasenkoeffizient. Ebenso führt eine Vermischung von Leicht- und Schwerwasser zu einer sofortigen Abschaltung des Reaktors.

Das Moderatorkühlsystem dient der Abfuhr der im Moderatortank und seinen Hilfskomponenten entstehenden Wärme an das sekundäre Kühlsystem. Der einsträngige Moderatorkühlkreislauf besteht aus dem Moderatortank und dem Moderator-Kühlsystem. Das gekühlte Wasser wird im unteren Bereich des Moderatortanks eingespeist und oben von der Moderator-Kühlpumpe angesaugt. Dabei kommt es im Kühlkreislauf zu einer Überlagerung von Zwangsumlauf und natürlicher Konvektion /RSK 12/.

Der Großteil der Elemente des Moderatorkühlsystems ist im Kellerbereich des Reaktorgebäudes untergebracht, was neben logistischen auch sicherheitsspezifische Gründe hat. Das Kühlsystem verfügt weiterhin über Armaturen zum Schließen der Rohrleitungen bei einem Beckenwasserverlust, wie er durch einen Abriss einer Moderatorkühlleitung (etwa nach einer Einwirkung von außen wie einem Flugzeugabsturz) möglich ist.

Zwischen Primärzelle und Keller sind Verzögerungsstrecken durch Rohrerweiterungen realisiert, die zum Abklingen der Aktivität des kurzlebigen Isotops N-16 dienen.

Angrenzend an das Reaktorbecken (Tiefe 14 m, 700 m³), das den Kern abschirmt, kühlt und Wärme speichert, befindet sich im Reaktorgebäude das Absatzbecken (Tiefe 8 m) und daran anschließend die wasserdichte Primärzelle. In dieser sind die Primärpumpen und Wärmetauscher untergebracht, die übrigen Komponenten des Primärsystems finden sich im Reaktor und Absatzbecken /TUM 17/.

Das Sekundärkühlsystem ist ein geschlossener Kreislauf, der als gemeinsame Wärmesenke für das Primärkühlsystem, das Reaktorbeckenkühlsystem, das Moderatorkühlsystem und andere Kühlkreisläufe in Experimentaufbauten dient. Die Komponenten des Sekundärkühlsystems sind im Reaktorgebäude untergebracht.

Das einsträngige, im Reaktorgebäude befindliche Beckenkühlsystem mit Wärme führt zusätzlich eingebrachte Wärme, etwa aus dem Moderatortank oder aus Experimenten, an das Sekundärkühlsystem ab. Wärme aus der eigentlichen Brennelementleistung wird nicht über dieses System abgeführt. Das Beckenwasser wird, wie auch das Primärkühlwasser und das Schwerwasser des Moderators, kontinuierlich gereinigt und von Ionenkomponenten befreit.

Nach einer Reaktorabschaltung muss für drei Stunden die Kernkühlung durch eine Zwangsdurchströmung aufrechterhalten werden, um eine Beschädigung der Brennstoffhüllen zu vermeiden. Dies erfolgt über die regulär weiterlaufenden Primärpumpen, die außerdem solcherart mit Schwungrädern versehen sind, dass ein Weiterlaufen für eine bestimmte Zeit nach deren Abschalten ermöglicht wird. Bei Ausfall der Primärpumpen wird die Kernkühlung durch drei vorhandene Notkühlpumpen sichergestellt. Diese werden nach einer RESA automatisch vom Reaktorschutzsystem gestartet. Dies geschieht auch bei funktionierenden Primärpumpen, sodass ein Parallelbetrieb realisiert ist.

Nach Abschalten der Primärkühlmittelpumpen oder Notkühlpumpen erfolgt die langfristige Nachwärmeabfuhr im Naturumlauf, wozu vorhandene Naturumlaufklappen selbsttätig öffnen. Das Beckenwasser tritt durch eine Siebvorrichtung in den Zentralkanal ein, durchströmt von unten nach oben das Brennelement und strömt sodann durch die Naturumlaufklappen wieder zurück in das Reaktorbecken.

3.3.5.1.1 Störfälle und meldepflichtige Ereignisse des FRM II

Am FRM II gab es seit Inbetriebnahme 2004 bis Stand Oktober 2021 insgesamt 23 meldepflichtige Ereignisse /BAS 21b/. Ein Ereignis im Jahr 2020 wurde nach der Internationalen Bewertungsskala mit INES 1 bewertet, hierbei kam es zu einer Überschreitung des Jahresgenehmigungswertes von C-14 mit der Abluft /STM 21/. Alle anderen Ereignisse wurden mit INES 0 bewertet und es kam zu keiner Überschreitung von Grenzwerten.

3.3.5.2 Vorfälle in Forschungsreaktoren und Forschungszentren weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in Forschungsreaktoren und Forschungszentren wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 oder höher fallen; bei allen außer zwei Vorkommnissen kam es ebenfalls zu einer erhöhten Ableitung in die Umgebung der Anlage. Letzteres könnte in manchen Fällen zu Anfragen bezüglich des Strahlenschutzes und zu allgemeinen Sicherheitsbedenken führen, auch wenn eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland nicht gegeben war.

- Erhöhte Ableitung von Iod-131 in die Umgebung (2008, IRE Fleurus, Belgien, Isotopenproduktionsanlage, INES 3)
- Unzulässige Strahlenexposition (2015, Swierk, Polen, Forschungszentrum, INES 2, keine Umgebungsableitung)
- Unzulässige Strahlenexposition bei Demontagearbeiten in einem Plutoniumlabor (1999, Chalk River, Kanada, Kernforschungszentrum, INES 2, keine Umgebungsableitung)
- Jodfreisetzung aus undichtem Brennelementbehälter (2016, IFE Halden, Norwegen, Forschungsreaktor, INES 1)
- Unvorhergesehene Ableitung von Xenon-133 (2012, IRE Fleurus, Belgien, Isotopenproduktionsanlage, INES 1)
- Grenzwertüberschreitung bei gasförmigen Ableitungen (2011, Saclay, Frankreich, Kernforschungszentrum, INES 1)
- Geringfügig erhöhte Aktivitätsabgabe in die Umgebung (2008, Saclay, Frankreich, Kernforschungszentrum, INES 1)

- Verlust einer Verpackung mit radioaktivem Iod-125 (2006, Saclay, Frankreich, Kernforschungszentrum, INES 1)
- Jodfreisetzung mit erhöhter Ableitung in die Umgebung (2003, Saclay, Frankreich, Kernforschungszentrum, INES 1)
- Verlust eines Versandstücks mit radioaktivem Material (2004, Saclay, Frankreich, Kernforschungszentrum, INES 1)

3.3.6 Wiederaufarbeitungsanlagen

Die chemisch-physikalische Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen ist ein Teil des Brennstoffkreislaufs in der Nuklear-Industrie und dient der Auftrennung des in Reaktoren verwendeten Brennstoffs in wiederverwertbare Anteile und radioaktiven Abfall

In Deutschland gibt es keine Wiederaufarbeitungsanlagen. Auf dem europäischen Festland verfügt Frankreich über zwei Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague. Die Anlage UP2-800/La Hague bearbeitet französische Brennelemente, die ähnliche Anlage UP3/La Hague ist für die Wiederaufarbeitung von ausländischen Brennelementen vorgesehen. In Großbritannien gibt es mit Sellafield (früher Windscale) zwei Anlagen, die der Wiederaufarbeitungsanlagen dienen: die Anlage *B205* für metallische Brennelemente aus den britischen Magnox-Reaktoren, *THORP* für oxidische Brennstoffe aus britischen und ausländischen Reaktoren.

3.3.7 Konversionsanlagen

Natürlich vorkommendes Uran besteht zu 0,72% aus U-235, welches durch thermische Neutronen spaltbar ist und das einzige in der Natur vorkommende Nuklid ist, das eine Kernspaltungs-Kettenreaktion erhalten kann. Das Natururan ist zwar für den Einsatz in Schwerwasser- und Graphit-moderierten Reaktoren geeignet, die gängigeren Leichtwasserreaktoren benötigen allerdings Uran, dessen Gehalt an U-235 auf rund 3-5 % erhöht wurde; der Einsatz von hochangereichertem Uran erfordert sogar einen Anteil von mehr als 20 % U-235.

Alle heute angewandten Anreicherungsverfahren nutzen Uranhexafluorid, welches über mehrere Zwischenschritte aus dem beim Abbau erhaltenen Yellowcake hergestellt wird. Dazu sind spezielle Anlagen erforderlich, welche die Umwandlungskette Yellowcake – UranylNitrat – Urantrioxid & Urandioxid – Uranhexafluorid durchführen.

Als Variante nutzen manche Konversionsanlagen auch andere Ausgangsstoffe wie Uraninit bzw. Urantetrafluorid, das in anderen Anlagen aus Yellowcake produziert wurde.

In Deutschland gibt es keine Urankonversionsanlagen. Auf dem europäischen Festland verfügt Frankreich über zwei Konversionsanlagen, Pierrelatte (für Uranhexafluorid) und Tricastin (für Uraninit, FEP). In Großbritannien gibt es mit Springfields (für Uranhexafluorid) und Capenhurst (für Uraninit, FEP) zwei weitere Anlagen.

3.3.7.1 Vorfälle in Konversionsanlagen weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in Konversionsanlagen wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 (kein Vorfall fiel in eine höhere Kategorie) fielen und bei denen eine erhöhte Ableitung in die Umgebung der Anlage verzeichnet wurde. Letzteres könnte in manchen Fällen zu Anfragen bezüglich des Strahlenschutzes und zu allgemeinen Sicherheitsbedenken führen, auch wenn eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland nicht gegeben war.

- Überschreitung von Ableitungsgrenzwerten für C-14 (2008, Tricastin, Frankreich, Anreicherung Gasdiffusion, INES 1)
- Überlaufen eines Tanks mit uranhaltiger Lösung (2008, Tricastin, Frankreich, Anreicherung Gasdiffusion, INES 1)
- UF_6 -Freisetzung (2003, Metropolis, USA, Konversionsanlage, INES 1)
- Überflutung mit geringfügiger Uranabgabe in die Umgebung (2001, Pierrelatte, Frankreich, Anlage für Konversion-Anreicherung-Brennelementfertigung, INES 1)
- Zum Unfall in Tokaimura siehe Kapitel 3.3.2.2 (Tokai-Mura, Japan, INES 4)

3.3.8 Uranbergbau

Unter Uranbergbau versteht man die Gewinnung von Uran aus Uranlagerstätten. Zu den Ländern mit den größten Uranvorräten und -anteilen an der weltweiten Uranförderung zählen Kasachstan, Kanada, Australien, Niger, Namibia, Russland und zu kleineren Anteilen Usbekistan, USA, China, Malawi und Ukraine /IAE 18a/.

Die Gewinnungsmethode richtet sich nach den Eigenschaften der Uranlagerstätten wie Tektonik, Tiefe, Erzgehalt oder Nebengestein und erfolgt im Tagebau, Tiefbau oder

durch Lösungsbergbau (in-situ-Laugung). Je nach Abbaumethode entstehen unterschiedlich große Mengen an radioaktiv kontaminierten Nebenprodukten wie Grubenwasser, Abraum oder Lösungsmitteln (zumeist verdünnte Schwefelsäure im Falle des Lösungsbergbaus), die unter radiologischen Gesichtspunkten gehandhabt werden müssen.

Bei der Aufarbeitung des Uranerzes wird durch physikalische und chemische Verfahren das vorhandene Erz vom übrigen Gestein getrennt. Dazu muss das Erz zerkleinert und gemahlen werden, anschließend wird mit einer Säure oder Lauge das Uran herausgelöst. Ein zusätzliches Oxidationsmittel führt das Uran vom chemisch schlecht löslichen 4-wertigen in den gut löslichen 6-wertigen Zustand über, womit in Folge rund 90 Prozent des im Erz befindlichen Urans gewonnen werden kann. Zusätzliches Filtern und Dekantieren entfernt unerwünschte Nebensstoffe, die Zugabe von Ammoniak fällt Ammoniumdiuranat (Yellowcake) aus, das in getrockneter Form bis zu 80 Gewichtsprozent Uran enthält. Auch die Rückstände der Aufbereitung (feine Stäube, Schlämme) müssen langfristig sicher entsorgt und gelagert werden, da sie neben Schwermetallen insbesondere die radioaktiven Zerfallsprodukte des Urans enthalten. Die Größe, (sicherheits-)technische Einrichtung der Anlagen und Ausstattung der Arbeiter, die politische und soziale Lage der Uranbergbauländer sowie die internationalen Verflechtungen mit Uranabnehmern variieren teils beträchtlich. Auch sind Fördermengen stark von marktwirtschaftlichen Bedingungen abhängig, was die Rentabilität und damit die Auslastung des Uranbergbaus entscheidend mitbestimmt.

Die planmäßige Produktion von Uran endete in Deutschland bereits 1990, seitdem fielen durch umfangreiche Sanierungsarbeiten der Abbaustätten in Sachsen und Thüringen /BUN 21c/ jedoch weiterhin uranhaltige Abfälle an (insgesamt rund 3350 Tonnen Uran), die jedoch wirtschaftlich keine Relevanz hatten. Der letzte Transport umfasste ein knapp 20 Tonnen schweres Gemisch aus Uranoxid und Wasser, das an die US-Firma Nuclear Fuels verkauft wurde; seit dem 1. Juni 2021 gehört Deutschland nicht mehr zu den uraniumproduzierenden Ländern.

3.3.8.1 Vorfälle in Uranbergwerken weltweit

Von den weltweiten Vorfällen in Urananreicherungsanlagen wurden hier solche Vorfälle exemplarisch gewählt, die in die Kategorie INES 1 (kein Vorfall fiel in eine höhere Kategorie) fielen und bei denen eine erhöhte Ableitung in die Umgebung der Anlage verzeichnet wurde. Letzteres könnte in manchen Fällen zu Anfragen bezüglich des

Strahlenschutzes und zu allgemeinen Sicherheitsbedenken führen, auch wenn eine direkte Gefährdung durch die Vorfälle in Deutschland nicht gegeben war.

- Freisetzung von Radium und Uran aus einer schadhaften Rohrleitung (2016, Key Lake, Kanada, Uranmine, INES 1)
- Unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Abwässer, 60 m³ (2002, Beverley, Australien, Urangewinnung, INES 1)

3.4 Transportunfall

Transportunfälle umfassen Notfälle im Zusammenhang mit der Beförderung von radioaktivem Material mit Straßen-, Schienen- oder Luftfahrzeugen, in deren Folge Schutzmaßnahmen im Bundesgebiet und oder für deutsche Bürger im Ausland erforderlich werden können. Dies gilt insbesondere für Transporte im Sinne von § 27 StrlSchG, § 4 AtG, Gefahrgutbeförderungsgesetz (GGBefG).

3.4.1 Typische Inventare

Transportunfälle sind grundsätzlich mit sämtlichen in Deutschland zugelassenen Behältern, gemäß Tab. 3.13, denkbar. Die Tabelle enthält zusätzlich Angaben zum Inventar und sofern verfügbar Hinweise zu entsprechenden Unfallanalysen.

Tab. 3.13 In Deutschland zugelassene und anerkannte Behälter zum Transport radioaktiver Stoffe

Versandstück/ Behälter	Inventar	Vorliegende Analysen/ Erfahrungen
freigestellte Versandstücke	Freigestellte (Aktivitäts-)Mengen radioaktiver Stoffe (z. B. Feuermelder, klinische Reagenzien)	
Industrierversandstücke vom Typ IP-1, Typ IP-2 oder Typ IP-3	Stoffe mit geringer spezifischer Aktivität (LSA = Low Specific Activity) oder oberflächenkontaminierte Gegenstände (SCO = Surface Contaminated Objects)	
Typ A-Versandstücke	radioaktive Stoffe in Mengen, die ein begrenztes radiologisches Gefährdungspotential	/IAE 03/, /LAN 04/

Versandstück/ Behälter	Inventar	Vorliegende Analysen/ Erfahrungen
	darstellen (z. B. radiopharmazeutische Produkte)	
Typ B-Versandstücke	größere (Aktivitäts-)Mengen radioaktiver Stoffe (z. B. abgebrannte Brennelemente)	/NRC 00/, /SCH 10/, /LAN 05/, /IAE 02a/
Zugelassene Behälter		
Gammaradiografiegerät TELETRON SU 50	Ir-192 (2,8 TBq), Se-75 (4,5 TBq), jeweils als radioaktiver Stoff in besonderer Form	
Gammaradiografiegerät TELETRON SU 100	Ir-192 (4,8 TBq) als radioaktiver Stoff in besonderer Form	
Gammaradiografiegerät TELETRON SU 100 V	Ir-192 (5,9 TBq) als radioaktiver Stoff in besonderer Form	
MOSAIK II-15, II-15U, II-15T ISAR, II-15T/F ISAR	radioaktiver Abfall aus kerntechnischen Anlagen	
MOSAIK II-15 EI, II-15 U EI	radioaktiver Abfall aus kerntechnischen Anlagen, Strahlerköpfe medizinischer Gammabestrahlungsanlagen	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR Ic; Typ-B	16 bestrahlte SWR-Brennelemente	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR IIa; Typ-B	9 bestrahlte DWR-Brennelemente	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR KRB-MOX; Typ-B	beschädigte Brennelemente des WWER-440 Reaktors	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR THTR/AVR; Typ-B	kugelförmige THTR- und AVR-Brennelemente	
BU-D Behälter	abgereichertes, natürliches und/oder angereichertes Uran	
RA-3D Shipping Container	2 unbestrahlte SWR-Brennelemente (9x9, 10x10)	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR 440/84; Typ-B	84 bestrahlte DWR-Brennelemente (WWER-70 oder WWER-440)	

Versandstück/ Behälter	Inventar	Vorliegende Analysen/ Erfahrungen
Transport- und Lagerbehälter CASTOR V/19; Typ-B	19 bestrahlte DWR- und DWR-MOX-Brennelemente	/FET 99/
Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR2; Typ-B	bestrahlte Brennelemente und Uranfilter aus Forschungsreaktoren	
Transport- und Lagerbehälter TS 28 V	verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR HAW 20/28 CG; Typ-B	verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	/FET 99/
Transport- und Lagerbehälter CASTOR V/52; Typ-B	bis zu 52 bestrahlte SWR- und SWR-MOX-Brennelemente	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR V/19; Typ-B	bis zu 19 bestrahlte DWR- und DWR-MOX-Brennelemente	/FET 99/
Transport- und Lagerbehälter CASTOR HAW28M	Typ-B; verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	
Transportbehälter GNS 16; bestrahlte Brennelemente	Sonder-Brennelemente und Brennstoffplatten aus Forschungsreaktoren	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR HAW 20/28; Typ-B	verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	/FET 99/
TN85	verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	
Brennelement-Transportbehälter Typ ANF-10	max. 2 unbestrahlte SWR-Brennelemente oder unbestrahlte DWR- oder SWR-Brennstäbe	
Brennelement-Transportbehälter Typ ANF-18	max. 2 unbestrahlte DWR-BE AN	
Stahlcontainer Typ IV	feste radioaktive Abfälle (LSA-II), die Uran (abgereichert, natürlich oder angereichert) in Form von Uranoxid enthalten	

Versandstück/ Behälter	Inventar	Vorliegende Analysen/ Erfahrungen
Stahlcontainer Typ VI	feste, nicht brennbare Abfälle aus der BE-Fertigung	
NCS 45	Uranoxid in Form von Brennstäben, Brennstababschnitten, Pellets oder Pelletbruchstücke	
Pellet-Transportbehälter Typ ANF-50	Uranoxid als LSA-II oder LSA-III (Pellets, Pelletbruchstücke, Pelletabrieb, Pulver)	/LAN 05/
Transport- und Lagerbehälter TN 24 E	bis zu 21 bestrahlte oder unbestrahlte DWR- und DWR-MOX-Brennelemente	
Stahlcontainer Typ IV	feste Abfallprodukte (LSA II, LSA III)	
Transportbehälter ANF-50; Typ-A	Uranoxid (Pellets, Pelletbruchstücke, Pelletabrieb, Pulver)	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR KNK; Typ-B	bestrahlte Brennstäbe der Kernreaktoranlage KNK II	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR V/19; Typ-B	19 bestrahlte DWR- und DWR-MOX-Brennelemente	
Transport- und Lagerbehälter CASTOR V/52; Typ-B	bis zu 52 SWR- und SWR-MOX-Brennelemente GNS	
CASTOR MTR3; Typ-B;	5 bestrahlte BE des Forschungsreaktors FRM II	
Anerkannte Behälter		
CERCA 01	ein unbestrahltes FRM-II-Brennelement	
FCC3	unbestrahlte DWR-Brennelemente (max. 2) oder DWR-Brennstäbe	
FCC4	unbestrahlte DWR-Brennelemente (max. 2) oder DWR-Brennstäbe	
Embrace	unbestrahlte SWR-Brennelemente (max. 2) oder Brennstäbe für SWR-Brennelemente	

Versandstück/ Behälter	Inventar	Vorliegende Analysen/ Erfahrungen
Traveller STD/Traveller XL/Traveller VVER	1 unbestrahltes DWR-Brennelement oder unbestrahlte UO_2 -Brennstäbe	
RAJ-II	SWR-Brennelemente (max. 2) oder Urankarbidstäbe oder Uranoxidbrennstäbe	
MST-30	angereichertes UF_6	
R72	bestrahlte oder unbestrahlte UO_2 - oder MOX-Brennstäbe	
Model No. S300	Pu-Be-Quellen oder Pu, das nicht als Neutronenquelle dient	
MARIANNE	bis zu 8 bestrahlte Platten aus Aluminium-angereichertem U-Aluminium	
UX-30	UF_6	
TNF-XI	unbestrahltes angereichertes Uranoxid (Pulver, Pellets oder Pelletbruchstücke)	

3.4.2 Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen

Mögliche unfallbedingte Freisetzungen von radioaktivem Material umfassen die Beförderung mit Straßen-, Schienen- und Luftfahrzeugen. Eine Zusammenstellung von vorliegenden Analysen zu Transportunfällen findet sich in Tab. 3.14.

Tab. 3.14 Vorliegende Analysen zu Transportunfällen

Szenario	Information zu Freisetzungen	Referenz
Beförderung radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	Freisetzungsanteile für 6 Abfallgebindegruppen und 9 Belastungsklassen	/GRS 17/,/GRS 04/, /LAN 04/
Beförderung radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Transportstudie Konrad)	Freisetzungsanteile für 9 Belastungsklassen, 8 Abfallgebindegruppen, 6 Abfallproduktgruppen	/GRS 10/
Vertiefung und Ergänzung ausgewählter Aspekte der Transportstudie Konrad	Freisetzungsanteile bei thermischer und mechanischer Lasteinwirkung für verschiedenen Elementgruppen (nach Dampfdruck)	/GRS 13/

Szenario	Information zu Freisetzungen	Referenz
UF ₆ -Transport	Freisetzung beim Brand von Typ-H(M)-Versandstücken und US48Y-Behältern, die nicht den Anforderungen an die thermische Auslegung entsprechen	/IAE 02a/
Straßentransportunfall mit 48Y-Behältern gefüllt mit natürlichem UF ₆	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit von Leckgröße, Branddauer und -intensität	
Unfälle bei Abfalltransporten zum Endlager Morsleben	Freisetzungsanteile für 9 Belastungsklassen, 8 Abfallgebindegruppen, 6 Abfallproduktgruppen	/FET 93/, /LAN 04/
Risikostudie zum Straßentransport von Typ-A-Versandstücken		/LAN 04/
Brennelementverhalten in Experimenten mit hoher mechanischer Belastung		/LAN 04/
Sicherheitstechnische Untersuchungen für Schienentransporte mit hohem Aktivitätsinventar	Cs-Freisetzung aus CASTOR V/19 und CASTOR HAW 20/28 CG für 9 Belastungsklassen	/FET 99/
Plutonium Transporte	Freisetzungsanteile für Plutonium-Transportbehälter	/NRC 77/
Uboot K-159: Freisetzungsszenarien im Zusammenhang mit der Druckentlastung des Primärkreislaufs	Cs-137 Freisetzungen ins Meerwasser in Abhängigkeit von der Zeit nach Druckentlastung	/HOS 17/
Uboot K-159: Unfallszenarien mit Auslösung einer spontanen Kettenreaktion	Freisetzung von Edelgasen, I/Br, Cs, Ru/Te, La, Ba, Ce, Pr, Nd, Sr, Y, Zr, Nb	/HOS 17/
Postulierte Unfälle mit Pu-238 bei der Sonnenexplorationsmission Ulysses	Shuttle, das beim Start oder in der Nähe des Starts explodiert Einschlag eines explodierenden Feststoffraketen-Boosters in das RIG in einer Höhe von 100000 Fuß	/GOL 90/
Untersuchungen zum Risiko von PuO ₂ -Lufttransporten	Freisetzungsfaktoren für verschiedene Unfallszenarien	
Transportunfälle mit Typ-A-Versandstücken	Freisetzungsanteile für diverse Versandstücke und	/IAE 03/

Szenario	Information zu Freisetzungen	Referenz
	Unfallszenarien, auch in Abhängigkeit von den Materialeigenschaften, Brand	
Aerosolfreisetzungsverhalten von nicht fixierten LSA II-Materialien bei mechanischer Beanspruchung	Einfluss von Energieeintrag (Aufprallgeschwindigkeit, Fallhöhe), Gebindegröße, Gebindehülle und Stoffeigenschaften auf die Freisetzung	/LAN 05/
Verhalten von Brennstäben mit hohem Abbrand bei mechanischen Unfallbelastungen beim Transport	Biegeversuche	/SCH 10/
Lufttransportunfall mit Typ C-Versandstücken	Freisetzung innerhalb des Flugzeugs bei unterstelltem Behälterversagen	
Typ-B-Versandstück mit Uranfiltern, die langanhaltendem Feuer und Integritätsverlust ausgesetzt sind	Freisetzungsanteile für kleine Partikel (0 – 10 µm)	
Unfall zweier Güterzüge im Tunnel Typ B(U)-Behälter (MOSAIK-Behälter Typ II) mit radioaktivem Inventar	Freisetzungsverhalten bei Branddauer 7 h, Brandtemperatur 800 °C, einhüllender Brand	/BÜT 14/
18 LKW-Unfall-Szenarien und 20 Zug-Unfallszenarien mit Beteiligung von Typ-B-Behältern mit bestrahlten Brennelementen	Freisetzungsanteile für Kr, Cs, Ru und Partikel	/NRC 00/

Für Vorkommnisse beim Transport von radioaktiven Stoffen kann aufgrund der begrenzten involvierten Aktivitätsmengen ein Überschreiten der INES-Stufe 5 nach dem Aspekt Auswirkung auf Mensch und Umwelt im Allgemeinen ausgeschlossen werden /SEN 17/.

3.4.2.1 Beispiel: Transport bestrahlter Brennelemente in unfallsicheren Typ-B(U)-Verpackungen auf dem Schienenweg

Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Beurteilung von Transporten bestrahlter Brennelemente in unfallsicheren Typ-B(U)-Verpackungen auf dem Schienenweg mit dem Ziel einer Bestandsaufnahme, Fortentwicklung und Anwendung von probabilistischen Analysemethoden einschließlich der Bereitstellung der erforderlichen Basisdaten zur Bestimmung und Bewertung des potentiellen radiologischen Risikos derartiger

Transporte wurde Ende der 90er Jahre von der GRS durchgeführt /FET 99/. In diesem Rahmen wurde unter anderem das Verhalten der zur Beförderung großer Aktivitätsmengen eingesetzten Verpackungsarten unter unfallbedingten mechanischen und thermischen Lasteinwirkungen untersucht und diskutiert. Die in Form von bestrahlten Brennelementen aus Leistungsreaktoren und hochradioaktiven Wiederaufarbeitungsabfällen beförderten Aktivitätsmengen liegen typischerweise in einem Wertebereich von 100 000 - 400 000 TBq pro Transportbehälter. Es wurden die bei Unfallereignissen zu erwartenden mechanischen und thermischen Belastungen für verschiedene Unfallabläufe, die naturgemäß in weiten Grenzen variieren und beispielsweise von leichten Stoßbelastungen bis zu schweren auslegungsüberschreitenden Lasteinwirkungen mit der Folge einer eventuellen Beeinträchtigung der Abschirmungs- oder Umschließungsfunktion eines radioaktiven Gutes reichen können, untersucht und die potentielle Aktivitätsfreisetzung (Freisetzungsanteile) in den Behälterinnenraum bzw. in die Umgebung abgeschätzt.

Denkbare Unfallszenarien während des Schienentransports umfassen Entgleisung, Zusammenstoß, Aufprall, Zusammenprall (zwischen einem bewegten Eisenbahnfahrzeug und einem Straßenfahrzeug oder zwischen einem Straßenfahrzeug und einem stehenden Eisenbahnfahrzeug (mit oder ohne nachfolgende Entgleisung)), Brand oder Explosion und sonstige Bahnbetriebsunfälle. Die Art und Schwere der auf das Transportmittel und die Verpackung eines radioaktiven Gutes einwirkenden mechanischen und/oder thermischen Belastungen bestimmen in Verbindung mit dem Versagen und der Versagensform einer Verpackung und dem Verhalten des radioaktiven Verpackungsinhaltes unter Unfallbelastungen eine mögliche Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung. Um das breite Spektrum der möglichen unfallbedingten Lasteinwirkungen zu beschreiben, werden die Unfallereignisse verschiedenen Belastungsklassen (BK) zugeordnet, die ein innerhalb einer bestimmten Bandbreite liegendes einheitliches „Belastungsszenarium“ der zu erwartenden unfallbedingten mechanischen/thermischen Lasteinwirkungen repräsentieren. In der hier betrachteten Untersuchung erfolgte eine Einteilung in neun Belastungsklassen, die in Tab. 3.15 angegeben sind. Die wesentlichen Bestimmungsgrößen des Zuordnungsschemas sind die potenzielle Aufprallgeschwindigkeit eines Versandstückes auf ein Hindernis/Objekt und der den thermischen Energieeintrag bestimmende Brandzeit-Temperatur-Verlauf eines schweren Schadensfeuers. Die Belastungsklassen BK 1 (potenzielle Aufprallgeschwindigkeit bis 35 km/h), BK 4 (potenzielle Aufprallgeschwindigkeit zwischen 36 und 80 km/h) und BK 7 (potenzielle Aufprallgeschwindigkeit über 80 km/h) repräsentieren hierbei die Unfallereignisse, bei denen die auftretenden Behälterbelastungen ausschließlich mechanischer Art sind. Die übrigen

Belastungsklassen repräsentieren dagegen Unfallereignisse, bei denen kombiniert mit einer unfallbedingten mechanischen auch thermische Behälterbelastungen auftreten.

Tab. 3.15 Definitionsschema zur Kategorisierung von Transportunfällen nach der Art und Schwere der unfallbedingten Lasteinwirkungen (Belastungsklassen)

Geschwindigkeit	Keine thermische Einwirkung	30-minütiges 800°C Feuer	60-minütiges 800°C Feuer
< 35 km/h	BK 1	BK 2	BK 3
36 – 80 km/h	BK 4	BK 5	BK 6
> 80 km/h	BK 7	BK 8	BK 9

Die für ausgewählte Transport- und Unfallbedingungen durchgeführten exemplarischen Wärmetransport- und Temperaturfeldberechnungen für CASTOR V/19 Transportbehälter zeigten, dass die auftretenden Temperaturen unter der Einwirkung eines vollumschließenden halbstündigen 800°C Brandes deutlich unterhalb des Temperaturniveaus bleiben, bei dem nachteilige Auswirkungen auf Behälterbauteile zu erwarten sind, die für die Dichtheit, Abschirmung oder Kritikalitätssicherheit eines Transportbehälters für große (wärmeentwickelnde) Aktivitätsmengen von Bedeutung sind. Dieses Unfallszenario entspricht allerdings ohnehin dem Referenzbrand, der der Zulassung von unfallsicheren Typ B Transportbehältern entsprechend den Prüfvorschriften Transportvorschriften zugrunde liegt. Die Realisierung einer Flammentemperaturen von 800°C ist nur in speziellen Konfigurationen möglich, z. B. Schweißbrenner. Lediglich in geschlossenen Räumen mit ungünstiger Strahlungsgeometrie können sich höhere Temperaturen ergeben.

Als weiteres Beispiel einer auslegungsüberschreitenden thermischen Behälterbeanspruchung wurde das Brandszenarium eines vollständig umhüllenden Feuers mit einer mittleren Flammentemperatur von 1000 °C betrachtet. Die Dichtwirkung des Doppeldeckel-Dichtsystems wäre der betrachteten Untersuchung zufolge selbst bei einem halbstündigen, vollumschließenden 1000 °C Brand bei angebrachten Stoßdämpfern nicht in Frage gestellt.

Bei Transportbehältern für hochradioaktive verglaste Abfälle besteht das Multi-Barriersystem zum Aktivitätseinschluss im Einzelnen aus dem Glaskörper mit den eingeschmolzenen Spalt- und Aktivierungsprodukten, der Edelstahlummantelung des Glaskörpers und dem dickwandigen, massiven Behälterkörper einschl. des Deckeldichtsystems. Eine Aktivitätsfreisetzung aus einem Transportbehälter dieser Bauart setzt notwendigerweise voraus, dass alle aktivitätsumschließenden Barrieren des Schutzsystems unfallbedingt gleichzeitig beschädigt werden. Ein solcher Schadensumfang, bei

dem alle aktivitätsumschließenden Barrieren des Einschlusssystems gleichzeitig versagen sei nur bei Lasteinwirkungen und damit verbundenen Behälterbeanspruchungen denkbar, die weit über die Auslegungsanforderungen für Typ B Versandstücke hinausgehen. Auch bei Behälterbelastungen bis zu 110 km/h ist ein vollständiges Versagen der Aktivitätsumschließung und Abschirmung bei diesen Behältertypen aufgrund des Materialverhaltens und der erheblichen auslegungsbedingten Sicherheitsreserven praktisch nicht zu erwarten, sondern auf plastisch-elastische Verformungen des äußeren Behältermantels bzw. Deckelsystems beschränkt.

3.4.3 Bisherige Unfälle

Tab. 3.16 bietet eine Übersicht zu Berichten über schwerwiegende reale Transportunfälle.

Tab. 3.16 Berichte über reale Transportunfälle

Szenario	Referenz
Feststellung einer unzulässig erhöhten Dosisleistung von 33 mSv/h an einem Versandstück mit Strahlern (5 Stück. Cs-137, insgesamt 53,65 GBq) an einem Flughafen (Strahler außerhalb des Abschirmbehälters)	/GRS 14/
Verkehrsunfall beim Überholen eines PKW mit Anhänger, der 82 Typ-A- und freigestellte Versandstücke enthielt, bei 80–90 km/h	/IAE 02a/
Unfall mit Brand bei der Landung eines Passagierflugzeugs mit 40 Versandstücken, die radioaktives Material enthielten	/IAE 02a/
Verkehrsunfall beim Transport von Yellowcake	/IAE 02a/
Straßentransportunfall mit freigestellten Versandstücken und Typ-A-Versandstücken von Radiopharmazeutika	/IAE 02a/
Zusammenstellung von Unfällen beim Transport radioaktiver Stoffe mit 103 beschädigten Versandstücke (u.a. 83 Typ-A-Versandstücke, 2 Typ-B-Versandstücke)	/CAS 92/
Freisetzung von mehreren Kilogramm waffenfähigen Plutoniums bei Abstürzen mit mehreren Atomwaffen bestückter US-amerikanischer B-52-Bomber über Thule und Palomares	/UNI 85/

3.4.4 Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs

Typ A-Versandstücke sollen bei „kleineren“ Zwischenfällen (Sendungen können von Fahrzeugen herabfallen oder aus ähnlicher Höhe fallen gelassen werden, sie können dem Regen ausgesetzt werden, von einem scharfen Gegenstand, der die Außenschicht durchdringen kann, getroffen werden, oder es kann andere Ladung auf ihnen gestapelt werden) während der Beförderung unversehrt bleiben. Die Grenzwerte für die

Höchstmengen an Radionukliden, die in solchen Versandstücken befördert werden dürfen, stellen sicher, dass bei einem Freiwerden des Inhalts durch Beschädigung von Typ A-Versandstücken bei einem Unfall die Gefahren durch äußere Strahlung, Inkorporation oder Kontamination nur gering sind. /BMV 13/ Daher wird hier keine weiterer Analysebedarf gesehen. Das gilt gleichermaßen auch für freigestellte Versandstücke und Industrieversandstücke vom Typ IP-1, Typ IP-2 oder Typ IP-3.

Auch Transportunfällen beim Transport von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung sind überwiegend mit so geringen Freisetzungen verbunden, dass potenzielle Strahlenexpositionen auch ohne Annahme von Gegenmaßnahmen deutlich unterhalb der natürlichen Strahlenexposition eines Jahres liegen. So würden in 150 m Entfernung in 9 von 10 im Rahmen der Transportstudie Konrad /GRS 10/ untersuchten Transportunfällen mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe, die berechneten Werte der effektiven Dosis unterhalb von 0,02 mSv bleiben und in 99 von 100 solchen Ereignissen unterhalb von 0,3 mSv. Weitergehender Analysebedarf kann sich ggf. aus geänderten Randbedingungen ergeben.

Weiterer Analysebedarf ergibt sich für Typ-B-Versandstücke insbesondere im Hinblick auf das zu erwartende zunehmende Transportaufkommen im Zusammenhang mit der Einlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in einem zu errichtenden Endlager.

3.5 Radiologische Notfälle

Radiologische Notfälle umfassen eine große Bandbreite von Ereignissen. Dazu zählen Unfälle beim Umgang mit radioaktiven Quellen oder anderen Strahlungsquellen in industriellen, medizinischen, militärischen oder Forschungseinrichtungen; Ereignisse im Zusammenhang mit herrenlosen und unbefugt gehandelten Strahlenquellen, sofern es sich nicht um eine vorsätzliche Straftat handelt; illegal entsorgte radioaktive oder radioaktiv kontaminierte Abfälle; Brände und Explosionen in einem kontaminierten Gebiet und Notfälle im Zusammenhang mit Raumfahrzeugen, die radioaktives Material transportieren oder enthalten, sofern das den Notfall auslösende Ereignis vor dem Start oder nach der Landung eintritt.

3.5.1 Mögliche unfallbedingte Freisetzungsmechanismen

Radiologische Notfälle mit radioaktiven Quellen lassen sich unterteilen in

- Zwischenfälle mit Freisetzungen von radioaktiven Stoffen an die Umgebung, die eine lokale Kontamination verursachen
- Zwischenfälle ohne Freisetzungen von radioaktiven Stoffen, aber mit der Gefahr einer erhöhten Exposition durch die Strahlenquelle, z. B. Verlust, Diebstahl und Fund einer gefährlichen Strahlenquelle; Fehlbestrahlungen

Zwischenfälle mit Freisetzungen von radioaktiven Stoffen an die Umgebung umfassen z. B. Metallbrände mit Strahlenquellen, eine Strahlenquelle in einer Metallschmelze, Überfahren einer Sonde zur radiometrischen Dichtebestimmung, Beschädigung der Strahlenquelle. Bei Laborunfällen in Forschungseinrichtungen oder medizinischen Einrichtungen sowie besonderen Vorkommnissen in der Medizin ist eine größere signifikante Freisetzung in die Umgebung nicht zu erwarten. Zwischenfälle beim Transport von Strahlenquellen werden in Abschnitt 3.4 betrachtet.

3.5.2 Typische Inventare

Typische Anwendungsbereiche von gängigen radioaktiven Quellen sind zusammen mit den entsprechenden typischen Nukliden und Aktivitäten in Tab. 3.17 zusammengestellt.

Tab. 3.17 Gängige radioaktiven Quellen, nach /IAE 07b/

Typische Anwendungsbereiche	Typische Nuklide und Aktivitäten	Kat. nach IAEA
Bestrahlungseinrichtungen	Sterilisation und Lebensmittelkonservierung Co-60 37 PBq (bis zu 185 PBq) Selbstabschirmende Bestrahlungseinrichtungen Cs-137 560 TBq Co-60 930 TBq Bestrahlungseinrichtungen für Blut und Gewebe Cs-137 260 TBq Co-60 89 TBq	1
Teletherapie	Multi-Strahl-Teletherapie (gamma knife) Co-60 260 TBq Teletherapie Co-60 550 TBq Cs-137 19 TBq (bis zu 370 TBq Co-60)	1

Typische Anwendungsbereiche	Typische Nuklide und Aktivitäten	Kat. nach IAEA
Thermoelektrischer Generator (engl. Radioisotope thermoelectric generator, RTG)	Raumfahrt (werden selten gefunden) Pu-238, Sr-90 Herzschrittmacher (geringe Aktivität) Generatoren in abgelegenen Regionen Sr-90 1,85 PBq	1
Industrielle Radiographie	Co-60 3,7 TBq Ir-192 5,5 TBq Se-75 3 TBq Yb-169 740 GBq Tm-170 5.6 TBq Cs-137 370 GBq	2
Brachytherapie Hoch- und Mitteldosisleistungsanwendungen	Ir-192 bis zu 20 Quellen mit je bis zu 500 GBq Cs-137 bis zu 40 Quellen mit je bis zu 1.5 GBq Co-60 bis zu 20 Quellen mit je bis zu 1.5 GBq	2
Brachytherapie Niedrigdosisleistungsanwendungen	Cs-137 19 GBq Ra-226 560 MBq I-125 1.5 GBq Ir-192 19 GBq Au-198 3 GBq Cf-252 3.1 GBq	4
Niedrigdosisleistungsbrachytherapie mit Augenplatten	Sr-90 930 MBq Ru/Rh-106 22 MBq Pd-103 1.1 GBq	5
Permanente Niedrigdosisimplantate	I-125 50 MBq Pd-103 50 MBq	5
Bohrlochprotokollierung	Am/Be 740 GBq Cs-137 74 GBq Cf-252 1.1 GBq	3
Füllstandmesser	Cs-137 190 GBq Co-60 190 GBq	3
Förderbandmesser	Cs-137 110 GBq Cf-252 1.4 GBq	3
Hochofenmesser	Co-60 7 GBq	3
Baggermesser	Co-60 28 GBq Cs-137 74 GBq	3
Gestängekaliber	Cs-137 74 GBq	3
Pipelineraupe	Ir-192 5.5 TBq Se-75 2.9 TBq	3
Füllstandmesser	Am-241 2.2 GBq Cs-137 2.2 GBq Co-60 870 MBq	4

Typische Anwendungsbereiche	Typische Nuklide und Aktivitäten	Kat. nach IAEA
Dickemesser	Kr-85 37 GBq Sr-90 3.7 GBq Am-241 22 GBq Pm-147 1.9 GBq Cm-244 15 GBq	4
Diagnostischer Isotopengenerator	Mo-99 Technetium Generator 37 GBq	3 - 4
Nukleare Dichtemesser	Am/Be 1.9 GBq Cs-137 370 MBq Ra-226 74 MBq Cf-252 2.2 MBq	3 - 4
Statische Eliminatoren	Am-241 1.1 GBq Po-210 1.1 GBq	4
Osteodensitometrie	Cd-109 740 MBq Gd-153 37 GBq I-125 19 GBq Am-241 5 GBq	4
Transportable Messgeräte	Cs-137 Ra-226 Am-241/Be Cf-252	4
Medizinisch unverschlossen	I-131 3.7 GBq	4
	P-32 22 GBq	5
Röntgenfluoreszenzgeräte	Fe-55 740 MBq Cd-109 1.1 GBq Co-57 930 MBq Am-241 1.85 GBq Cm-244 3.7 GBq	5
Blitzschutzvorrichtungen (Blitzableiter)	Am-241 48 MBq Ra-226 1.1 MBq H-3 7.4 GBq	5
Mößbauerspektroskopie	Co-57 1.9 GBq	5
Elektroneneinfangdetektor	Ni-63 370 MBq H-3 9.3 GBq	5
Positronen-Emissions-Tomographie	Ge-68 F-18	5
Selbstleuchtendes Hinweisschild	H-3 740 GBq	5
Kalibrations- und Referenzstrahler	Große Bandbreite an Isotopen 37 MBq	5

3.5.3 Bisherige radiologische Notfälle

Bisherige bekannte Unfälle mit Hochradioaktiven Strahlenquellen, bei denen es zu Freisetzungen gekommen ist, sind zusammen mit dem Inventar und den Auswirkungen in Tab. 3.18 zusammengestellt.

Tab. 3.18 Bisherige bekannte Unfälle mit Hochradioaktiven Strahlenquellen, bei denen es zu einer Freisetzung gekommen ist

Ereignis	Inventar	Auswirkungen	Referenz
Juarez, Mexico, 1977	Co-60 37 TBq	75 Personen 0,25 – 7 Gy 814 Gebäude abgerissen 20.000 m ³ Abfall	/BLA 84/
Goiânia, Brasilien 1987 Zerstörung eines Strahlentherapiegeräts	Cs-137 51 TBq	4 Tote (4,5 - > 6 Gy), zwei überlebende mit ähnlich hohen Dosen 20 Personen wurden im Krankenhaus behandelt (Berliner Blau) 21 Personen > 1 Gy 28 Personen mit Erythem der Haut 112000 Personen wurden auf Kontamination überprüft, 249 Personen kontaminiert 129 Inkorporation 42 Häuser mussten dekontaminiert werden 2 km ² kontaminiertes Gebiet 3500 m ³ Abfall	/IAEA 88/
Haan, Deutschland, 2017 Freisetzung von Selen-75 bei Reparaturversuch an einer Quelle zur zerstörungsfreien Materialprüfung	Se-75 1.35 TBq	Folgedosen der unmittelbar Betroffenen Mitarbeiter: 2.95mSv, 3.26mSv, 2.85mSv Weitere Personen: 1.19mSv, 1.46mSv, 1.15mSv, 1.06mSv, 1.20mSv, 1.90mSv, 1.05mSv, 1.79mSv Die Kontamination wurde in weitere Teile des Gebäudes verschleppt (Luftzug, Schuhe, Hände, Kleidung...) Kontaminationen blieben auf das Betriebsgelände, sowie vereinzelt Gebrauchsgegenstände/Kleidung der Mitarbeiter beschränkt Nachbarn und Bevölkerung waren nicht betroffen	/SCH 17/

Bei der Mehrzahl der bekannten radiologischen Notfälle hat keine Freisetzung stattgefunden, die radiologischen Folgen ergeben sich entsprechend aus einer Exposition durch Direktstrahlung. Tab. 3.19 enthält eine entsprechende Zusammenstellung einiger Ereignisse und deren Auswirkungen.

Tab. 3.19 Reale radiologische Notfälle ohne Freisetzung von radioaktivem Material

Ereignis	Auswirkungen	Referenz
Chilca, Peru, 2012 Radiographie-Kameraeinheit mit einer 4366 GBq Ir-192 Quelle	Ganzkörperdosis (Gy) bis zu 4, Verlust mehrerer Fingerglieder, 5 Beteiligte	/IAE 18b/
Lia, Georgien, 2001 Fund von thermoelektrischen Generatoren des Beta M Types, mit einer Aktivität von 1295–1480 TBq	3,1 Gy: Tot nach 893 Tagen 4,4 Gy: Entlassung nach 502 Tagen 1,3 Gy: Entlassung nach 50 Tagen	/IAE 14/
Nueva Aldea, Chile, 2005 3.33 TBq Ir-192 Quelle	1,3-1,5 Gy: Erytheme der Haut <0,5 Gy: Erythem der Haut an der rechten Hand <0,25 Gy Und weitere	/IAE 09/
Cochabamba, Bolivien, 2002 industrielle ¹⁹² Ir-Quelle 0.67 TBq, Quelle verblieb außerhalb der Abschirmung und wurde über 8 Stunden in einem Passagierbus transportiert	Arbeiter 1: 0,92 Gy Arbeiter 2 + 3: 0,83Gy Passagiere: < 3 Gy	/IAE 04a/
Lilo, Georgien, 1997 10 Cs-137 Quellen mit Aktivitäten bis zu 164 GBq	Exposition von Soldaten über mehrere Monate Erythem der Haut	/IAE 20/
Tammiku, Estland, 1994 Diebstahl einer Quelle mit 150 GBq - 7.4 TBq Cs-137	1 Toter 1 toter Hund 2 Verletzte	/IAE 98a/
Bialystok; Polen, 2001 Fehlfunktion eines Linearbeschleunigers	Fehlbestrahlung von 5 Patienten Erythem der Haut	/IAE 04b/
San Jose, Costa Rica, 1997 Co-60 Quelle mit fehlerhafter Kalibration	Fehlbestrahlung von 115 Patienten	/IAE 98b/
Shiraz, Iran, 2004 Verbrennung eines Containers mit einer Am-Be- und drei Cs-137-Quellen	Kollektive effektive Dosis < 21 mSv	/MIA 07/
Samut Prakarn, Thailand, 2000 Demontage der Abschirmung einer Teletherapie-Quelle (15.7 TBq ⁶⁰ Co) durch einen Schrotthändler	10 Opfer, darunter 3 Tote	/IAE 02b/

Ereignis	Auswirkungen	Referenz
Istanbul, Türkei 1998/1999 Demontage der Abschirmung einer 3.3 TBq-Co-60-Quelle	18 Personen, darunter 7 Kinder, wurden in Krankenhaus eingewie- sen, 10 Erwachsene zeigten Symptome eines akuten Strah- lemsyndroms	/IAE 00/

3.5.4 Diskussion des zusätzlichen Analysebedarfs

Strahlenquellen können ernste Gesundheitsschäden bei den Betroffenen hervorrufen, wenn diese in der Regel keine oder nur wenig Kenntnis von der Gefährlichkeit der Strahlenquelle haben und nicht über entsprechende Kenntnisse für eine sichere Handhabung verfügen. Wird eine solche Strahlenquelle zerstört, kann dies erhebliche Expositionen für die Betroffenen und Kontaminationen nach sich ziehen. Zusätzlicher Analysebedarf wird hier insbesondere im Zusammenhang mit Strahlenquellen der IAEA Kategorie 1 gesehen.

3.6 Satellitenabsturz

In Satelliten werden zur Energieversorgung im Weltraum chemische Batterien, Solarzellen, Radionuklidbatterien oder Kernreaktoren verwendet. Die beiden letzteren enthalten radioaktive Stoffe, die bei nicht bestimmungsgemäßem Ablauf der Mission zu einer Strahlenbelastung der Bevölkerung führen können. Eingesetzt werden diese nuklearen Energieversorgungssysteme bisher von den USA und Russland (früher UdSSR) /UNO 22/.

In der Zukunft könnten zusätzlich Raumflugkörper mit nuklearem Antrieb zum Einsatz kommen, die aktuell beispielsweise im Raumfahrtprogramm der USA erforscht werden. So ist das Ziel des Forschungsprojekts DARCO (eng. Demonstration Rocket for Agile Cislunar Operations) die Demonstration eines nuklearen thermischen Antriebssystems (engl. Nuclear Thermal Propulsion, NTP) in der Umlaufbahn /INL 15/.

3.6.1 Raumflugkörper mit Nuklidinventar

Radionuklidbatterie

In Radionuklidbatterien (engl. Radioisotope Thermoelectric Generator, RTG) wird die Zerfallswärme von radioaktivem Material zur Energiegewinnung genutzt. RTG wandeln

die erzeugte Wärme mittels thermoelektrischer Konversion in elektrische Energie um. Die durch den radioaktiven Zerfall erzeugte Wärme wird auch direkt für die erforderliche Erwärmung von Instrumenten, Ventilen, Rohren usw. verwendet. Die meisten Radionuklidbatterien nutzen Pu-238 mit einer Halbwertszeit von 88 Jahren, andere Radioisotope wie etwa Po-210 (Kosmos 84, Sowjetunion) wurden in geringerem Umfang genutzt (siehe z.B. /WIK 21b/). Typische Charakteristika einer Radionuklidbatterie sind in Tab. 3.20 angegeben.

Americium-241 kann ebenfalls für RTGs verwendet werden. Das Isotop hat es eine längere Halbwertszeit (432 Jahre) im Vergleich zu Plutonium-238 mit 88 Jahren. Es weist jedoch eine gewisse Gamma-Aktivität auf (8,48 mSv/hr/MBq in einem Meter Höhe) und wurde bisher nicht berücksichtigt. Die Europäische Weltraumorganisation will es jedoch nutzen. In einem RTG wird etwa die doppelte Masse an reinem Am-241 im Vergleich zu Pu-238 benötigt /BAR 22/.

Satelliten im unteren Erdorbit (typischerweise unter 1500 km) mit RTG an Bord sind nach 1972 nicht mehr gestartet worden. RTG werden jedoch immer noch bei interplanetaren Missionen eingesetzt. Beispiele für solche Missionen sind Galileo (NASA-Mission zum Jupiter, Start 1989), Ulysses (NASA/ESA-Mission zur Sonne, Start 1990), Mars-96 (ROSCOSMOS/ESA-Mission zum Mars (gescheitert), Start 1996), Cassini (NASA-Mission zum Saturn, Start 1997) oder New Horizons (NASA-Mission zum Pluto, Start 2006). Es wird erwartet, dass zukünftige Weltraummissionen, deren Energiebedarf nicht durch Sonnenenergie gedeckt werden kann, ebenfalls auf nukleare Energiequellen angewiesen sein werden /INL 15/, /IAE 05/, /UNO 22/.

Tab. 3.20 Typische Charakteristika einer Radionuklidbatterie, aus /IAE 96/

Durchmesser	43 cm
Länge	113 cm
Gewicht	56 kg
Aktivität Pu-238	4,8 10^{15} Bq
Strahlenexpositionsrate in 1 m Entfernung	0,6-0,7 mSv/h

Kernreaktor

Kernreaktoren wurden für Satellitenmissionen in der unteren Erdumlaufbahn verwendet und zwischen 1965 und 1988 gestartet. Bei all diesen Missionen wurden kleine

Spaltreaktoren mit einer thermischen Leistung zwischen einigen zehn bis etwa 150 kW eingesetzt, die hoch angereichertes Uran als Kernbrennstoff verwenden. Bis auf einen Satelliten aus amerikanischer Produktion stammen sie aus sowjetischer Produktion und wurden für niedrig fliegende Aufklärungssatelliten (COSMOS-Programm) verwendet. Derzeit gibt es keine konkreten Pläne für künftige Weltraummissionen mit Kernreaktoren an Bord. Wissenschaftliche Konzepte für Reaktoren, die im Weltraum eingesetzt werden sollen, werden jedoch noch entwickelt. Das radioaktive Inventar eines beispielhaften Kernreaktors mit 100 kW thermischer Leistung ist in Tab. 3.21 angegeben.

Tab. 3.21 Aktivitäten relevanter Spaltprodukte eines Kernreaktors mit einer thermischen Leistung von 100 kW nach verschiedenen Betriebszeiten /IAE 96/

Nuklid	Halbwertszeit in Tagen	Aktivität nach 50 Ta- gen [Bq]	Aktivität nach 4 Mo- naten [Bq]	Aktivität nach 9 Mo- naten [Bq]
Zr-95	65	9,5E14	1,7E15	2,2E15
Nb-95	35	3,7E14	1,2E15	2,0E15
Mo-99	67	2,1E15	2,1E15	2,1E15
Ru-103	40	6,2E14	9,3E14	1,0E15
I-131	8	9,9E14	1,0E15	1,0E15
Te-132	78	1,5E15	1,5E15	1,5E15
Cs-137	10950	6,8E12	1,7E13	3,7E13
Ba-140	13	2,0E15	2,2E15	2,2E15
Ce-141	33	1,3E15	1,9E15	2E15
Ce-144	284	2,2E14	4,9E14	9,3E14
Nd-147	11	7,5E14	7,9E14	7,9E14

In den Weltraum gestartete Gegenstände mit Nuklidinventar

Das Übereinkommen über die Registrierung der in den Weltraum gestarteten Gegenstände, kurz Weltraumregistrierungsübereinkommen (engl. Convention on Registration of Objects Launched into Outer Space /UN 74/) ist Bestandteil des Weltraumrechts und verpflichtet alle Vertragsstaaten, ihre in eine Erdumlaufbahn oder darüber hinaus gestarteten Weltraumgegenstände in einem eigenen Register zu erfassen. Die Angaben sollen im Schadensfall die Identifizierung des Weltraumgegenstands und damit die Klärung von Haftungsfragen nach dem Übereinkommen über die völkerrechtliche Haftung für Schäden durch Weltraumgegenstände ermöglichen. Seit 1962 wird von den Vereinten

Nationen ein entsprechendes Register gepflegt /UNO 22/. In Tab. 3.22 sind alle Objekte des Registers aufgelistet, für welche eine kerntechnische Energiequelle (engl. Nuclear Power Source, NPS) angegeben wurde. Insgesamt trifft dies auf 65 Objekte zu, von denen sich 40 noch in einem Orbit um die Erde befinden.

Tab. 3.22 In den Weltraum gestartete Objekte mit kerntechnischer Energiequelle. Auszug aus dem Register des Büros der Vereinten Nationen für Weltraumfragen /UNO 22/. Die Informationen in eckigen Klammern stammen aus anderen Quellen und wurden den Vereinten Nationen nicht offiziell mitgeteilt

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
[MARS 2020 (INGENUITY)]	[USA]	[2021-04-03]	[on Mars]		Not registered with the United Nations. International Designator not assigned. Date of launch is date of deployment from Mars 2020 Perseverance.
Mars 2020 [PERSEVERANCE]	USA	30.07.2020	[on Mars]	Spacecraft engaged in practical applications and uses of space technology such as weather or communications	Notification of nuclear power source in A/AC.105/1233.
MSL [(MARS SCIENCE LABORATORY, CURIOSITY)]	USA	26.11.2011	[on Mars]	Spacecraft engaged in practical applications and uses of space technology such as weather or communications	Notification of nuclear power source provided in A/AC.105/1012.
NEW HORIZONS	USA	19.01.2006	heliocentric	Spacecraft engaged in practical applications and uses of space technology such as weather or communications	Reported as carrying a nuclear power source in A/AC.105/864.
[CASSINI/HUYGENS]	USA	15.10.1997	[deorbited]	Spacecraft engaged in investigation of space-flight techniques and technology	Reported as NPS satellite. Deorbited into Saturn's atmosphere on 15 September 2017.

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
MARS 96	Russian Federation	16.11.1996	decayed	Global study of the surface of Mars...Transfer...to flight path to Mars did not take place...entered the dense layers of the atmosphere and broke up, with individual fragments falling into the water areas of the Pacific ocean (see reg document for full te	Notification of NPS in A/AC.105/647 & 648.
ULYSSES	ESA, USA	06.10.1990	[helio-centric]	Scientific spacecraft in the framework of the international solar/polar mission. It will be the first spacecraft to fly over the poles of the sun .	Registered also by USA in ST/SG/SER.E/250. Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
[ULYSSES]	USA, ESA	06.10.1990	[helio-centric]	Research and exploration of the upper atmosphere or outer space.	Registered also by ESA in ST/SG/SER.E/266. Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
[GALILEO]	USA	18.10.1989	[deorbited]	Spacecraft engaged in research and exploration of the upper atmosphere or outer space	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
COSMOS 1932	USSR	14.03.1988	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	---
COSMOS 1900	USSR	12.12.1987	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space. Radio contact lost 4.88. Safety system separated nuclear plant from satellite 1.10. and transfered it to long-life orbit at about 720 km. Remaining part decayed above Indian Ocean 2.10.88.	Registered as NPS satellite. See ST/SG/SER.E/176 & Add.1-6 for more information.

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
COSMOS 1867	USSR	10.07.1987	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 18/06/1988. Estimated duration of orbit (years): 400
COSMOS 1860	USSR	19.06.1987	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	DoL is 18/06/1987 using GMT. NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 28/07/1987. Est. duration of orbit (yrs): 1200 (reactor); 2670 (core)
COSMOS 1818	USSR	01.02.1987	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 24/06/1987. Estimated duration of orbit (years): 400
COSMOS 1771	USSR	20.08.1986	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 16/10/1986. Estimated duration of orbit (years): 1280 (reactor); 2840 (core)
COSMOS 1736	USSR	21.03.1986	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 21/06/1986. Estimated duration of orbit (years): 1430 (reactor); 3340 (core)
COSMOS 1677	USSR	23.08.1985	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 23/10/1985. Estimated duration of orbit (years): 1200
COSMOS 1670	USSR	01.08.1985	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 22/10/1985. Estimated duration of orbit (years): 1280
COSMOS 1607	USSR	31.10.1984	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 01/02/1985. Estimated duration of orbit (years): 1220 (reactor); 2690 (core)

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
COSMOS 1579	USSR	29.06.1984	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 27/09/1984. Estimated duration of orbit (years): 1180 (reactor); 2640 (core)
COSMOS 1412	USSR	02.10.1982	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 10/11/1982. Estimated duration of orbit (years): 1180 (reactor); 2510 (core)
COSMOS 1402	USSR	30.08.1982	[decayed]	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	Registered as NPS satellite. Further information regarding status in ST/SG/SER.E/72 Add.1-4. Final decay registered in ST/SG/SER.E/080
COSMOS 1372	USSR	01.06.1982	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 10/08/1982. Estimated duration of orbit (years): 1150 (reactor); 2490 (core)
COSMOS 1365	USSR	14.05.1982	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 27/09/1982. Estimated duration of orbit (years): 1060 (reactor); 2460 (core)
COSMOS 1299	USSR	24.08.1981	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 05/09/1981. Estimated duration of orbit (years): 1170 (reactor); 2680 (core)
COSMOS 1266	USSR	21.04.1981	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 29/04/1981. Estimated duration of orbit (years): 1000 (reactor); 2280 (core)

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
COSMOS 1249	USSR	05.03.1981	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 19/06/1981. Estimated duration of orbit (years): 1160 (reactor); 2640 (core)
COSMOS 1176	USSR	29.04.1980	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Fuel core ejected into storage orbit 10/09/1980. Estimated duration of orbit (years): 910 (reactor); 2020 (core)
COSMOS 954	USSR	18.09.1977	[decayed]	Investigation of the upper atmosphere and outer space	Satellite decayed scattering radioactive debris over Canada
COSMOS 952	USSR	16.09.1977	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 07/10/1977. Estimated duration of orbit (years): 1660
[VOYAGER 1]	USA	05.09.1977	[interstellar]	Spacecraft engaged in research and exploration of the upper atmosphere or outer space	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
[VOYAGER 2]	USA	20.08.1977	[interstellar]	Spacecraft engaged in research and exploration of the upper atmosphere or outer space	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
COSMOS 861	USSR	21.10.1976	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 20/12/1976. Estimated duration of orbit (years): 1,810
COSMOS 860	USSR	17.10.1976	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space	NPS satellite. Reactor shut down 10/11/1976. Estimated duration of orbit (years): 1,870
[LES 9]	USA	15.03.1976	in GSO	Practical applications of space technology	-----
[LES 8]	USA	15.03.1976	in GSO	Practical applications of space technology	-----

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
COSMOS 785	USSR	12.12.1975	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 12/12/1975. Estimated duration of orbit (years): 1970
[VIKING 2 - LANDER]	USA	09.09.1975	[on Mars]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used onboard Lander.
[VIKING 1 - LANDER]	USA	20.08.1975	[on Mars]	Space research and exploration.	Function amended in A/AC.105/INF.354. Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used onboard Lander.
COSMOS 724	USSR	07.04.1975	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 11/06/1975. Estimated duration of orbit (years): 1110
COSMOS 723	USSR	02.04.1975	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 15/05/1975. Estimated duration of orbit (years): 1450
COSMOS 654	USSR	17.05.1974	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 30/07/1974. Estimated duration of orbit (years): 2000
COSMOS 651	USSR	15.05.1974	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 25/07/1974. Estimated duration of orbit (years): 1260
COSMOS 626	USSR	27.12.1973	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 10/02/1974. Estimated duration of orbit (years): 1610
[PIONEER 11]	USA	06.04.1973	[interstellar]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
[APOLLO 17]	USA	07.12.1972	[recovered]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used in Apollo Lunar Surface Experiment Package.

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
[TRIAD 01-1X (TRANSIT)]	USA	02.09.1972	in orbit	Practical applications of space based technology.	-----
COSMOS 516	USSR	21.08.1972	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 25/09/1972. Estimated duration of orbit (years): 2120
[APOLLO 16]	USA	16.04.1972	[recovered]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used in Apollo Lunar Surface Experiment Package.
[PIONEER 10]	USA	03.03.1972	[interstellar]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources.
COSMOS 469	USSR	25.12.1971	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 03/01/1972. Estimated duration of orbit (years): 2170
[APOLLO 15]	USA	26.07.1971	[recovered]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used in Apollo Lunar Surface Experiment Package.
COSMOS 402	USSR	01.04.1971	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 01/04/1971. Estimated duration of orbit (years): 2310
[APOLLO 14]	USA	31.01.1971	[recovered]	Space research and exploration.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used in Apollo Lunar Surface Experiment Package.
COSMOS 367	USSR	03.10.1970	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	NPS satellite. Reactor shut down 03/10/1970. Estimated duration of orbit (years): 2010

Name of Space Object	State	Date of Launch	Status	Function of Space Object	Secretariat's Remarks
[APOLLO 13]	USA	11.04.1970	[recovered]	Development of spaceflight techniques and technology.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. Mission aborted. ALSEP NPS located in Tonga Trench, Pacific. No Pu release detected.
[APOLLO 12]	USA	14.11.1969	[recovered]	Development of spaceflight techniques and technology.	Reported as carrying a nuclear power source in reference sources. NPS used in Apollo Lunar Surface Experiment Package.
[NIMBUS 3]	USA	14.04.1969	in orbit	Practical applications of space based technology.	-----
COSMOS 90	USSR	18.09.1965	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	-----
COSMOS 84	USSR	03.09.1965	in orbit	Investigation of the upper atmosphere and outer space.	-----
[SNAPSHOT]	USA	03.04.1965	in orbit	Development of spaceflight techniques and technology.	-----
[TRANSIT 5B-N2]	USA	05.12.1963	in orbit	Development of spaceflight techniques and technology.	-----
[TRANSIT 5B-N1]	USA	28.09.1963	in orbit	Development of spaceflight techniques and technology.	-----
[TRANSIT 4B]	USA	15.11.1961	in orbit	Practical applications of space based technology.	Orbital data updated in A/AC.105/INF.013 & A/AC.105/INF.028.
[TRANSIT 4A]	USA	29.06.1961	in orbit	Practical application of space based technology.	Orbital data updated in A/AC.105/INF.013 & A/AC.105/INF.028.

3.6.2 Bisherige Vorfälle

Bei Raumfahrtmissionen mit nuklearen Energiequellen hat es bereits mehrere Unfälle gegeben. Die meisten von ihnen hatten keine radiologischen Folgen, die Notfall-Gegenmaßnahmen erforderlich machten. Der Grund dafür ist, dass die NPS entweder in der oberen Atmosphäre fein verteilt war (z. B. SNAP-9A RTG des US-Satelliten TRANSIT-5BN-3, 1964; Reaktor des US-SSR-Satelliten COSMOS 1402, 1983) oder die Erde intakt erreichte und geborgen werden konnte (SNAP-19A RTG, NIMBUS-Satellit, 1968). Andere NPS sind vermutlich nach Misserfolgen der Mission in die Ozeane gefallen und wurden nie geborgen (z. B. das RTG, das bei der MARS-96-Mission verwendet wurde) /INL 15/.

Der Satellit COSMOS 1900 wurde im Dezember 1987 gestartet. Im April 1988 brach die Kommunikation mit dem Satelliten in einer niedrigen Umlaufbahn ab, und man befürchtete, dass er in die Erdatmosphäre eintreten und eine radiologische Gefahr darstellen könnte. Glücklicherweise funktionierten die Sicherheitssysteme an Bord von COSMOS 1900 automatisch und brachten den Kernreaktor wieder auf eine höhere Umlaufbahn /USC 88/.

Der Kernreaktor des sowjetischen Radaraufklärungssatelliten COSMOS-1402 trat aufgrund einer Fehlfunktion im Februar 1983 in die Erdatmosphäre ein und zerfiel über dem Südatlantik. Der Reaktor wurde mit etwa 50 kg U-235 betrieben. Die Freisetzung von radioaktivem Uran in die Stratosphäre wurde auf 44 kg abgeschätzt, was auf eine vollständige Desintegration des Kerns schließen lässt. Infolge des Fallouts wurden in Regenproben in Arkansas, USA, Sr-89 und Sr-90 detektiert /LEI 85/, /GUI 85/.

Der Absturz des Satelliten COSMOS 954 führte 1978 zu einer weiträumigen Kontamination eines großen Gebietes in Kanada mit sowohl größeren Fragmenten als auch kleinen Trümmern seines Kernreaktors, obwohl offenbar vorgesehen war, dass der Reaktor verbrennen und sich in der oberen Atmosphäre fein verteilen würde. Der Vorfall hinterließ einen 600 km langen Fußabdruck mit groben und feinen radioaktiven Trümmern, der eine Fläche von mehr als 100 000 km² bedeckte. Es wurden etwa 80 radioaktive Gegenstände gefunden, darunter Berylliumzylinder, Berylliumstäbe, Stahlplatten und Stücke, Flocken und Splitter anderer Materialien. Die höchste Kontaktdosisleistung wurde mit 5000 mSv/h gemessen. Andere Fragmente zeigten Dosisleistungen von bis zu 2000 mSv/h an der Oberfläche und von bis zu 2 mSv/h in 1 m Entfernung. Alle diese Teile wurden in einem Gebiet von etwa 600 km Länge und 20 km Breite gefunden. Bei den

geborgenen Partikeln handelt es sich wahrscheinlich nur um einen kleinen Teil aller beim Wiedereintritt entstandenen Trümmerteile /GUM 80/.

Während der Apollo-13-Mission sollten die Mondlandefähre und ihr SNAP-27 RTG auf dem Mond zurückgelassen werden. Aufgrund einer Explosion wurde die Mondlandefähre jedoch zusammen mit der Kommandokapsel zur Erde zurückgebracht, um die Astronauten mit Lebensmitteln zu versorgen. Vor dem Wiedereintritt wurde die Mondlandefähre (mit dem SNAP-27 RTG an Bord) von der Kommandokapsel abgeworfen. Während des Wiedereintritts, zerfiel die Mondlandefähre und der RTG fiel in den Tonga-Graben des Pazifischen Ozeans. Die anschließende Überwachung und Probenahme ergab keine nachweisbare Radioaktivität, was darauf hindeutet, dass das RTG den Absturz unversehrt überstanden hat /INL 15/.

Am 18. Mai 1968 wurde ein NASA-Wettersatellit Nimbus B mit zwei SNAP-19 RTGs von der Vandenberg Air Force Base in Kalifornien gestartet. Etwa zwei Minuten nach dem Start kam die Rakete vom Kurs ab und löste einen Abbruchbefehl aus. Die durch den Abbruch ausgelöste Explosion zerstörte die Trägerrakete, woraufhin die beiden RTGs in den Santa-Barbara-Kanal nördlich der San-Miguel-Insel vor der kalifornischen Küste fielen. Fünf Monate später wurden die SNAP-19-Einheiten unversehrt vom Meeresboden in einer Tiefe von etwa 100 Meter geborgen. Die Strahlenquelle wurde geborgen und in einem neuen RTG wiederverwendet /INL 15/.

1964 verglühte der Satellit SNAP-9A mit einer Radionuklidbatterie an Bord. Durch das Verglühen der Radionuklidbatterie von SNAP-9A wurden ca. $6 \cdot 10^{14}$ Bq Pu-238 in die Atmosphäre verbracht. Für eine Radionuklidbatterie von der Größenordnung SNAP-9A lassen sich hieraus effektive Dosen von 4 μ Sv abschätzen. Bei der Bewertung dieser Zahlen muss berücksichtigt werden, dass heute z. T. wesentlich größere Radionuklidbatterien eingesetzt werden (die Radionuklidbatterie des schon erwähnten Forschungssatelliten Galileo hat eine um ca. 16-fach höhere Aktivität) /SSK 89/.

3.6.3 Mögliche Freisetzungsmechanismen

Es gibt mehrere Arten von Gefahren, die die Integrität einer Radionuklidbatterie im Falle eines Missionsausfalls in Frage stellen können. Bei Satelliten, die sich noch in der unteren Erdumlaufbahn befinden, kann es zu einem unbeabsichtigten Wiedereintritt kommen, z. B. als Folge einer Kollision mit Weltraummüll. Die Wahrscheinlichkeit eines

solchen Zusammenstoßes steigt mit der Anzahl der Satelliten in der Erdumlaufbahn kontinuierlich an.

Für den Fall eines ungewollten Wiedereintritts wurden NPS entweder so konstruiert, dass sie in der oberen Atmosphäre fein verteilt verglühen oder gegen thermische und mechanische Einwirkungen außer unter extremen Bedingungen (z. B. direkter Aufprall auf festes Gestein) geschützt sind. Die letztgenannte Bauweise wurde für RTG in Satelliten mit niedrigerer Erdumlaufbahn nach 1965 durchweg verwendet. Wenn die Quelle jedoch durch den Zusammenstoß mit Weltraummüll vorgeschädigt ist, ist nicht vorhersehbar, ob die umschließenden Schichten ihre vorgesehene Schutzfunktion erfüllen können.

Für neue Missionen mit NPS an Bord können auch andere Arten von Unfällen von Bedeutung sein. Ein frühzeitiges Startversagen mit einem (möglicherweise beschleunigten) Aufprall aus geringer Höhe kann zu starken mechanischen und thermischen Belastungen (z. B. durch den Raketentreibstoff) führen und einen Zerfall des NPS und eine Dispersion des Treibstoffs zur Folge haben. Solche Unfälle sind jedoch nur in der Region möglich, in der das Raumschiff gestartet wird, und sind daher für die Notfallplanung in Deutschland nicht relevant. Ein Satellitenabsturz in der späteren Startphase aus höherer Höhe ist vergleichbar mit einem ungewollten Wiedereintritt aus einer niedrigeren Umlaufbahn. Die bei den jüngsten Missionen verwendeten RTG sind so ausgelegt, dass sie in einem solchen Fall nach dem Aufprall auf der Erdoberfläche intakt bleiben. Ein ungewollter Wiedereintritt von Raumschiffen während eines Swing-by-Manövers um die Erde ist eine weitere Art von Unfall, die für die Cassini-Mission in Betracht gezogen wurde. In einem solchen Fall kann die Aufprallgeschwindigkeit des RTG die Auslegungsaufprallgeschwindigkeit bei weitem überschreiten und zum Zerfall des NPS und zur Freisetzung von radioaktivem Material führen. Hinsichtlich der Folgen ähnelt ein solcher Fall jedoch einem Wiedereintritt aus der Umlaufbahn oder in der späten Startphase mit der zusätzlichen Annahme, dass die Schutzfunktion der Ummantelung vollständig verloren geht.

Aufbruch in der oberen Atmosphäre von NPS mit Bildung lungengängiger Aerosole

Diese Art der Verbreitung wird zu einer allmählichen globalen Ausbreitung der Kontamination mit der allgemeinen Zirkulation in der Stratosphäre und dem stratosphärischen/troposphärischen Luftmassenaustausch führen und schließlich sehr niedrige Inhalationsdosen bei einer sehr großen Zahl von Menschen verursachen. Solche Auswirkungen

haben keine Relevanz für die Notfallvorsorge und -maßnahmen. Aus diesem Grund wurde bei frühen Weltraumreaktor-Missionen (wie z. B. Systems for Nuclear Auxiliary Power (SNAP)-10A) ein vollständiger Abbrand des Reaktors in der oberen Atmosphäre angestrebt. Die Schwierigkeit, einen vollständigen Abbrand nachzuweisen, führte dazu, dass einige spätere Missionen zu Strategien des intakten Wiedereintritts übergingen. Ein vollständiger Abbrand wird jedoch nur geringe Folgen haben, wenn er erreicht werden kann /ALL 19/.

Aufbruch in der oberen Atmosphäre von NPS mit Bildung von nicht lungengängigen Partikeln

Diese Art der Ausbreitung kann zu einer vergleichsweise geringen Kontamination großer Gebiete führen. Die potenzielle Exposition hängt mit jedwedem Kontakt mit den Strahlungsquellen am Boden zusammen (etwa durch unbeabsichtigtes Aufheben). Ein Teil der durch den COSMOS-954-Unfall verursachten Kontamination war dieser Art zuzuordnen. Für diese Art der Ausbreitung könnten angemessene Überwachungs- und möglicherweise Dekontaminationsvorkehrungen sowie landwirtschaftliche Schutzmaßnahmen im Rahmen der Notfallvorsorge und -bewältigung angemessen sein /ALL 19/.

Zersplitterung in größere Fragmente oder nahezu intakter Aufprall am Boden

Wenn das Radioisotop oder die Kernbrennstoffmatrix durch den Aufprall selbst nicht beeinträchtigt wird, dominiert die direkte Strahlung von großen Fragmenten oder dem NPS als Ganzes die Strahlenexposition. Der Unfall von COSMOS 954 hat gezeigt, dass Hot Spots mit solchen Fragmenten über ein großes Gebiet verstreut sein können /GUM 80/. Außerdem kann radioaktives Material durch chemische Prozesse mobilisiert werden und so in die Umwelt gelangen. Für diese Art der Ausbreitung könnten Überwachungs-, Abschirm- und Rückholvorrichtungen im Rahmen der Notfallvorsorge und -reaktion angemessen sein.

Wenn der NPS oder einige seiner Fragmente auf harten Boden fallen und/oder die Schutzfunktion der Hülle bereits verloren gegangen ist, kann der mechanische Schock durch den Aufprall selbst eine Zerstörung der Brennstoffmatrix verursachen, die wiederum zur Bildung von feinem Aerosol führt. In einem solchen Fall kann die Inhalation ein vorherrschender Expositionspfad in der Nähe des Aufprallorts sein und die Oberflächenkontamination kann lokal hoch sein. In einem solchen Fall können dringende Schutzmaßnahmen sowie Dekontaminations- und landwirtschaftliche Gegenmaßnahmen im Rahmen der Notfallvorsorge und -bekämpfung angemessen sein.

Durch den Aufprall eines intakten Reaktors, bei dem es zu einer Dispersion von Spaltprodukten im Reaktorkern kommt, oder die Dosis, die durch den Aufprall eines intakten Reaktors verursacht wird, der eine Kritikalitätsexkursion auslöst, die den Reaktor zerstört, kann zu Dosen für die Bevölkerung im Bereich von einigen μSv bis zu mehreren Sv führen. Die Dosis, die sich aus der Dispersion der Spaltprodukte ergibt, hängt von drei Faktoren ab:

1. wie lange der Reaktor vor dem Wiedereintritt abgeschaltet war,
2. die thermische Leistung des Reaktors und
3. ob der Reaktor beim Einschlag kritisch wird.

Es kann jedoch davon ausgegangen werden, dass die Dosis in 1 m Höhe im Bereich von einigen mSv bis zu einigen Sv liegen wird. Die Dosis in 1 km Entfernung wird bei den meisten Ausbreitungsunfällen im Bereich von einigen μSv bis einigen 100 mSv liegen /ALL 19/.

Vorhersage des Wiedereintritts

Eine Vorhersage über den Absturzort eines Satelliten auf die Erde ist praktisch nicht möglich. Der genaue Zeitpunkt und die geografische Lage des Wiedereintritts eines Objekts (oder seiner Trümmer) können mit der derzeit verfügbaren Technologie nicht bestimmt werden. Um den Aufschlagsort auf einen Erdteil einzugrenzen, müsste die Prognose für einen Satellitenabsturz auf 15 Minuten genau sein. Selbst wenige Tage vor dem endgültigen Verglühen sind Bahnstörungen und die Wechselwirkungen mit der Atmosphäre zu groß, um den Einschlagszeitpunkt sinnvoll einzugrenzen. Die Inklination der Satellitenbahn bestimmt, welche Breiten nicht überflogen werden und außerhalb der Risikozone sind. Bei einem polaren Satellit mit fast 90° Inklination ist es die gesamte Erdoberfläche, bei einer mit Inklination von beispielsweise 50° der Bereich zwischen 50° Nord und 50° Süd /IAE 96/.

Die Tatsache, dass ein NPS wieder eingetreten ist, wird in der Regel angenommen, wenn er nicht mehr in einer Erdumlaufbahn oder auf seiner Flugbahn beobachtet wird. Dies erfordert Verfolgungsdaten von zwei unabhängigen Standorten und dauert in der Regel etwa 90 Minuten zur Bestätigung.

4 Zusammenfassung

Im Rahmen des Notfallzentrums der GRS bewertet das Team Strahlenschutz bei einem kerntechnischen Unfall die radiologische Situation innerhalb der Anlage und eingetretene oder potenzielle Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Zur Wahrnehmung seiner Aufgaben im GRS-Notfallzentrum stützt sich das Team Strahlenschutz der GRS im Wesentlichen auf seine Fachkompetenz, die bislang im Rahmen verschiedener Forschungsvorhaben zum radiologischen Arbeitsschutz, zur Analyse möglicher radiologischer Freisetzungen im Ereignisverlauf und zum Notfallschutz aufgebaut und weiterentwickelt wurde.

Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens erfolgte die Überprüfung von Referenzszenarien radiologischer und kerntechnischer Notfälle auf potenzielle Freisetzungsmechanismen und Ereignisse mit zusätzlichem Analysebedarf in Bezug auf die radiologische Bewertung im Ereignisfall. Jedes der im allgemeinen Notfallplan des Bundes festzulegenden Referenzszenarien steht für eine Klasse von Ereignissen, die sich bezüglich ihrer Freisetzungsmechanismen und -verläufe unterscheiden können. Die Analysen wurden schwerpunktmäßig für potenzielle Ereignisse durchgeführt, die nach aktuellen Ermessen die höchste Relevanz für die Lagebewertung durch das Radiologische Lagezentrum des Bundes aufweisen.

Die untersuchten Ereignisse umfassen die Bereiche Kernkraftwerke im In- und Ausland, weitere kerntechnische Anlagen, Transport radioaktiver Stoffe, Handhabung radioaktiver Quellen und Satelliten mit Nuklidinventar. Die Ergebnisse des Forschungsvorhabens wurden in einer Wissensdatenbank zusammengetragen, die die Arbeit des Team Strahlenschutz des GRS Notfallzentrums unterstützen wird. Die Mitglieder des Teams Strahlenschutz wurden im Rahmen interner Schulungen mit den Verfahren vertraut gemacht.

Für die Detailbetrachtung von möglichen Ereignissen aus dem breiten Spektrum des Referenzszenarios KKW in Europa wurde ein zusätzlicher Analysebedarf erkannt. Der Forschungsaufwand ergibt sich dabei insbesondere durch die Vielzahl an unterschiedlichen in Betrieb befindlichen Reaktortypen und Baureihen. Darüber hinaus erweitert sich der Forschungsbedarf durch in Bau befindliche Anlagen. Es wird angestrebt, Ereignisse des Referenzszenarios Kernkraftwerke in Europa im Rahmen des Forschungsvorhabens 3622S62587 vertieft durch das Team Strahlenschutz in Hinblick auf die Bewertung im Ereignisfall zu betrachten.

Das Forschungsvorhaben hat einen Beitrag zur Erweiterung der Wissensbasis für die Arbeit des Notfallzentrums der GRS geleistet. Dadurch wird die Fähigkeit der GRS gestärkt, die Erstellung des radiologischen Lagebildes auch bei unvorhergesehen oder bisher in der Planung nicht im Detail berücksichtigten Entwicklungen zeitschnell und fundiert zu unterstützen.

Literaturverzeichnis

- /ABR 99/ Association belge de Radioprotection: CRISIS MANAGEMENT AFTER AN EXTENSIVE RADIOACTIVE CONTAMINATION. Annales de l'Association belge de Radioprotection, Vol. 24, No. 4, 1999.
- /ALL 19/ Allen Camp, Elan Borenstein, Patrick McClure, Paul VanDamme, Susan Voss, Andy Klein: Fission Reactor Inadvertent Reentry, A Report to the Nuclear Power & Propulsion Technical Discipline Team. National Aeronautics and Space Administration (NASA), ., NASA/CR-2019-220397, August 2019.
- /BAR 22/ Barco, A., Ambrosi, R. M., Fongarland, C., Brunet, P., Guguin, Y., Stephenson, K.: Impact tests and modelling for the ESA radioisotope power systems. Bd. 9, Nr. 1, DOI 10.1016/j.jsse.2021.11.001, 2022.
- /BAS 18/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung über, Jahresbericht 2017. Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE), 28 S., 2018.
- /BAS 20/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung überschreite, Jahresbericht 2019. BASE, 28 S., 2020.
- /BAS 21a/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung übersch, Jahresbericht 2020. 28 S., 2021.

- /BAS 21b/ BASE: Forschungsreaktoren in Deutschland: Meldepflichtige Ereignisse seit Inbetriebnahme. Erreichbar unter https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/stoerfallmeldestelle/ereignisse/forschungsreaktoren/forschungsreaktoren.html;jsessionid=4824D7A1EC45CBA3FE3261675A749A84.1_cid382, abgerufen am Oktober 2021.
- /BFE 17a/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung überschreitet, Jahresbericht 2016. 26 S., 2017.
- /BFE 17b/ Bredberg, I., Hutter, J., Kühn, K., Niedzwiedz, K., Philippczyk, F., Thömmes, A.: Statusbericht zur Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland 2016, Abteilung Kerntechnische Sicherheit und atomrechtliche Aussicht und Entsorgung. Hrsg.: Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE), BfE-KE-01/17, 96 S.: Salzgitter, August 2017.
- /BfS 16/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung überschreitet, Jahresbericht 2015. 28 S., 2016.
- /BGE 21/ BGE, B. f. E.: Informationen zur Endlagersuche, Asse, Konrad und Morsleben. Erreichbar unter <https://www.bge.de/de/>, Stand von 2021.
- /BGZ 21/ BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: Das Zwischenlager Ahaus. Erreichbar unter <https://zwischenlager.info/standort/ahaus/>, Stand von 2021.
- /BLA 84/ Blakeslee, S.: NUCLEAR SPILL AT JUAREZ LOOMS AS ONE OF WORST. The New York Times, 1. Mai 1984.
- /BMU 21/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU): Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2019 und Prognose). 93 S., Januar 2021.

- /BMV 13/ Bundesministerium für Verkehr, Bau und Stadtentwicklung (BMVBS) (Hrsg.): Die Beförderung radioaktiver Stoffe. 18. Aufl.: Bonn, 2013.
- /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.
- /BUN 06/ 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 2006. 17 S., 2006.
- /BUN 19/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE): Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland, Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, deren Höchstleistung 50 kW thermische Dauerleistung übers, Jahresbericht 2018. 28 S., 2019.
- /BUN 21a/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Anlagen zur Kernbrennstoffver- und -entsorgung in Deutschland: Meldepflichtige Ereignisse seit Inbetriebnahme. Erreichbar unter https://www.base.bund.de/DE/themen/kt/stoerfallmeldestelle/ereignisse/kernbrennstoff-versorgung-entsorgung/kernbrennstoff-versorgung-entsorgung.html;jsessionid=C5107D1242E48C69EFC534EF9DE7AEDB.1_cid391, Stand von 2021.
- /BUN 21b/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU), www.bmu.de: Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2019 und Prognose). 2021.
- /BUN 21c/ Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi): WISMUT - Bergbausarnierung - Verantwortung übernehmen, Zukunft gestalten Datenblatt. 2021.

- /BÜT 12/ Büttner, U., Dokter, S., Güllmann, V., Kaulard, J., Kilian-Hülsmeier, Y., May, H., Mildenerger, O., Stahl, T., Wetzel, N.: Fukushima Daiichi 11. März 2011, Unfallablauf, radiologische Folgen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-51, 55 S., ISBN 978-3-939355-73-1, Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH: Köln, 2012.
- /BÜT 14/ Büttner, U., Löffler, H., Mildenerger, O., Schmidt, C., Sogalla, M., Stahl, T.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen, Abschlussbericht zum Vorhaben 3611S60006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3770, 115 S.: Köln, November 2014.
- /CAS 92/ Cashwell, C. E., McClure, J. D.: Transportation Accidents/incidents Involving Radioactive Materials (1971-1991). 1992.
- /CLE 10/ Kristien DE CLERCK: HET GEBRUIK VAN NEERSLAGRADAR DATA IN NOODPLANMODELLEN. Hrsg.: Hogeschool Limburg, 2010.
- /ENS 14/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) (Hrsg.): Überprüfung der Referenzszenarien für die Notfallplanung in der Umgebung der Kernkraftwerke, Aktennotiz. ENSI-AN-8293, 44 S., 2014.
- /EUR 13/ European Nuclear Safety Regulators Group (Hrsg.): EU Stress Test. Erreichbar unter <https://www.ensreg.eu/EU-Stress-Tests/>, Stand von 2013.
- /EUR 14/ Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom (Richtlinie 2013/59/Euratom) in der Fassung vom 5. Dezember 2013 (Amtsblatt der Europäischen Union), zuletzt geändert 6. Februar 2014 (Amtsblatt der Europäischen Union 2014, Nr. L 13, S. 1–73).
- /FAN 19/ Federal Agency for Nuclear Control on behalf of Belgium (Hrsg.): Eighth Meeting of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety, National Report. August 2019.

- /FET 93/ Fett, H.-J., Gründler, D., Lange, F., Schwarz, G.: Abfalltransporte zum Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM): Bewertung der Transportsicherheit. GRS-A-2025, Juni 1993.
- /FET 99/ Fett, H.-J., Haider, G., Lange, F., Quade, U., Schrödl, E., Schwarz, G.: Sicherheitstechnische Untersuchungen für Schienentransporte mit hohem Aktivitätsinventar, Abschlußbericht zum Vorhaben SR 2229. GRS-A-2715, 1999.
- /FRA 18/ framatome: Brennelemente und Technologie aus Lingen, Kerntechnische Kompetenzen für Deutschland - jetzt und in der Zukunft. Hrsg.: Advanced Nuclear Fuels GmbH, 8 S., 2018.
- /FRA 21/ framatome: Brennelemente und zugehörige Produkte. Erreichbar unter <https://www.framatome.com/EN/businessnews-1570/brennelemente-und-zugehörige-produkte.html>, Stand von 2021.
- /GER 09/ Gerstenberg, H., Neuhaus, I.: A brief overview of the research reactor FRM II. International Journal of Nuclear Energy Science and Technology, Bd. 4, Nr. 4, S. 265, DOI 10.1504/IJNEST.2009.028587, 2009.
- /GOL 90/ Goldman, M., Nelson, R. C., Bollinger, L., Hoover, M. D.: Potential Health Risks from Postulated Accidents Involving the Pu-238 RTG on the Ulysses Solar Exploration Mission. 1990.
- /GRS 04/ G. Schwarz, H.-J. Fett, F. Lange: Erfassung, Bewertung und Fortentwicklung der sicheren Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2415 (Arbeitspunkt 1): Strahlenexpositionen des Transportpersonals und der Bevölkerung beim normalen (unfallfreien) Transport radioaktiver Stoffe in ausgewählten Anwendungsbereichen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3177/I, März 2004.
- /GRS 10/ Sentuc, F.-N., Brücher, W., Büttner, U., Fett, H.-J., Lange, F., Martens, R., Schmitz, B. M., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-256, 190 S., ISBN 978-3-939355-31-1: Köln, 2010.

- /GRS 13/ Brücher, W., Büttner, U., Eich, P., Martens, R., Richter, C., Schrödl, E., Sentuc, F.-N., Thielen, H.: Vertiefung und Ergänzung ausgewählter Aspekte der Abfalltransportrisikoanalyse für die Standortregion der Schachtanlage Konrad, Abschlussbericht zum Vorhaben 3607R02600 Arbeitspaket 1 Teilaufgaben 11-14. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3684, 162 S.: Köln, Februar 2013.
- /GRS 14/ Sentuc, F.-N.: Untersuchungen zur Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Teil 4: Ereignisse bei der Beförderung, Abschlussbericht zum Arbeitspaket 6. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-364: Köln, September 2014.
- /GRS 16/ Band, S., Borghoff, S., Büttner, U., Eberhard, H., Kaulard, J., Kilian-Hülsmeier, Y., Maqua, M., Mildenerberger, 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.
- /GRS 17/ Richter, C., Forell, B., Sentuc, F.-N.: Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht, Arbeitspaket 3. GRS-Bericht, GRS - 482, 90 S., ISBN 978-3-946607-66-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Oktober 2017.
- /GUI 85/ Guimon, R. K., Sheng, Z. Z., Burchfield, L. A., Kuroda, P. K.: Radioactive strontium fallout from the nuclear-powered satellite Cosmos-1402. Bd. 19, Nr. 4, DOI 10.2343/geochemj.19.229, 1985.
- /GUM 80/ Gummer, W. K., Campbell, F. R., Knight, G. B., Ricard, J. L.: COSMOS 954, The Occurrence and Nature of Recovered Debris. Atomic Energy Control Board, INFO-0006, Mai 1980.

- /HAG 17/ Hage, M., Löffler, H.: Weiterentwicklung eines Analysewerkzeugs zur Quelltermprognose, Technischer Fachbericht : Arbeitspaket 2.2. GRS, Bd. 455, 63 S., ISBN 978-3-946607-37-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, März 2017.
- /HOS 17/ Hosseini, A., Amundsen, I., Brown, J., Dowdall, M., Dyve, J.-E., Klein, H.: Radiological impact assessment for hypothetical accident scenarios involving the Russian nuclear submarine K-159. StrålevernRapport 2017:12, 2017.
- /HSK 06/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) (Hrsg.): Referenzszenarien für den Notfallschutz in der Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke, Ausgabe 2. HSK-AN 6073, 2. Aufl., Oktober 2006.
- /IAE 96/ Internationale Atomenergie Organisation (IAEO): Emergency Planning and Preparedness for Re-entry of a Nuclear Powered Satellite. STI/PUB/1014, 1996.
- /IAE 98a/ International Atom Energie Organisation (IAEO): The Radiological Accident at Tammiku. Pub1053_web, 70 S.: Wien, Österreich, 1998.
- /IAE 98b/ Internationale Atomenergie Organisation (IAEO): Accidental overexposure of radiotherapy patients in San Jose, Costa Rica. 175 S., ISBN 9201020988, International Atomic Energy Agency: Vienna Austria, 1998.
- /IAE 20/ Internationale Atomenergie Organisation (IAEO): The Radiological Accident in Lio. PUB1097, 120 S.: Wien, 2000.
- /IAE 00/ International Atom Energie Organisation (IAEO): The Radiological Accident in Istanbul. STI/PUB/1102, 86 S.: Wien, Österreich, 2000.
- /IAE 02a/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents Involving Radioactive Material, Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. TS-G-1.2 (ST-3): Vienna, Juli 2002.

- /IAE 02b/ International Atomic Energy Agency: The Radiological accident in Samut Prakarn. 52 S., ISBN 9201109024: Vienna, 2002.
- /IAE 03/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Input data for quantifying risks associated with the transport of radioactive material, Final report of a co-ordinated research project, 1996-2000. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-1346, 67 S., ISBN 92-0-101403-1: Vienna, März 2003.
- /IAE 04a/ IAEA: The Radiological Accident in Cochabamba. International Atom Energie Organisation (IAEO), STI/PUB/1199, 65 S.: Wien, Österreich, 2004.
- /IAE 04b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Accidental Overexposure of Radiotherapy Patients in Białystok. IAEA Safety Standards Series, STI/PUB/P1180, 103 S., ISBN 92-0-114203-X: Vienna, Austria, 2004.
- /IAE 05/ IAEA: The role of nuclear power and nuclear propulsion in the peaceful exploration of space. STI/PUB, Bd. 1197, 133 S., ISBN 92 0 107404 2, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2005.
- /IAE 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience, Report of the Chernobyl Forum Expert Group 'Environment'. Wien, 2006.
- /IAE 07a/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. GS-G-2.1: Vienna, Mai 2007.
- /IAE 07b/ Internationale Atom Energie Organisation (IAEO) (Hrsg.): Identification of Radioactive Sources and Devices, Technical Guidance Reference Manual, STI/PUB/1278. IAEA, IAEA Nuclear Security Series, Nr. 5, 154 S.: Wien, Österreich, September 2007.
- /IAE 09/ IAEA: The radiological accident in Nueva Aldea. Internationale Atomenergie-Organisation, STI/PUB, Bd. 1389, STI/PUB/1389, 101 S., ISBN 9789201030092: Vienna, 2009.

- /IAE 14/ IAEA: The radiological accident in Lia, Georgia. International Atom Energie Organisation (IAEO), PUB1660, 166 S.: Wien, Österreich, 2014.
- /IAE 15/ International Atomic Energy Agency (IAEA): The Fukushima Daiichi Accident, Technical Volume 4/5, Radiological Consequences. In: International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): The Fukushima Daiichi Accident. ISBN 978-92-0-107015-9: Vienna, 2015.
- /IAE 18a/ IAEA: World Distribution of Uranium Deposits (UDEPO). IAEA TECDOC Series No. 1843, v.1843, 2016. Aufl., 262 S., ISBN 9789201451194: Vienna, 2018.
- /IAE 18b/ International Atom Energie Organisation (IAEO): The Radiological Accident in Chilca. PUB1776, 132 S.: Wien, Österreich, 2018.
- /IAE 21/ IAEA: Research Reactor Database RRDB. Erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?filter=0>, abgerufen am Oktober 2021.
- /IAE 22/ Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) (Hrsg.): Power Reactor Information System (PRIS), The Database on Nuclear Power Reactors. Erreichbar unter <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>, Stand von 2022.
- /IAEA 88/ International Atomic Energy Agency (IAEA): The Radiological Accident in Goiânia. IAEA Non-serial Publications, STI/PUB/815, 132 S., ISBN 92-0-129088-8: Vienna, 1988.
- /IFA 21/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA): Uranhexafluorid, GESTIS-Stoffdatenbank, Gefahrstoffinformationssystem der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung. Erreichbar unter , Stand von 2021.
- /INL 15/ Idaho National Laboratory: Atomic Power In Space II, A History of Space Nuclear Power and Propulsion in the United States. INL/EXT-15-34409, 2015.

- /IRS 15/ Bentaib, A., Bonneville, H., Cénérino, G., Clément, B., Corenwinder, F., Cranga, M., Ducros, G., Fichot, F., Jacquemain, D., Journeau, C., Koundy, V., Leteinturier, D., Magallon, D., Meignen, R., et al.: Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents, Current State of Knowledge. Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN), Science and Technology Series, ISBN 978-2-7598-1835-8, EDP Sciences: France, 2015.
- /KIE 17/ Kienzler, B.: Flüssige hochradioaktiver Abfälle: Verglasung und andere Optionen. Hrsg.: Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 78 S., 2017.
- /LAN 04/ Lange, F., Schwarz, G., Hörmann, E., Koch, W.: Erfassung, Bewertung und Fortentwicklung der sicheren Beförderung radioaktiver Stoffe. GRS-A-3177-2, August 2004.
- /LAN 05/ Lange, F., Martens, R., Hörmann, E., Koch, W., Nolte, O.: Analyse der Sicherheit bei der Beförderung und Lagerung radioaktiver Stoffe, Quantifizierung der Freisetzung bei Transport- und Handhabungsunfällen, Auftragsnummer 854600. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3265: Köln, Juli 2005.
- /LEI 85/ Leifer, R., Juzdan, Z. R., Kelly, W. R., Fassett, J. D., Eberhardt, K. R.: Detection of uranium from cosmos-1402 in the stratosphere. Bd. 238, Nr. 4826, DOI 10.1126/science.238.4826.512, 1985.
- /LFU 21/ LfU Bayern: Umgebungsüberwachung der kerntechnischen Anlagen in Bayern, FRM II. Erreichbar unter <https://www.lfu.bayern.de/strahlung/umreireiprobe>, Stand von 2021.
- /LÖF 09/ Löffler H., Cester F., Sonnenkalb M., Klein-Hessling W., Voggenberger T.: Erhöhung der Zuverlässigkeit der RODOS-Ergebnisse für eine SWR-Anlage, Abschlussbericht zum BMU/BfS-Vorhaben StSch 4503. Hrsg.: BfS, 2009.
- /MAY 19/ Mayer, G., Utschick, M., Babst, S., Heckmann, K.: PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor. GRS, Bd. 544, 221 S., ISBN 9783947685295, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, 2019.

- /MIA 07/ Mianji, F. A., Rastkhah, N., Kardan, M. R., Mehdizadeh, S., Babakhani, A.: Analysing an accident related to orphan sources including dose assessment. Radiation Protection Dosimetry, Bd. 123, Nr. 3, S. 394–397, DOI 10.1093/rpd/ncl147, 2007.
- /NRC 77/ Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA): Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air & Other Modes. NUREG-0170, Vol. 1., 198 S., 1977.
- /NRC 00/ Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA): Reexamination of Spent Fuel Shipment Risk Estimates. NUREG/CR-6672, Vol. 1, 2000.
- /NRC 17/ L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips: MELCOR Computer Code Manuals. Hrsg.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Version 2.2.9541 2017, 2. Aufl., Januar 2017.
- /OIE 79/ Office of Inspection and Enforcement, U. S. Nuclear Regulatory Commission: Investigation into the 03-28-1979 TMI Accident by the Office of IE. NUREG-0600, 821 S., 1979.
- /REI 10/ Nils Reinke, Walter Erdmann, Holger Nowack, Martin Sonnenkalb: Vergleichende Unfallanalysen für einen DWR vom Typ KONVOI mit den Integralcodes ASTEC V1.33 und MELCOR 1.8.6. GRS - A - 3559, August 2010.
- /RSK 12/ RSK: STELLUNGNAHME - Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). 2012.
- /SCH 10/ Schrödl, E., Brücher, W., Koch, W., Ballheimer, V.: Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten von Brennstäben mit hohem Abbrand bei mechanischen Unfallbelastungen beim Transport. GRS - A - 3490, 2010.
- /SCH 15/ Schleswig-Holsteinische Atomaufsicht: Vermeidung von Korrosionsschäden an Fässern für nicht Wärme entwickelnde radioaktive Abfallstoffe in Schleswig-Holstein einschließlich Lagerstättenkataster. 2015.

- /SCH 17/ Scholl, C.: Unfall mit einer Se-75 HRQ-Quelle. Präsentation, Landesinstitut für Arbeitsgestaltung des Landes Nordrhein-Westfalen, Jahrestagung des LIA.nrw 2017: Düsseldorf, 21. September 2017.
- /SEN 17/ Sentuc, F.-N., Günther, A.: Datenerhebung und Auswertung von Vorkommen bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum Vorhaben 3614R03343, Arbeitspaket 4. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-481, 60 S., Oktober 2017.
- /SOG 20/ Sogalla, M., Stahl, T., Meinerzhagen, F., Holbein, S., Mühr-Ebert, E.: Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis für die Aufgaben des Teams "Strahlenschutz" im Notfallzentrum der GRS. GRS, Bd. 557, 179 S., ISBN 978-3-947685-42-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Februar 2020.
- /SON 98/ Sonnenkalb, M.: Unfallanalysen für DWR mit dem Integralcode MELCOR 1.8.3. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-2579: Köln, Juni 1998.
- /SON 01/ Sonnenkalb, M.: Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-2954: Köln, Dezember 2001.
- /SSK 89/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Strahlenschutzüberlegungen hinsichtlich des Absturzes von nuklearbetriebenen Satelliten, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission. 9 S., Dezember 1989.
- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Heft 37: München, 2004.
- /SSK 14/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Prognose und Abschätzung von Quelltermen bei Kernkraftwerksunfällen, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Juli 2014.

- /SSK 15/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Weiterentwicklung des Notfallschutzes durch Umsetzen der Erfahrungen aus Fukushima, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Februar 2015.

- /STE 15/ T. Steinrötter, M. Hage, M. Kowalik, M. Sonnenkalb: Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kernkraftwerke und Darstellung der Wirksamkeit von Optimierungsmaßnahmen. GRS-A-3839, November 2015.

- /STM 21/ STMUV Bayern: Reaktorsicherheit Meldepflicht, FRM II. Erreichbar unter <https://www.stmuv.bayern.de/themen/reaktorsicherheit/meldepflicht/index.htm>, abgerufen am Oktober 2021.

- /SÚJ 01/ Staatliche Atomaufsichtsbehörde (SÚJB) (Hrsg.): Bewertung der Folgen von auslegungsüberschreitenden und schweren Unfälle, Prinzipien und Methoden der Katastrophenschutzplanung und Katastrophenbewältigung im KKW Temelin. 36 S.: Prag, Mai 2001.

- /TUM 14/ TUM Technische Universität München: 10 Jahre Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibniz (FRM II). 2014.

- /TUM 17/ TUM Technische Universität München: Rundherum sicher!, Information für die Bevölkerung nach § 53 Strahlenschutzverordnung. 2017.

- /UN 74/ Convention on Registration of Objects Launched into Outer Space (Weltraumregistrierungsübereinkommen) zuletzt geändert 1974.

- /UNI 85/ United States Department of State Bureau of Public Affairs (Hrsg.): Nuclear accident at Palomares, Spain in 1966 and Thule, Greenland in 1968. 48 S., 1985.

- /UNO 22/ United Nations Office for Outer Space Affairs (UNOOSA) (Hrsg.): Online Index of Objects Launched into Outer Space. Stand von 2022, erreichbar unter <https://www.unoosa.org/oosa/en/spaceobjectregister/index.html>, 2022.

- /URE 19/ Urenco: Information der Öffentlichkeit nach der Strahlenschutzverordnung und der Störfallverordnung, 6. Wiederholungsinformation. 6 S., 2019.

/USC 88/ United States Senate, Committee on Energy and Natural Resources (Hrsg.): Cosmos 1900 and the future of space nuclear power, Hearing before the Committee on Energy and Natural Resources, United States Senate, One Hundredth Congress, second session. September 1988.

/WIK 21a/ Wikipedia: Kernkraftwerk THTR-300. Erreichbar unter https://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_THTR-300, Stand von 2021.

/WIK 21b/ Wikipedia: List of nuclear power systems in space. Erreichbar unter https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_nuclear_power_systems_in_space, Stand von 2021.

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Szenarienkatalog gemäß Empfehlung der SSK /SSK 15/	9
Tab. 3.1	Deutsche Kernkraftwerke vor Brennelementfreiheit (Stand März 2022)	11
Tab. 3.2	Inventar radiologisch wichtiger Radionuklide eines Druckwasserreaktors mit einer thermischen Leistung von 3950 MW _{th} nach einer 28-tägigen Stillstandszeit und einer anschließenden Betriebsdauer von 100 Tagen in Bq /SSK 04/	13
Tab. 3.3	Elementklassen für Störfallanalysen mit MELCOR /NRC 17/	17
Tab. 3.4	Kernkraftwerke im grenznahen Ausland in bis zu 100 km Entfernung von der deutschen Grenze.....	19
Tab. 3.5	Quellterm für Doel laut /CLE 10/ gemäß Standardszenario.....	21
Tab. 3.6	Quellterme S1, S2 und S3 für einen 900-MWe-DWR, ausgedrückt als Prozentsätze der Anfangsaktivität der im Reaktorkern vorhandenen radioaktiven Stoffe /IRS 15/.....	22
Tab. 3.7	Freisetzungsanteile der Szenarien AB und V /SÚJ 01/	24
Tab. 3.8	Zusammenstellung in Europa betriebener Kernkraftwerkstypen /IAE 22/.....	25
Tab. 3.9	In Europa in Bau befindliche Reaktoren /IAE 22/	27
Tab. 3.10	Außerhalb Europas betriebener Kernkraftwerkstypen /IAE 22/	28
Tab. 3.11	Außerhalb Europas in Bau befindliche Reaktoren /IAE 22/	30
Tab. 3.12	Landessammelstellen für radioaktive Abfälle in Deutschland (/BUN 21b/).....	47
Tab. 3.13	In Deutschland zugelassene und anerkannte Behälter zum Transport radioaktiver Stoffe.....	58
Tab. 3.14	Vorliegende Analysen zu Transportunfällen.....	62
Tab. 3.15	Definitionsschema zur Kategorisierung von Transportunfällen nach der Art und Schwere der unfallbedingten Lasteinwirkungen (Belastungsklassen)	66
Tab. 3.16	Berichte über reale Transportunfälle	67
Tab. 3.17	Gängige radioaktiven Quellen, nach /IAE 07b/.....	69

Tab. 3.18	Bisherige bekannte Unfälle mit Hochradioaktiven Strahlenquellen, bei denen es zu einer Freisetzung gekommen ist	72
Tab. 3.19	Reale radiologische Notfälle ohne Freisetzung von radioaktivem Material.....	73
Tab. 3.20	Typische Charakteristika einer Radionuklidbatterie, aus /IAE 96/	75
Tab. 3.21	Aktivitäten relevanter Spaltprodukte eines Kernreaktors mit einer thermischen Leistung von 100 kW nach verschiedenen Betriebszeiten /IAE 96/	76
Tab. 3.22	In den Weltraum gestartete Objekte mit kerntechnischer Energiequelle. Auszug aus dem Register des Büros der Vereinten Nationen für Weltraumfragen /UNO 22/. Die Informationen in eckigen Klammern stammen aus anderen Quellen und wurden den Vereinten Nationen nicht offiziell mitgeteilt.....	77

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-949088-57-5