

Vorgehen bei Erweiterungen einer Site-Level PSA bis hin zur Stufe 2

**Methodische Erweiterung
bestehender PSA
unter Berücksichtigung
spezieller Anforderungen
aus übergreifenden
Einwirkungen**

**Vorgehen bei Erweiterungen
einer Site-Level PSA bis hin
zur Stufe 2**

**Abschlussbericht zum
Arbeitspaket AP 3**

Michael Hage
Gerhard Mayer
Marina Röwekamp

Juli 2021

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Förderkennzeichen 4718R01500 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 BMU übereinstimmen.

Deskriptoren

Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), Quellterm, Risikomaß, Standort-PSA der Stufen 1 und 2, übergreifende Einwirkungen

Kurzfassung

Die GRS hat auf der Basis eigener aktueller methodischer Weiterentwicklungen sowie internationaler Erkenntnisse, insbesondere aus multinationalen Aktivitäten der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) und der IAEA, einen umfassenden systematischen Vorschlag für die Erweiterung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufen 1 und 2 für einzelne Kernkraftwerksblöcke zu einer als Site-Level PSA bezeichneten PSA für den gesamten Kernkraftwerksstandort mit allen dort vorhandenen Reaktorblöcken und weiteren Radionuklidquellen erarbeitet.

Diese Erweiterungen der PSA betreffen vor allem die Zusammenfassung bzw. Agglomeration unterschiedlicher Risiken, die in einer PSA der Stufe 1 für einen gesamten Kraftwerkstandort relevant sind. International wird dies als „Risk Aggregation“ bezeichnet. Folgende Risiken müssen in einer PSA für einen gesamten Anlagenstandort, international als Site-Level PSA bezeichnet, zusammenfassend berücksichtigt werden:

- alle an einem Kernkraftwerksstandort vorhandenen kerntechnischen Anlagen, d. h. alle Reaktorblöcke und sonstigen größeren Radionuklidquellen,
- das vollständige Spektrum aller auslösenden Ereignisse, d. h. anlageninterne Ereignisse ebenso wie übergreifende Einwirkungen von innen wie außen einschließlich deren Kombinationen,
- alle Anlagenbetriebszustände des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs sowie der Nachbetriebsphase für die jeweils am Standort vorhandenen Reaktoren.

Der von der GRS erarbeitete, erweiterte methodische Ansatz eines PSA-Anlagenmodells für eine Site-Level PSA der Stufe 1 beinhaltet eine systematische Strukturierung des PSA-Modells der Stufe 1 ebenso wie eine geeignete Aufteilung dieses Modells in anlagen- und standortspezifische Teile sowie die zwischen den einzelnen Teilen zu definierenden Schnittstellen.

Für deutsche Kraftwerksstandorte hat sich der Ansatz, bereits vorhandene und begutachteten PSA für einzelne Kraftwerksblöcke als Basis zu nutzen und diese entsprechend zu erweitern und zu ergänzen, so dass Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Anlagen in den unterschiedlichen Anlagenbetriebszuständen angemessen berücksichtigt werden, als vorteilhaft und weniger aufwändig herausgestellt.

Die Ergebnisse der Site-Level-PSA der Stufe 1 müssen mittels einer Schnittstelle an die PSA der Stufe 2 übergeben werden.

Neben der Erstellung einer Schnittstelle von der Stufe 1 zur Stufe 2 der PSA sind in der Site-Level PSA der Stufe 2 vor allem mögliche Radionuklidfreisetzungen (Quellterme) aus verschiedenen Radionuklidquellen in die Umwelt zu betrachten. Die vom gesamten Kraftwerksstandort ausgehenden, zu berücksichtigenden Freisetzungsszenarien sind bei einer Site-Level PSA der Stufe 2 sowohl in Bezug auf ihre jeweiligen Freisetzungswahrscheinlichkeiten als auch auf die damit verbundenen Freisetzungsmengen und Freisetzungszeitpunkte zu betrachten und anhand von vorher festzulegenden Grenzwerten zu kategorisieren.

Im Gegensatz zu einer PSA für mehrere Reaktorblöcke (Multi-Unit PSA) ist bei einer Site-Level PSA aufgrund der höheren Anzahl zu betrachtender Radionuklidquellen mit Quelltermen zu rechnen, die aus mehreren Freisetzungsphasen bestehen und zeitliche Überlappungen von Freisetzungen beinhalten können, in denen Radionuklide vom Anlagenstandort in die Umwelt gelangen. Die Radionuklidzusammensetzung der Quellterme kann sich bei einer Site-Level PSA ebenfalls stärker voneinander unterscheiden als bei einer Einzel- oder Mehrblock-PSA.

Abstract

Based on recent methodological extensions and advancements performed by GRS as well as on international insights, particularly from multi-national activities by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA), GRS has developed a comprehensive systematic approach for extending Level 1 and Level 2 probabilistic safety analyses (PSA) for individual reactor units to a so-called Site-Level PSA for the entire reactor units and other radioactive sources collocated at a nuclear site.

These extensions mainly concern the agglomeration or aggregation of the different risks to be treated within Level 1 Site-Level PSA. Internationally this is known as aggregation. The following risks need to be comprehensively addressed within a Site-Level-PSA:

- the entire nuclear facilities collocated at a nuclear power plant site, covering all reactor units and further radioactive sources (multi-unit and multi-source PSA),
- the complete spectrum of initiating events (IEs), including plant internal events as well as internal and external hazards and their combinations,
- all plant operational states of full power, low power and shutdown and of the post-commercial safe shutdown for the reactor units at the given site.

The extended methodological approach developed by GRS for a Level 1 Site-Level PSA contains a systematic structure of the Level 1 PSA plant model as well as a suitable breakdown of the model into plant and site specific parts and interfaces to be defined between different parts of the PSA.

For nuclear power plant sites in Germany, the approach to use already existing and reviewed PSA for individual reactor units as basis and to extend and complement these such that interdependencies between the individual nuclear facilities during the different plant operational states are adequately considered has turned out to be beneficial and less time-consuming.

The results of the Level 1 PSA need to be handed over to the Level 2 PSA via an interface.

Besides the generation of the interface between the Level 1 and the Level 2 of the PSA, primarily the potential releases of radionuclides (source terms) from different radionuclide sources to the environment need to be considered within the Level 2 Site-Level

PSA. The release scenarios originating from the nuclear power plant site as a whole need to be considered within a Level 2 Site-Level PSA with respect to their release frequencies as well as regarding their corresponding amounts of released radionuclides and points in time of the releases. They need to be categorised according to pre-defined threshold values.

In contrary to a PSA for multiple reactor units (multi-unit PSA), due to the higher number of radionuclide sources, source terms consisting of several release phases with chronological overlaps of releases of radionuclides from the site to the environment are to be expected within Site-Level PSA. The composition of the source terms may vary more in a Site-Level PSA than in a single-unit or multi-unit PSA.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract.....	III
1	Einführung	1
2	Zielsetzung	5
3	Site-Level PSA der Stufe 1	7
4	Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA	11
4.1	Gruppierung der Ereignisabläufe	13
4.2	Gruppierung der Kernschadenzustände nach charakteristischen Merkmalen für den Leistungsbetrieb	16
4.3	Berücksichtigung aller Anlagenbetriebszustände.....	17
4.4	Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen	18
5	Site-Level PSA der Stufe 2	23
5.1	Analyse der möglichen Unfallentwicklungen an einem Kernkraftwerksstandort	23
5.2	Unfallablaufrelevante Aspekte den Gesamtstandort betreffend: Erweiterte Voraussetzungen und Randbedingungen.....	24
5.2.1	Auslösende Ereignisse.....	26
5.2.2	Gemeinsam genutzte SSC.....	26
5.2.3	Abhängigkeiten von der näheren Umgebung.....	27
5.2.4	Personelle Abhängigkeiten	27
5.2.5	Organisatorische Abhängigkeiten	28
5.2.6	Identische Komponenten	28
5.3	Methodische Erweiterung des PSA-Anlagenmodells für einen gesamten Anlagenstandort	28

5.4	Besonderheiten bei der Entwicklung und der Quantifizierung des Unfalls mittels APETs.....	31
5.5	Zusammenfassung und Interpretation der Quantifizierungsergebnisse....	32
5.6	Besonderheiten der Quellterme bei einer Site-Level PSA	33
5.6.1	Spezifikation der Freisetzungskategorien	34
5.6.2	Gruppierung der Endzustände des Unfallentwicklungsereignisbaums (Binning).....	34
5.6.3	Quelltermanalyse	34
5.6.4	Besonderheiten der Rechenprogramme zur Quelltermgenerierung für die Quelltermanalyse	38
5.6.5	Ergebnisse der Quelltermanalyse	38
6	Behandlung von Unsicherheiten	41
6.1	Berücksichtigung von Unsicherheiten in der PSA der Stufe 1	41
6.2	Berücksichtigung von Unsicherheiten in der PSA der Stufe 2	43
6.3	Berücksichtigung von Unsicherheiten bei der Analyse von Einwirkungskombinationen	44
6.4	Risikomaße und -aggregation für Site-Level PSA der Stufen 1 und 2	44
6.4.1	Site-Level Risikomaße für PSA der Stufen 1 und 2	45
6.4.2	Site-Level Risikoaggregation bei PSA der Stufen 1 und 2.....	47
7	Dokumentation der Analyse: Vorstellung und Interpretation der Ergebnisse für Stufe 1 und 2.....	51
7.1	Aufgabe der Dokumentation	51
7.2	Struktur der Dokumentation	51
8	Zusammenfassung und Ausblick.....	53
	Literaturverzeichnis	57
	Abkürzungen	65
	Abbildungsverzeichnis.....	67
	Tabellenverzeichnis	69

A	Anhang	71
A.1	Rechencodes zur Simulation schwerer Unfälle.....	71
A.2	Rechencodes zur Entwicklung von Ereignisbäumen	73
A.3	Rechencodes zur Quelltermprognose.....	74

1 Einführung

International sind Fragestellungen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für den gesamten Standort eines Kernkraftwerkes durch die Erkenntnisse aus den Reaktorunfällen von Fukushima Dai-ichi im März 2011 und nachfolgende Untersuchungen weltweit verstärkt in den Fokus gerückt. In diesem Zusammenhang sind die beiden nachfolgenden Erkenntnisse wesentlich:

- Nicht zu vernachlässigende Wechselwirkungen zwischen mehreren, an demselben Kernkraftwerksstandort befindlichen Radionuklidquellen wie Reaktorblöcken, Brennelement-Lagerbecken und Einrichtungen zur trockenen Lagerung oder Behandlung von radioaktiven Abfällen oder Reststoffen, können durch ein gleichzeitiges und kurzzeitig aufeinander folgendes Auftreten auslösender Ereignisse hervorgerufen werden.
- Die zeitliche Abfolge kurzfristig aufeinander folgender oder gleichzeitiger Unfallabläufe, von denen mehrere Radionuklidquellen betroffen sind, kann gemeinsam genutzte bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten (Englisch: systems, structures and components, SSC), ebenso wie für die Beherrschung schwerer Störfälle und den Notfallschutz vorhandenen menschlichen Ressourcen beeinträchtigen.

Seit den vorgenannten Unfällen ist die Sorge in der internationalen nuklearen Expertengemeinschaft gestiegen, dass der traditionelle Ansatz einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock (international als Single-Unit PSA bezeichnet) nicht in ausreichendem Maße geeignet ist, um das gesamte, von einem Kernkraftwerksstandort mit mehreren Radionuklidquellen ausgehende Risiko für die Bevölkerung zu bewerten. Zur Schließung dieser Lücke wird eine integrierte Mehrblockanlagen-PSA (international als Multi-Unit PSA (MUPSA) bezeichnet) oder sogar einer PSA für den gesamten Kernkraftwerksstandort (Standort-PSA, Englisch auch als Site-Level PSA bezeichnet) vorgeschlagen. Ein solcher Ansatz hat das Potenzial, auch gleichzeitig auftretende Unfälle zu berücksichtigen, die mehrere Radionuklidquellen an einem Standort betreffen. Die internationale Expertengemeinschaft hat seitdem erhebliche Anstrengungen unternommen, Methoden zu entwickeln, um solche Unfälle, welche den gesamten Anlagenstandort betreffen können, adäquat bei sicherheitstechnischen Bewertungen zu berücksichtigen.

Mittlerweile haben in Bezug auf Risikobewertungen für Kernkraftwerksstandorte mit mehr als einem Reaktorblock und weiteren Radionuklidquellen in erheblichem Umfang Analysen stattgefunden, die auch weiterhin fortgesetzt werden. Solche, international als

Site-Level PSA bezeichneten Analysen waren für deutsche Kernkraftwerke noch nicht Bestandteil der im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen (SÜ) durchgeführten PSA, da umfassend erprobte und abgesicherte, allgemein akzeptierte Methoden dazu nicht zur Verfügung standen und es die regulatorischen Anforderungen dazu noch nicht gab. Detaillierte Empfehlungen zu Site-Level PSA fehlen bisher auch in einschlägigen Dokumenten wie den Safety Guides der IAEA (*International Atomic Energy Agency*) SSG-3 /IAE 10/ und SSG-4 /IAE 10a/ oder auch der Guideline von ASME (*American Society of Mechanical Engineers*) und der American Nuclear Society (ANS) ASME/ANS RA-S /ASM 08/. Sofern überhaupt vorhanden, sind Empfehlungen nur grundsätzlicher Natur, wobei in der Regel eine Berücksichtigung gemeinsam von verschiedenen Anlagen an einem Standort genutzter Systeme oder baulicher Anlagenteile empfohlen wird.

International wurden und werden PSA für Standorte mit mehreren Reaktorblöcken (Multi-Unit PSA) bereits in verschiedenen Ländern, vor allem in Kanada, den USA und der Republik Korea, durchgeführt. Aufgrund der besonderen Gegebenheiten der in Kanada in Betrieb befindlichen Reaktoren vom Typ CANDU mit mehreren Reaktoren in einem gemeinsamen Containment werden für diese Anlagen schon seit einiger Zeit entsprechende Untersuchungen durchgeführt. Seitens der Aufsichtsbehörde CNSC (*Canadian Nuclear Safety Commission*) erfolgen derzeit verstärkt Arbeiten zur Bereitstellung entsprechender methodischer Guidelines. Des Weiteren erstellt die U.S. NRC aktuell eine Site-Level Pilot-PSA bis hin zur Stufe 3 für eine amerikanische Referenzanlage. Im Rahmen dieses Projekts erfolgen methodische Weiterentwicklungen und deren Erprobung. Eine Anpassung der entsprechenden US-amerikanischen PSA-Guidelines wird im Anschluss an den Abschluss dieser Arbeiten erfolgen.

Zudem wurde, basierend auf dem Workshop der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC zu Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment /CNS 15/ im Jahr 2015 von der Working Group on Risk Assessment (WGRISK) des CSNI (*Committee on the Safety of Nuclear Installations*) der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) eine Aktivität (Task) zum „Status of Site-Level PSA (Including Multi-Unit PSA) Developments“ initiiert, bei welcher die kanadische Aufsichtsbehörde CNSC die Federführung der ersten Phase der Task übernahm. Die Federführung der zweiten Phase dieser Task mit Schwerpunkt auf einem internationalen Workshop zur Thematik einer PSA für einen gesamten Kernkraftwerksstandort, basierend weitgehend auf Ergebnissen der ersten Phase der mittlerweile abgeschlossenen Task /NEA 21/, lag bei der GRS. Die Arbeiten erfolgten zunächst im Rahmen des Vorhabens 4715R01575 des Bundesministeriums für Umwelt,

Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) und wurden später im aktuellen Vorhaben 4718R01500 fortgeführt.

Weiterhin finden bei der IAEA derzeit umfangreiche Aktivitäten zum Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Multi-Unit PSA (u. a. /IAE 19/) einschließlich der Erstellung eines Guides zu Risk Aggregation (Risikoaufsummierung) sowie Überarbeitungen der beiden vorgenannten IAEA Safety Guides SSG-3 /IAE 10/ und SSG-4 /IAE 10a/ statt, wo die Aspekte einer Aufsummierung verschiedener Risiken unter Berücksichtigung weiterer Anlagen am Standort mit einfließen.

Seitens der GRS sind in der jüngeren Vergangenheit umfangreiche methodische Weiterentwicklungen zur Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen bei der Risikoaggregation (Englisch: Risk Aggregation) in der PSA der Stufe 1 im Rahmen verschiedener Vorhaben des BMU und des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) erfolgt. Bereits im BMWi-Vorhaben RS1539 wurden Methoden zu hydrologischen Einwirkungen von innen und außen mit Überflutungspotenzial umfassend weiterentwickelt und erprobt. Im BMU-Vorhabens 3612R01550 wurde eine allgemeine Vorgehensweise zur Durchführung standortspezifischer PSA unter Einbeziehung übergreifender Einwirkungen von innen und außen entwickelt. Die dort erarbeiteten ersten Ansätze zum Screening übergreifender Einwirkungen (als Hazards Screening bezeichnet) wurden im Vorhaben 4715R01575 systematisch und umfassend für alle übergreifenden Einwirkungen von innen und außen und die unterschiedlichen Arten von Ereigniskombinationen weiterentwickelt und vervollständigt. Dazu wurde von der GRS ein entsprechendes Informationstool mit dem Namen *Hazards Library* entwickelt, welches die Basisinformationen für das Hazards Screening enthält und kontinuierlich entsprechend dem sich erweiternden Kenntnisstand weiter vervollständigt werden kann. Das qualitative und quantitative Screening-Verfahren für übergreifende Einwirkungen wurde am Beispiel eines Kernkraftwerksstandorts in Deutschland mit zwei Reaktorblöcken und weiteren Radionuklidquellen erfolgreich erprobt /SPE 18/. Im Rahmen des im Jahr 2020 abgeschlossenen BMWi-Vorhabens RS1556 wurden die vorhandenen Methoden zur Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen auf eine PSA der Stufe 2 hin ausgedehnt /ROE 20/.

Außerdem erfolgten im BMU-Vorhaben 4715R01575 Arbeiten zur Weiterentwicklung methodischer Ansätze für eine Site-Level PSA der Stufe 1 /ROE 18/. Diese beinhalteten die Erarbeitung eines konsistenten Verfahrens zur Identifikation eines Spektrums auslösender und einleitender Ereignisse sowie einer Struktur von PSA-Modellen für einen

Standort mit mehreren kerntechnischen Anlagen, wobei eine Integration von SSC oder sonstigen (temporären) Einrichtungen, die von mehreren Anlagen (d. h. Reaktorblöcken oder anderen Radionuklidquellen) an einem Kernkraftwerksstandort genutzt werden, erfolgte. Die hierbei gewählte Vorgehensweise berücksichtigt auch unterschiedliche Anlagenzustände (Leistungsbetrieb, Phasen des Nichtleistungsbetriebs, Nachbetrieb, Stilllegung bzw. Rückbau) der Reaktorblöcke sowie Handlungsmöglichkeiten des Anlagenpersonals in der probabilistischen Bewertung.

2 Zielsetzung

Ziel der im Arbeitspaket AP 3 „Erweiterungen einer Site-Level PSA bis hin zur Stufe 2“ des Vorhabens 4718R01500 vorgesehenen Arbeiten war die Erarbeitung eines Vorschlags für eine Erweiterung der PSA bis hin zur Stufe 2 für einen einzelnen Kernkraftwerksblock auf den gesamten Anlagenstandort mit allen dort befindlichen Reaktorblöcken und größeren Radionuklidquellen einschließlich einer Zusammenführung aller Risiken, d. h. aller relevanten Radionuklidquellen (Kernreaktoren wie Brennelement-Lagerbecken und Standortzwischenlager etc.), aller Anlagenbetriebszustände (Leistungs-, Nichtleistungs- und Nachbetriebsphasen) sowie aller am Standort relevanten übergreifenden Einwirkungen (von innen wie außen) einschließlich Einwirkungskombinationen.

Basierend auf den größtenteils internationalen Erkenntnissen aus der o. g. Task der WGRISK (siehe WGRISK Task Report /NEA 21/) sowie eigenen Arbeiten (vgl. dazu /SPE 18/, /ROE 18/, /HAG 20/, /MAY 20/, /ROE 20/ und /STR 20/) wurde ein Vorschlag für eine systematische methodische Erweiterung der PSA bis hin zur Stufe 2 für einen gesamten Anlagenstandort mit allen dort befindlichen Reaktorblöcken und größeren Radionuklidquellen erarbeitet. Dies beinhaltete zum einen die Nutzung der internationalen Erkenntnisse zur Site-Level PSA. Zum anderen sollten auch Ergebnisse aus Arbeitspaket AP 2 dieses Vorhabens zur Nutzung neuer Methoden der dynamischen PSA für komplexe Szenarien unter Einbezug von Risiken, die aus mehreren übergreifenden Einwirkungen und Einwirkungskombinationen hinzukommen können (international auch unter „Risk Aggregation“ mit behandelt), Anwendung finden.

3 Site-Level PSA der Stufe 1

Zur systematischen und umfassenden Erweiterung einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock zu einer PSA für einen gesamten Kernkraftwerksstandort sind bereits im BMU-Vorhaben 4715R01575 erweiterte Methoden zur Durchführung und Begutachtung einer PSA der Stufe 1 nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik für einen gesamten Anlagenstandort mit mehr als einem Reaktorblock und weiteren, größeren Quellen von Radioaktivität, wie einem Standortzwischenlager, erarbeitet und beispielhaft für einen entsprechenden Referenzstandort mit einem Kernkraftwerksblock im kommerziellen Betrieb und einem weiteren in der Nachbetriebsphase erprobt worden. In diesem Zusammenhang wurden auch internationale Entwicklungen und Erkenntnisse durch eine aktive Mitwirkung bei der Aktivität der OECD/NEA/CSNI Working Group on Risk Assessment (WGRISK) „Status of Site-Level PSA (including Multi-Unit) Developments in Member Countries“ /NEA 21/ in die methodischen Weiterentwicklungen mit einbezogen.

Basierend auf den Erkenntnissen zu den auf internationaler Ebene bereits vorhandenen methodischen Ansätzen für eine solche Site-Level PSA wurden unter Berücksichtigung der Vorgaben der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ in Bezug auf probabilistische Sicherheitsanalysen umfangreiche Erweiterungen und Modellanpassungen für eine PSA der Stufe 1 vorgenommen. Diese Erweiterungen der PSA betrafen vor allem die Zusammenfassung bzw. Aggregation unterschiedlicher Risiken, die in einer PSA der Stufe 1 für einen gesamten Kraftwerkstandort relevant sind. International wird dies als „Risk Aggregation“ bezeichnet. Folgende Risiken müssen in einer Site-Level PSA zusammenfassend berücksichtigt werden:

- alle an einem Kernkraftwerksstandort vorhandenen kerntechnischen Anlagen, d. h. alle Reaktorblöcke und sonstigen größeren Radionuklidquellen,
- das vollständige Spektrum aller auslösenden Ereignisse, d. h. anlageninterne Ereignisse ebenso wie übergreifende Einwirkungen von innen wie außen, einschließlich deren Kombinationen,
- alle Anlagenbetriebszustände des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs sowie der Nachbetriebsphase für die jeweils am Standort vorhandenen Reaktoren.

Ein Schwerpunkt der methodischen Erweiterungen lag dabei bei einer umfassenden und systematischen Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen. In diesem Zusammenhang wurde zunächst ein methodischer Ansatz zu einer

systematischen Identifikation eines Spektrums einleitender und auslösender Ereignisse für einen Standort mit mehreren kerntechnischen Anlagen erarbeitet. Darauf aufbauend wurde ein methodisches Vorgehen zur Erstellung von PSA-Modellen der Stufe 1 für einen Standort mit verschiedenen kerntechnischen Anlagen und mehr als nur einem Reaktorblock entwickelt. Dabei erfolgten auch Untersuchungen, wie sich die PSA-Modelle für die einzelnen Kraftwerksblöcke und für den gesamten Standort abgrenzen lassen, wo es Schnittstellen gibt und wie sich die bestehenden anlagenspezifischen PSA-Modelle mit vertretbarem Aufwand zu einer PSA für den gesamten Standort zusammenfassen und ergänzen lassen.

Danach erfolgte eine Integration von SSC sowie sonstigen, temporären Einrichtungen und Maßnahmen, die von mehreren Anlagen an einem Standort genutzt werden bzw. anlagenspezifische SSC oder sonstige Einrichtungen beeinflussen, in die PSA-Modelle der Anlagen des Standorts.

Außerdem wurde ein Verfahren zur Berücksichtigung unterschiedlicher Anlagenbetriebszustände sowie von Handlungsmöglichkeiten des Anlagenpersonals in der probabilistischen Bewertung von SSC und sonstigen Einrichtungen in einer PSA für einen gesamten Kernkraftwerksstandort entwickelt.

Der von der GRS erarbeitete erweiterte methodische Ansatz eines PSA-Anlagenmodells für eine Site-Level PSA der Stufe 1 für einen gesamten Anlagenstandort beinhaltet eine systematische Strukturierung des PSA-Modells der Stufe 1, ebenso wie eine geeignete Aufteilung dieser Modelle in anlagen- und standortspezifische Teile sowie der dafür zu definierenden Schnittstellen zwischen den einzelnen Teilen.

Vorschläge für eine detaillierte Modellierung gemeinsam genutzter SSC und sonstiger Einrichtungen unter Berücksichtigung der jeweiligen Anlagenbetriebszustände, in denen sich die verschiedenen Reaktorblöcke befinden können, wurden ebenfalls erarbeitet. In diesem Zusammenhang ist es wichtig, dass insbesondere auch gemeinsam genutzte Ressourcen wie Personal, mobile Einrichtungen, Betriebsmittel, Zeitbudgets etc., in der Site-Level PSA berücksichtigt werden. Vorhandene Methoden zur Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit in einer Site-Level PSA wurden unter Einbezug von Betriebs- und Notfallhandbüchern sowie Schnittstellen zwischen den Betriebsmannschaften sowie Verantwortlichen der Anlagen angewendet.

Für deutsche Kraftwerksstandorte hat sich der Ansatz, bereits vorhandene und begutachtete PSA für einzelne Kraftwerksblöcke als Basis zu nutzen und diese entsprechend zu erweitern und zu ergänzen, so dass Abhängigkeiten zwischen den einzelnen Anlagen in den unterschiedlichen Anlagenbetriebszuständen angemessen berücksichtigt werden, als vorteilhaft und weniger aufwändig herausgestellt.

Mittlerweile verfügt die internationale Expertengemeinschaft über neuere Ansätze für geeignete Risikomaße ebenso wie für eine Aufsummierung von Schadenshäufigkeiten aus mehreren Reaktorblöcken, mehreren Radionuklidquellen und aus Beiträgen verschiedener übergreifender Einwirkungen, um daraus das Gesamtrisiko für den Anlagenstandort bei einer Site-Level PSA zu ermitteln. Diese Erkenntnisse, die sich insbesondere auch in Aktivitäten der WGRISK zu Site-Level PSA /NEA 21/ sowie der IAEA zu Multi-Unit PSA (deutsch: PSA für Mehrblockanlagen) /IAE 19/ widerspiegeln, sind in die von der GRS erarbeiteten methodischen Ansätze für eine Site-Level PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Ermittlung des standortspezifischen Risikobeitrags bis hin zur Stufe 2 der PSA eingeflossen.

Als Voraussetzung für die Fortführung einer Standort PSA der Stufe 1 zur Stufe 2 war es erforderlich, eine entsprechende PSA der Stufe 1 entsprechend dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erstellen.

Dementsprechend wurde für einen gesamten Kernkraftwerksstandort mit allen dort befindliche nuklearen Anlagen (d. h. allen Reaktorblöcken und anderen Radionuklidquellen, wie Brennelement-Lagerbecken, Standortlager für radioaktive Abfälle, nukleare Abfallaufbereitungsanlage etc.) zunächst ein methodischer Ansatz für die Durchführung einer sogenannten Site-Level-PSA der Stufe 1 (siehe auch /ROE 18/, /UTS 19/ und /NEA 21/) entwickelt. Diese Entwicklungsarbeiten sind nachfolgend kurz zusammengefasst:

Basierend auf den Erkenntnissen zu den auf internationaler Ebene vorhandenen methodischen Ansätzen für eine solche Site-Level PSA (oder deutsch: Standort-PSA) wurden unter Berücksichtigung der Vorgaben der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ in Bezug auf probabilistische Sicherheitsanalysen für einen Kernkraftwerksstandort umfangreiche Erweiterungen und Modellanpassungen vorgenommen.

Der von der GRS entwickelte erweiterte methodische Ansatz eines PSA-Anlagenmodells für eine Site-Level PSA der Stufe 1 für einen Anlagenstandort in Deutschland mit zwei

Reaktorblöcken und weiteren Radionuklidquellen wurde beispielhaft für ausgewählte übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen erprobt, wobei auf Erkenntnisse methodischer Weiterentwicklungen zur PSA für übergreifende Einwirkungen im Rahmen der Vorhaben RS1539 /ROE 17/ und RS1556 /MAY 20/ des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) zurückgegriffen wurde.

Der von der GRS erarbeitete methodische Ansatz beinhaltet eine systematische Strukturierung eines PSA-Anlagenmodells der Stufe 1 für einen Kernkraftwerksstandort als Ganzes und umfasst eine angemessene Aufteilung der PSA-Modelle auf anlagenspezifische und standortspezifische Teile sowie der dafür zu definierenden Schnittstellen zwischen den einzelnen Teilen. Außerdem wurden Vorschläge für eine detaillierte Modellierung gemeinsam genutzter SSC und sonstiger Einrichtungen unter Berücksichtigung der jeweiligen Anlagenbetriebszustände, in denen sich die verschiedenen Reaktorblöcke befinden können, erarbeitet. In diesem Zusammenhang fanden insbesondere auch gemeinsam genutzte Ressourcen, wie Personal, mobile Einrichtungen, Betriebsmittel, Zeitbudgets etc., in der Site-Level PSA Berücksichtigung. Vorhandene Methoden zur Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit in einer Site-Level PSA wurden unter Berücksichtigung von Betriebs- und Notfallhandbuch sowie Schnittstellen zwischen den Betriebsmannschaften und Verantwortlichen der Anlagen angewendet.

4 Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA

Die Analysen der Ereignisabläufe der Stufe 1 enden entweder in beherrschten Zuständen, bei denen die Schutzziele eingehalten werden (sogenannter Erfolgszustand) oder in nichtbeherrschten Zuständen mit Schutzzielverletzung. Diese Zustände werden unterschiedlich bezeichnet:

- „Kernschadenzustand“, wenn der Zustand, ausgehend vom Leistungsbetrieb, den Reaktorkern betrifft,
- „Brennstabschadenzustand“, wenn der Zustand, entweder ausgehend vom Leistungszustand, die Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken oder weitere Radionuklidquellen (z. B. Standortzwischenlager) oder generell, ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb, alle Radionuklidquellen betrifft.

In den Fällen, in den diese Unterscheidung nicht relevant ist, wird nachfolgend verallgemeinernd der Begriff „Schadenzustand“ verwendet. Gemäß den Fachbänden zu PSA-Methoden /FAK 05/ sowie zu Methoden und Daten für PSA

/FAK 16/ des PSA-Leitfadens sollen die Kern- und Brennstabschadenzustände kategorisiert werden (z. B. nach dem Druck im Reaktordruckbehälter (RDB) und der Zeit bis zum Erreichen des Endzustandes). Um eine PSA der Stufe 2 durchführen zu können, sind jedoch weitere Merkmale erforderlich, welche die Kernschadenzustände ausreichend genau beschreiben. Bei einer Site-Level PSA der Stufe 1 muss darüber hinaus bei den entsprechenden Ereignissequenzen, welche die Schadenzustände weiterer Radionuklidquellen betreffen, deren Zustand zum Zeitpunkt einer Freisetzung ermittelt und ggf. kategorisiert werden.

Für eine Fortführung der PSA bis zur Stufe 2 mit der Ermittlung von Quelltermen, die sich ausgehend von übergreifenden Einwirkungen auf den gesamten Anlagenstandort (Site-Level) beziehen, gibt es, analog zum Vorgehen bei einer Einzelanlage, grundsätzlich die nachfolgend aufgeführten zwei Vorgehensweisen:

- entweder ein zweistufiges Verfahren, bei dem die PSA-Programme der Stufe 1 und der Stufe 2 unterschiedliche PSA-Software nutzen (z. B. PSA der Stufe 1: RiskSpectrum® /LR 20/, PSA der Stufe 2: EVNTRE /GRI 89/, siehe Anhang A.2)
- oder ein integrales Verfahren mit der durchgängigen Nutzung einer PSA-Software (z. B. RiskSpectrum® /LR 20/).

Erfolgt die Untersuchung des Unfallablaufs in der Stufe 2 der PSA ausgehend vom Kern- oder Brennstabschadenzustand hin zu Freisetzungskategorien mit Quelltermen des Anlagenstandortes mit einem anderen Rechenprogramm als dem, welches für die Ereignisbaumanalysen der Stufe 1 verwendet wird (zweistufiges Verfahren), müssen die in der Stufe 2 benötigten Informationen mittels einer Schnittstelle aus der Stufe 1 übertragen werden.

Zur Erzeugung und Nutzung einer Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 im zweistufigen-Verfahren gibt es eine u. a. seitens der GRS praktizierte Vorgehensweise, die z. B. in /GRS 01/ für den dort untersuchten Reaktorblock angewendet wurde und in /FRE 06/ und /KLO 08/ ausführlich beschrieben ist. Diese Vorgehensweise ist auch für den gesamten Anlagenstandort grundsätzlich geeignet und wird nachfolgend kurz zusammengefasst.

Die Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA besteht aus den folgenden drei Informationsbestandteilen, die in einer MS EXCEL®-Tabelle zusammengefasst sind:

- Erwartungswert der Häufigkeit mit den Unsicherheitsbändern für jeden der nach Schadensmerkmalen unterschiedenen Schadenszustände (Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen in der PSA der Stufe 1),
- Auflistung der nach Merkmalen unterschiedenen Schadenszustände mit ihren Charakterisierungen hinsichtlich des Zutreffens (Kennzeichnung: „1“) bzw. Nicht-Zutreffens (Kennzeichnung: „0“) der Merkmalszustände (MS EXCEL®-Tabelle, vgl. Tab. 4.1),
- Erwartungswert der Ausfallwahrscheinlichkeit mit den Unsicherheitsbändern für die durch Wahrscheinlichkeiten angegebenen Merkmalszustände, wie z. B. ‘Ausfall des Lüftungsabschlusses‘ und ‘Ausfall PDE (primärseitige Druckentlastung) nach Eintritt eines Kernschadens‘ für jeden der zusammengefassten Schadenszustände (Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen in der PSA der Stufe 1).

Tab. 4.1 Beispiel für eine Schnittstellentabelle (aus /GRS 01/)

Kfz. Nr.	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung NN 1 nicht in Betrieb	Merkmal 4: primaerseitiger Beapensung bis mindestens 30 min nach Kfz (analog Mindestanford. zur Verhlnnd. Kfz)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar bei Kfz entspr. Mindestanf.
		Transiente		Leck im Primärkreislauf			HD	ND-F oder ND-S	
		ohne PDE, mit PDE	ohne DE- Beap. mit FD-DB	ohne PDE, ohne FD- DB	mit PDE				
1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5	
1	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	
2	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	
3	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
5	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	1	1	0	
7	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
8	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	1	1	0	
9	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
10	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
11	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
12	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	
14	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	
15	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	
16	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	
17	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
18	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
19	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	
21	Kleines Leck am DH durch fehlerhaftes Slv	0	0	0	0	0	0	1	
22	Kleines Leck am DH durch fehlerhaftes Slv	0	0	0	0	0	1	1	
23	Kleines Leck am DH durch fehlerhaftes Slv	0	0	0	0	0	1	0	
24	Notstromfall	0	1	0	0	0	1	0	

Kfz. Nr.	Merkmal 6: SB-Abschluß Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschluß beim Kfz	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem Kfz eingespeisten Wassers (Sumpff) (In Fettdruck: mit P = max) plus 200-300 cm ³ Primärkreisinventar (bis Kernmitte)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt Kfz (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)
		p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 MPa	p < 1 Mpa		
		6	9.1	9.2		
1	6,9E-04	0	0	1	0-4 FB + 0-4 DSP-h	2cm2-> 10h (4 HD), 12 cm2: 9,5 h, 25cm2: 5,6 h (4 HD+Entleerung)
2	6,9E-04	0	0	1	0-1 FB + 0-4 DSP-h	2cm2: > 10h (1HD), 12 cm2: 4,6 h, 25cm2: ca. 4,3h (1HD+Entleerung)
3	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h (nach HD-Pumpenausfall)
5	6,9E-04	1	0	0	ca. 100 m ³	1-2h (2 cm2: 8460 s)
7	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h
8	6,9E-04	1	0	0	1-4 FB	1-1,5h
9	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h
10	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2cm2-> 6h (1HD), 25cm2: > 5 h (4HD+Entleerung), ca. 2-3h (1HD+Entleerung)
11	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2-3h
12	6,9E-04	0	1	0	0-1 FB + 0-4 DSP	1-1,5h
14	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h
15	6,9E-04	0	1	0	1,5h Leckausströmung	2-3h
16	6,9E-04	0	1	0	45min Leckausströmung	45min-1,5h
17	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h
18	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h
19	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2h
21	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h
22	6,9E-04	0	1	0	45min-1,5h Leckausströmung	45min-1,5h
23	6,9E-04	0	1	0	1 FB	2h
24	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h

4.1 Gruppierung der Ereignisabläufe

In der Stufe 1 der PSA für eine Site-Level PSA wird im Allgemeinen eine große Anzahl von Ereignisabläufen mit verschiedenen Konsequenzen (Endzuständen der Stufe 1),

z. B. „Kernschmelzen“ (Kernschadenzustände (KSZ) der Stufe 1), auslegungsüberschreitende Zustände im Brennelement-Lagerbecken, Freisetzung von Radioaktivität aus der Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente ermittelt. Durch die Zusammenfassung in Gruppen von entsprechenden Schadenszuständen wird es möglich, die Analyse des Unfallablaufbaums der Stufe 2 (nachfolgend als Accident Progression Event Tree (APET) bezeichnet) auf eine überschaubare Zahl von Fällen zu beschränken. Die Kopplung der Stufe 2 an die Stufe 1 erfolgt üblicherweise unter Verwendung gruppierter Ereignisablaufsequenzen, die in einen Schadenszustand münden und für die eine gemeinsame Analyse im Stufe 2 APET möglich ist. Für diese Gruppen von Schadenszuständen werden dann gleiche Verzweigungswahrscheinlichkeiten im APET gewählt.

In /ROE 18/ wurden insbesondere die folgenden Ergänzungen bzw. Modifikationen der Vorgehensweise bei einer Site-Level PSA im Vergleich zu einer anlagenspezifischen PSA identifiziert:

- Ereignisabläufe in mehreren, verschiedenen nukleartechnischen Anlagen an einem Standort, die sich in unterschiedlichen Anlagenbetriebszuständen befinden können, führen in der Regel nicht zu identischen End- bzw. Schadenszuständen. Bei der Durchführung einer Site-Level PSA muss demnach in der Stufe 2 hinsichtlich gleicher Verzweigungen im APET geprüft werden, inwieweit das Risiko unterschiedlicher Schadenszustände geeignet zusammengefasst werden kann.

Im Ergänzungsband zu PSA-Methoden und Daten

- /FAK 16/ wird der Endzustand im Leistungsbetrieb mit Kernschaden und bei Nichtleistungsbetrieb mit Brennstabschaden bezeichnet. Diese Endzustände können den Kraftwerksblöcken an einem Standort entsprechend ihrem jeweiligen Anlagenbetriebszustand (Englisch: plant operational state, POS) zugeordnet werden. Endzustände mit Freisetzung von Radioaktivität aus weiteren Quellen am Standort sind im PSA-Leitfaden und seinen Fachbänden nicht thematisiert, da standortübergreifende Analysen zum Zeitpunkt deren Veröffentlichung noch nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprachen. Wie weiter unten diskutiert, wird für diese Endzustände ebenfalls der Begriff Brennstabschaden verwendet, soweit es sich nicht um radioaktive Abfälle oder Reststoffe handelt, bei denen ein Schadenszustand auch eine Freisetzung (siehe unten) bedeutet.
- Kernschadenzustände werden einerseits entsprechend ihren charakteristischen Eigenschaften gruppiert. Diese Eigenschaften beziehen sich beispielsweise auf den

Druck im Primärkreis eines Druckwasserreaktors (DWR), die Wassermenge im Sumpf oder die Verfügbarkeit von Notfallmaßnahmen. Andererseits ist die Zeit zwischen Störfallbeginn und dem Erreichen des Endzustands wichtig für die Gruppierung. Zum Kernschaden kommt es, wenn Kernmaterial zu schmelzen beginnt. In der PSA wird als Kriterium für einen Kernschadenzustand aus praktischen Gründen eine kritische Hüllrohrtemperatur verwendet.

- Brennstabschadenzustände während Anlagenbetriebszuständen des Nichtleistungsbetriebs sind durch eine signifikante Freisetzung von Radionukliden (RN) charakterisiert und könnten durch den Ausfall der Brennelementkühlung eintreten. Zudem kann ein unbeherrschter Endzustand aus dem Verlust der Reaktivitätskontrolle resultieren. Schadenzustände im Nichtleistungsbetrieb sind beispielsweise beim Absinken des Füllstands im Reaktordruckbehälter unter die aktive Kernzone, beim Absinken des Füllstands im Brennelement-Lagerbecken unter die Oberkante des Brennstoffs oder bei unzulässig hohen Anstiegen des RDB-, Frischdampf- oder Kühlmitteldrucks anzunehmen. Brennstabschäden können außerdem durch den Absturz schwerer Lasten oder durch Handhabungsfehler hervorgerufen werden.
- Bei Kraftwerksblöcken in der Nachbetriebsphase befinden sich alle Brennelemente im Brennelement-Lagerbecken. Diesem Zustand kann, analog zum POS F (Betriebszustand mit ins Brennelement-Lagerbecken ausgelagertem Kern), ebenfalls der Schadenzustand Brennstabschaden zugeordnet werden.
- Zur Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente existieren an deutschen Kernkraftwerksstandorten Zwischenlager, in denen die abgebrannten Brennelemente in CASTOR[®]-Behältern gelagert werden. Zur Freisetzung von Radionukliden könnte es bei einer Beschädigung eines Behälters kommen (z. B. durch eine Einwirkung von außen). Im Einklang mit der Definition des Brennstabschadens für den Nichtleistungsbetrieb kann dieser unbeherrschte Endzustand auch als Schadenzustand für ein Standortzwischenlager an deutschen Kraftwerksstandorten verwendet werden.
- Beim Betrieb nuklearer Reststoffbearbeitungszentren und Abfalllager sind Freisetzungen kleinerer Mengen an Radionukliden nicht auszuschließen. Daher wird der entsprechende Risikobeitrag zum Gesamtrisiko eines Kraftwerkstandorts als vergleichsweise gering eingestuft. Unter Beachtung der oben aufgeführten Punkte können Ereignisabläufe einer Site-Level PSA der Stufe 1 mit ihren Endzuständen gruppiert werden. Diese Gruppen sind durch ihre jeweiligen spezifischen Eigenschaften

zu beschreiben, die für die weitere Analyse in der PSA der Stufe 2 bzw. die hinsichtlich der Freisetzung von Radionukliden wesentlich sind.

4.2 Gruppierung der Kernschadenzustände nach charakteristischen Merkmalen für den Leistungsbetrieb

Die Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA umfasst die Auflistung aller Ereignisabläufe, die zu einem für die Stufe 2 der PSA relevanten Kernschadenzustand führen und ihrer Klassifizierung nach relevanten Merkmalen. Welche Merkmale eines Kernschadenzustandes für die Untersuchungen in Stufe 2 von Bedeutung sind, wird aufgrund der dort durchgeführten Analysen festgelegt. Gegebenenfalls muss die Gruppierung an die Ergebnisse der Analysen der Stufe 2 in einem iterativen Prozess angepasst werden. Dies betrifft besonders Schadenzustände für weitere Radionuklidquellen. Neben der Häufigkeitsverteilung der Kernschadenzustände werden in der Stufe 2 für einen DWR vom Typ Konvoi im Einzelnen typischerweise folgende Merkmale eines Kernschadenzustandes berücksichtigt:

- Auslösendes Ereignis (Englisch: initiating event, IE),
- Art des Ereignisablaufs (Transiente mit/ohne primärseitige Druckentlastung (PDE), Leck im Primärkreis mit/ohne PDE),
- Verfügbarkeit der Notstromversorgung,
- Primärseitige Bespeisung bis mindestens 30 min nach Brennstabschaden, Hochdruck (HD)- oder Niederdruck (ND)-Fluten/ND-Sumpfbetrieb,
- Sekundärseitige Wärmeabfuhr verfügbar,
- Sicherheitsbehälter (SB)-Abschluss (Wahrscheinlichkeit für Ausfall Lüftungsabschluss beim Schadenzustand),
- Druck im Primärkreis ($p > 10 \text{ MPa}$, $10 \text{ MPa} > p > 1 \text{ MPa}$, $p < 1 \text{ MPa}$),
- Zeitspanne vom auslösenden Ereignis bis zum Schadenzustand.

Für übergreifende Einwirkungen von innen wie außen muss die Liste der Merkmale um das Merkmal '*Art der übergreifenden Einwirkung*' erweitert werden.

4.3 Berücksichtigung aller Anlagenbetriebszustände

Anlagenbetriebszustände kennzeichnen die jeweiligen Betriebsphasen eines Kernkraftwerks. Diese lassen sich zunächst grob in Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb unterteilen, wobei beim Leistungsbetrieb im Allgemeinen eine weitere Unterteilung in die Betriebsphasen Volllast- und Teillastbetrieb, beim Nichtleistungsbetrieb in die Betriebsphasen Abfahren, Stillstand und das Wiederanfahren der Anlage erfolgt. Des Weiteren sind Anlagenbetriebszustände des Nachbetriebs zu unterscheiden. Dabei können bestimmte Zustände beim An- und Abfahren der Anlage unter operativen Gesichtspunkten auch dem Leistungsbetrieb zugerechnet werden, werden jedoch im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen vorwiegend dem Nichtleistungsbetrieb zugerechnet. Für Anlagenbetriebszustände des Nichtleistungsbetriebs müssen dann spezifische Merkmale (u. a. Zustand von Barrieren, Ort des Schadens im Brennelement-Lagerbecken oder im RDB) beachtet werden.

Die in einer PSA für übergreifende Einwirkungen untersuchten auslösenden Ereignisse resultieren aus Ursachen aufgrund bzw. infolge übergreifender Einwirkungen von innen bzw. außen. Diese sind dem jeweiligen, zum Zeitpunkt des Ereigniseintritts vorliegenden Anlagenbetriebszustand zuzuordnen. Anlageninterne auslösende Ereignisse (Transienten und Kühlmittelverluststörfälle (KMV)) sind dabei entweder spezifisch für den Leistungsbetrieb (z. B. Frischdampfleitungsleck, Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung) oder spezifisch für den Nichtleistungsbetrieb, oder sie sind in allen Anlagenbetriebszuständen der Anlage (wie z. B. bei einem Notstromfall) möglich. Der Eintritt auslösender Ereignisse aufgrund anlagenexterner Einwirkungen ist hingegen in allen Betriebsphasen möglich. Dabei ist die zeitliche Dauer eines Anlagenbetriebszustands hinsichtlich der spezifischen Eintrittshäufigkeit der anlagenexternen Einwirkung zu berücksichtigen.

Hinsichtlich der Berücksichtigung der Anlagenbetriebszustände in der Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA ist bei der Gruppierung wiederum zu ermitteln, ob die Merkmale der Schadenszustände bei unterschiedlichen Anlagenbetriebszuständen gleich sind und es folglich gleiche Verzweigungen im Unfallablaufbaum gibt.

4.4 Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen

Übergreifende Einwirkungen haben das Potenzial, komponenten- und systemübergreifende Schäden in einer kerntechnischen Anlage oder sogar den gesamten Anlagenstandort betreffend zu verursachen. Insgesamt sind mittlerweile 155 einzelne übergreifende Einwirkungen, teils aufgeteilt in Untergruppen, bzw. solchen Einwirkungen zugrundeliegende Phänomene (vgl. dazu /DEC 17/, /SPE 18/ und /STR 20/) bekannt und teilweise auch bereits vertieft deterministisch wie probabilistisch (siehe dazu u. a. /SPE 13/ und /SPE 15/) untersucht. Dabei sind zunächst Einwirkungen von innen und außen zu unterscheiden. Einwirkungen von innen sind großteils nicht abhängig von den Gegebenheiten des Anlagenstandorts, aber abhängig vom Typ der zu untersuchenden Anlage(n) und deren Auslegung. Das Auftreten und die daraus resultierenden Auswirkungen übergreifender Einwirkungen von außen auf die jeweilige Anlage hängen hingegen vor allem von den Standortgegebenheiten ab, wobei sich diese über die Zeit verändern können und dementsprechend in regelmäßigen Abständen zu überprüfen sind.

Zunächst müssen standort- und anlagenspezifisch alle grundsätzlich überhaupt möglichen einzelnen Einwirkungen und Einwirkungskombinationen identifiziert und dann einem zweistufigen Screeningverfahren mit einem qualitativen Screening als erstem Screeningschritt und einem quantitativen Screening als zweitem Screeningschritt unterzogen werden. Ein von der GRS entwickeltes systematisches Vorgehen zur Durchführung des Einwirkungsscreenings ist in /MAY 20/ detailliert beschrieben. Dieses Verfahren nutzt ein großteils automatisiertes Screeningwerkzeug für das Einwirkungsscreening, das sogenannte *Hazard Screening Tool* (HST), für welches in /STR 20/ auch ein entsprechendes Anwenderhandbuch bereitgestellt wurde.

Für die Identifikation und das Screening von Einwirkungskombinationen wird ein analoges Verfahren angewendet, welches ebenfalls mit dem HST durchgeführt werden kann. Hinsichtlich der Einwirkungskombinationen (international auch als Combined Hazards bezeichnet) werden international (siehe IAEA Specific Safety Guide SSG-64 /IAE 21/) drei verschiedene Kategorien solcher Ereigniskombinationen unterschieden:

- Kategorie 1: Ereigniskombinationen kausal verknüpfter Einwirkungen (als *Consequential Hazards* bezeichnet). Beispiele hierfür sind ein Erdbeben mit darauffolgender anlagenexterner Überflutung oder einem Verlust der externen Stromversorgung, ein Flugzeugabsturz mit darauffolgendem Brand, oder auch ein anlageninterner Brand mit darauffolgender anlageninterner Überflutung.

- Kategorie 2: Ereigniskombinationen von zwei oder mehr durch eine gemeinsame Ursache korrelierten Einwirkungen (als *Correlated Hazards* bezeichnet): Beispiele hierfür sind ein durch ein Sturmtief korrelierter Blitzschlag, Starkregen und Starkwind, durch ein Erdbeben korreliert auftretende Brände und Komponentenversagen etc.;
- Kategorie 3: Ereigniskombinationen unabhängig voneinander gleichzeitig auftretender Einwirkungen (als *Unrelated Hazards* bezeichnet): Als Beispiele sind hier ein langandauerndes Hochwasser (anlagenexterne Überflutung) mit einem unabhängig davon auftretenden anlageninternen Brand oder ein Erdbeben mit einem unabhängig davon auftretenden Starkregenereignis zu nennen.

Für die Durchführung einer Site-Level PSA ist zu beachten, dass einzelne übergreifende Einwirkungen aber auch Einwirkungskombinationen gleichzeitig mehrere Reaktorblöcke und weitere Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort beeinträchtigen können. Bei diesen übergreifenden Einwirkungen kann unterschieden werden zwischen

- Einwirkungen, die mehr als einen Kernkraftwerksblock und ggf. auch weitere Radionuklidquellen am Kraftwerksstandort unmittelbar betreffen und zu auslösenden Ereignissen führen (als „Definite Events“ bezeichnet). Dabei handelt es sich vor allem um Ereignisse mit Ursachen außerhalb des Anlagengeländes (Einwirkungen von außen, EVA), die zu Beeinträchtigungen sicherheitstechnisch bedeutsamer Einrichtungen, beispielsweise des Kühlwassereinlaufs, führen können. Aber auch Einwirkungen von innen (EVI) können mehrere Anlagen am Standort beeinträchtigen.
- Einwirkungen, bei denen ein auslösendes Ereignis nur unter bestimmten Randbedingungen eintritt (als „Conditional Events“ bezeichnet). Diese Ereignisse können entweder auslösende Ereignisse in einem Reaktorblock bzw. andere Radionuklidquellen (z. B. das Brennelement-Lagerbecken) oder auch gemeinsam von mehreren Reaktorblöcken oder auch anderen Anlagen am Standort genutzte Einrichtungen betreffen, welche sich auch auf benachbarte Reaktorblöcke bzw. Anlagen auswirken (vgl. Abschnitt 5.2.1).

Es empfiehlt sich, alle Erweiterungen der PSA der Stufe 1 zur Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen innerhalb eines bereits vorhandenen elektronischen Anlagenmodells durchzuführen. Dies ermöglicht eine gemeinsame quantitative Auswertung der Ereignis- und Fehlerbäume, welche alle auslösenden

Ereignisse (durch anlageninterne Ereignisse ebenso wie durch übergreifende Einwirkungen von innen und außen) beinhaltet. Mittels Importanzanalysen lassen sich dann mit vertretbarem Aufwand auch die Einflüsse von Ereignissen durch übergreifende Einwirkungen auf die Gesamtergebnisse für die Häufigkeiten von Gefährdungs- und Kern- bzw. Brennstabschadenszuständen ermitteln.

Entsprechend /ROE 18/ werden die übergreifenden Einwirkungen hinsichtlich der Konsequenzen für die PSA untergliedert in solche,

- die eine Transiente auslösen und Systemfunktionen zur Beherrschung dieser Transiente beeinträchtigen (Gruppe 1),
- die eine Transiente auslösen, aber keine Systemfunktionen zur Beherrschung dieser Transiente beeinträchtigen (Gruppe 2),
- die keine Transiente auslösen, aber die Funktion von Sicherheitssystemen beeinträchtigen (Gruppe 3) und solche,
- die weder eine Transiente auslösen noch die Funktion von Sicherheitssystemen beeinträchtigen (Gruppe 4).

Nachstehend sind gruppenspezifisch die jeweiligen Konsequenzen für die jeweils erforderliche Berücksichtigung im PSA-Anlagenmodell aufgeführt.

- Gruppe 1:
Eine Erweiterung der Ereignisablaufdiagramme, Fehlerbäume und Parameter der Basisereignisse des PSA-Anlagenmodells ist erforderlich.
- Gruppe 2:
Sofern durch die übergreifende Einwirkung ein auslösendes Ereignis hervorgerufen werden kann, welches in der zugrundeliegenden PSA nicht berücksichtigt wurde, ist ebenfalls eine Erweiterung der PSA nötig. Es ist jedoch zu prüfen, ob der jeweilige einwirkungsbedingte Ereignisablauf in der PSA bereits berücksichtigt ist. Durch einen Vergleich der Häufigkeiten des auslösenden Ereignisses einerseits und der übergreifenden Einwirkung andererseits lässt sich abschätzen, ob die übergreifende Einwirkung einen numerisch relevanten Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungs- bzw. Kern- bzw. Brennstabschadenszuständen liefert.

- Gruppe 3:
Für übergreifende Einwirkungen dieser Gruppe, welche zwar nicht zu einem auslösenden Ereignis, aber zur Beeinträchtigung von Sicherheitssystemen führen können, wird vom manuellen Abfahren der Anlage in den unterkritisch kalten Zustand ausgegangen. Mögliche Ausfälle beim Abfahren der Anlage werden als auslösendes Ereignis untersucht.
- Gruppe 4:
Übergreifende Einwirkungen dieser letzten Gruppe haben keinen Einfluss auf die Häufigkeit von Gefährdungs- und Kern- bzw. Brennstabschadenszuständen, sie müssen demzufolge nicht in der PSA behandelt werden.

Auf der Basis sogenannter Ausrüstungslisten (Englisch: Hazard Equipment Lists, *HELs*), die jene SSC enthalten, deren Nichtverfügbarkeit einen Beitrag zum Risiko durch übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen liefern könnte, werden einwirkungsbedingte auslösende Ereignisse und Beeinträchtigungen von Sicherheitssystemen ermittelt. Auch Beeinträchtigungen von Personalhandlungen, die durch übergreifende Einwirkungen hervorgerufen werden können, sollen dabei in der PSA Berücksichtigung finden. So kann beispielweise bei anlageninternen Brandereignissen der Zugang zu betroffenen Gebäudebereichen erschwert oder unmöglich sein, um erforderliche Handmaßnahmen durchzuführen.

Hinsichtlich der einwirkungsbedingten Beeinträchtigung von Sicherheitssystemen ist jedoch zu überprüfen, ob in den Fehlerbäumen Komponentenausfälle vernachlässigt wurden, deren Zufallsausfälle für die Ergebnisse der vorhandenen PSA zwar unerheblich sind, welche jedoch einwirkungsbedingt durch übergreifende Auswirkungen bedeutsam sein können (z. B. Kabelfunktionsausfälle). Für solche Fälle ist die PSA entsprechend zu erweitern.

Der Einfluss der jeweiligen Einwirkung bzw. Einwirkungskombination auf die Funktion von in der PSA modellierten Komponenten ist für alle von jeweils direkt oder indirekt über die Ausbreitung der Einwirkung betroffenen Räume und Anlagenbereiche zu untersuchen. Für eine erste grobe Abschätzung kann die Annahme getroffen werden, dass die Funktion aller in den jeweils betroffenen Raumbereichen befindlichen SSC ausgefallen ist. Für detaillierte Analysen in der PSA ist dieser vollständige Ausfall nicht in jedem Falle zu unterstellen. Hier bestehen in Abhängigkeit von den Charakteristika der jeweils zu betrachtenden Einwirkungen deutliche Unterschiede. Für alle Ereignisabläufe durch

übergreifende Einwirkungen, die einen nicht zu vernachlässigenden Einfluss auf das Ergebnis der PSA haben können, sind Detailanalysen durchzuführen, welche zeitliche Aspekte der übergreifenden Einwirkungen wie auch Gegenmaßnahmen einbeziehen.

Analog zu den Überlegungen bei den Anlagenbetriebszuständen ist hinsichtlich der Berücksichtigung der übergreifenden Einwirkungen in der Schnittstelle zur Stufe 2 bei der Gruppierung wiederum zu ermitteln, ob die Merkmale der Schadenszuständen von Ereignissequenzen unterschiedlicher übergreifender Einwirkungen gleich sind und es folglich gleiche Verzweigungen im Unfallablaufbaum gibt.

5 Site-Level PSA der Stufe 2

Aus den Diskussionen auf internationaler Ebene und den in der Folge der Reaktorunfälle von Fukushima durchgeführten Stresstests für Kernkraftwerke hat sich insbesondere auf europäischer Ebene zudem die Notwendigkeit für methodische Anpassungen und Weiterentwicklungen und für eine Fortschreibung der Anforderungen an die Durchführung von PSA der Stufe 2 ergeben.

Zur Erstellung eines Leitfadens für die Durchführung einer Site-Level PSA ist es erforderlich, die u. a. auf internationaler Ebene vorhandenen Ansätze zu einer PSA für einen gesamten Anlagenstandort – als Site-Level PSA bezeichnet – weiterzuentwickeln und an die Vorgaben der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ bezüglich probabilistischer Sicherheitsbewertungen anzupassen bzw. entsprechende Empfehlungen zu deren Umsetzung zu geben. Dabei wird für Kernkraftwerksstandorte in Deutschland vorausgesetzt, dass es für jeden einzelnen Kraftwerksblock eine bereits begutachtete PSA gibt, die ggf. zu modifizieren und ergänzen ist. Im Vorgängervorhaben 4715R01575 wurde ein methodischer Ansatz für eine Site-Level PSA der Stufe 1 entwickelt und beispielhaft für einen gesamten Anlagenstandort erprobt („Probabilistische Risikoanalysen der Stufe 1 für Standorte mit mehreren kerntechnischen Anlagen“ /ROE 18/). Nachfolgend wird eine Methodik vorgestellt, diese Site-Level PSA der Stufe 1 auf eine Site-Level PSA der Stufe 2 unter Berücksichtigung der spezifischen Aspekte einer PSA der Stufe 2 zu erweitern. Neben der Betrachtung aller Radionuklidquellen am Anlagenstandort werden auch die möglichen Anlagenbetriebszustände (POS) sowie potenzielle Auswirkungen übergreifender Einwirkungen von innen und außen einschließlich deren Kombinationen berücksichtigt.

5.1 Analyse der möglichen Unfallentwicklungen an einem Kernkraftwerksstandort

Im Gegensatz zu einer Standard-PSA der Stufe 2 für eine Einzelreaktoranlage oder für einen einzelnen Reaktorblock eines Mehrblock-Standorts /IAE 10/ sind bei einer kompletten Site-Level PSA neben den jeweils einzeln zu betrachtenden Reaktorblöcken des Mehrblock-Standorts auch die Abhängigkeiten der Reaktorblöcke untereinander sowie der sich eventuell auf dem Anlagengelände befindlichen Zwischen- und Standortabfalllager sowie Reststoffbearbeitungszentren zu betrachten /ROE 18/. Diese umfassende Betrachtung beinhaltet somit die Berücksichtigung sämtlicher Radionuklidquellen am

Standort (z. B. Korrelation des Befüllungsgrads des Kerns und des Brennelement-Lagerbeckens) sowie insbesondere die möglicherweise vorhandene oder eintretende wechselseitige Beeinflussung der Anlagen untereinander (z. B. durch gemeinsam genutzte Systeme und Ressourcen).

Diese im Vergleich zu einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock wesentlich erweiterten Randbedingungen einer Site-Level PSA der Stufe 2 mit mehreren Radionuklidquellen begründen vor allem durch die höhere Anzahl möglicher Interaktionsmöglichkeiten der Radionuklidquellen in Unfallabläufen untereinander den erweiterten Umfang der durchzuführenden Analysen.

5.2 Unfallablaufrelevante Aspekte den Gesamtstandort betreffend: Erweiterte Voraussetzungen und Randbedingungen

Bei einer umfassenden Betrachtung von Kernkraftwerksstandorten (einschließlich ggf. weiterer, am Standort vorhandener Radionuklidquellen wie einem Zwischenlager oder einer radioaktiven Abfallbehandlungsanlage, kann es zu Abhängigkeiten zwischen den Reaktorblöcken, unterschiedlicher Radionuklidquellen und/oder beiden kommen. Diese Abhängigkeiten können das Potential besitzen, den Unfallablauf vor allem im Hinblick auf die Gestalt des Quellterms (d. h. vor allem den Zeitpunkt und die Menge möglicher Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt) gravierend zu beeinflussen.

Bezüglich möglicher Freisetzungsmengen (und -zeitpunkte) von Radionukliden in die Umwelt, d. h. letztlich der Quellterme von Freisetzungskategorien einer Site-Level PSA der Stufe 2, sind zusätzlich beispielsweise die folgenden Abhängigkeiten zwischen den zu betrachtenden Radionuklidquellen zu berücksichtigen:

- aktueller Befüllungsgrad des Zwischenlagers,
- aktueller Befüllungsgrad des Abfalllagers oder
- aktuelle Befüllung des RDB und des Brennelement-Lagerbeckens (hier ist vor allem die Berücksichtigung des gegebenen Zusammenhangs zwischen aktuellem Befüllungsgrad des RDBs (100 % Befüllung während des Leistungsbetriebs bzw. Teilbefüllung während der Revision oder im Nachbetrieb oder 0 % bei einer kompletten Kernausslagerung) und des Brennelement-Lagerbeckens relevant).

Bezüglich der zu betrachtenden Reaktorblöcke sind u. a. die folgenden Aspekte zu berücksichtigen:

- **gemeinsam genutzte Systeme**, die an einem Standort mit mehr als einem Reaktorblock oder mehr als einer Radionuklidquelle gemeinsam von mehreren Reaktorblöcken oder Quellen genutzt werden (u. a. betriebliche Systeme, wie das Feuerlöschsystem oder das Druckluftsystem, elektrische Versorgungseinrichtungen (Gasturbine, örtliche 20 kV-Ringleitung). Speziell beim Anlagentyp "CANDU" mit mehreren Reaktoren, bei denen sich immer zwei Reaktoren ein Containment teilen, gibt es eine blockübergreifende Warte, gemeinsam genutzte Wasserversorgungssysteme und eine gemeinsam genutzte Einrichtung zur Druckabsenkung im Störfall.
- **gemeinsam genutzte Leitungen**, die im Fall einer Mehrblockanlage (Multi-Unit Site) von mehr als einem Reaktorblock genutzt werden (z. B. Ventingleitungen aus mehreren Reaktorblöcken, die vor dem Abluftkamin zusammengeführt werden);
- von mehreren Reaktorblöcken und anderen Einrichtungen nutzbare **Notstromversorgung**;
- gemeinsam genutzte **personelle Ressourcen** (Werkfeuerwehr, Reaktorwarte (letzte u. a. vor allem bei Reaktoren vom Typ CANDU oder WWER));
- gemeinsam genutzte **mobile Notfalleinrichtungen** (z. B. mobile Pumpen oder mobile Notstromaggregate).

Diese Abhängigkeiten zwischen den verschiedenen Anlagen an einem Standort lassen sich gemäß dem Vorgehen in /ROE 18/ aufteilen. Auch für eine Site-Level PSA der Stufe 2 sind zunächst die Abhängigkeiten zwischen den verschiedenen Anlagen an dem zu analysierenden Kraftwerksstandort sowie die Einflüsse zu ermitteln, die mehrere Anlagen eines Standorts gleichzeitig beeinträchtigen können. Dabei handelt es sich um die nachfolgend Genannten:

- Einflüsse, die gleichzeitig auf mehr als einen Reaktorblock eines Standorts wirken, z. B. durch Einwirkungen von außen,
- gegenseitige Beeinflussungen verschiedener Anlagen am Standort, z. B. durch Störungen in benachbarten Reaktorblöcken, sowie
- Abhängigkeiten der Anlagen untereinander, z. B. durch gemeinsam genutzte SSC oder gemeinsames Personal.

Zur systematischen Berücksichtigung solcher Abhängigkeiten bei Standorten mit mehreren Anlagen wurde von der U.S. NRC /SCH 13/, ebenso wie im Projekt ASAMPSA_E der EU /KUM 16/ bereits eine geeignete Klassifikation genutzt. Dabei wurden sechs Klassen von Abhängigkeiten identifiziert:

- auslösende Ereignisse (IEs),
- gemeinsam genutzte SSC (im Sinne von shared connections),
- identische Komponenten (identical components),
- Umgebungsabhängigkeiten (proximity dependencies),
- personelle Abhängigkeiten (human dependencies) sowie
- organisatorische Abhängigkeiten (organizational dependencies).

Details zu den Abhängigkeiten finden sich in den nachfolgenden Abschnitten.

5.2.1 Auslösende Ereignisse

Bestimmte auslösende Ereignisse können gleichzeitig mehrere Blöcke eines Standorts beeinträchtigen. Bei diesen Ereignissen kann zwischen solchen unterschieden werden, die mehrere Blöcke unmittelbar betreffen (als Definite Events bezeichnet) und solche, bei denen eine Beeinträchtigung nur unter bestimmten Umständen eintritt (sogenannte Conditional Events). Zu den ersteren gehören anlagenexterne Ereignisse wie Netzstörungen, Ausfall der Wärmesenke, naturbedingte Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetter- und Witterungseinflüsse, biologische Einwirkungen (u. a. mit Beeinträchtigungen des Kühlwassereinflusses) und anlagenexterne Brände, aber auch zivilisatorische Einwirkungen wie unfallbedingter Flugzeugabsturz, Einwirkungen aus Industrie-, Militär- oder Transportunfällen etc. Conditional Events können Betriebsstörungen oder Störfälle in einem Reaktorblock oder auch Ereignisse an einer anderen Radionuklidquellen sein, welche sich auch auf benachbarte Reaktorblöcke bzw. andere Radionuklidquellen auswirken.

5.2.2 Gemeinsam genutzte SSC

Diese Kategorie beinhaltet SSC, die von mehreren Blöcken einer Mehrblockanlage bzw. unterschiedlichen Radionuklidquellen gemeinsam genutzt werden. Dabei handelt es sich beispielsweise um:

- einzelne SSC, die gleichzeitig gemeinsam von mehreren Blöcken genutzt werden (international als Single SSC bezeichnet), wie z. B. Fortluftkamine, Kühlwasserein- und -auslaufkanäle, Wasseraufbereitungssysteme, Umgebungsüberwachungssysteme;
- eine einzelne Standby-SSC, die sich mehrere Blöcke teilen (standby sharing), wie beispielsweise ein mobiler Dieselgenerator oder eine mobile Pumpe.

5.2.3 Abhängigkeiten von der näheren Umgebung

Hierbei handelt es sich um Einwirkungen von innen auf dem Anlagengelände, die mehrere Kraftwerksblöcke oder Anlagen am gleichen Standort beeinträchtigen können. Sind Einrichtungen mehrerer Anlagen in einem gemeinsamen Gebäude untergebracht, so kann beispielsweise ein Brand oder eine gebäudeinterne Überflutung in diesem Gebäude die Einrichtungen mehrerer Anlagen beeinträchtigen (z. B. der überflutungsbedingte Ausfall einer Feuerlöschpumpe des von mehreren Anlagen am Standort genutzten Feuerlöschsystems). Ein weiteres Beispiel sind Brände oder Überflutungen auf dem Anlagengelände.

5.2.4 Personelle Abhängigkeiten

Diese Kategorie beinhaltet Personalhandlungen (human interactions), welche zu Beeinträchtigungen an den SSC mehrerer Anlagen am Standort führen. Hier kann zwischen Fehlern bei pre-event und post-event Handlungen unterschieden werden. Führt beispielsweise ein Instandhaltungsteam Arbeiten in mehreren Reaktorblöcken durch, so können durch Fehler bei identischen Arbeitsabläufen Komponenten mehrerer Anlagen beeinträchtigt werden. Diese Fehler können zu auslösenden Ereignissen in mehreren Anlagen führen (pre-event action) oder sich bei Anforderungen des Systems auswirken. Andererseits können sich Personalfehler, z. B. bei Rückschaltungen nach einem Ausfall der Netzeinspeisung eines Reaktorblocks, auf benachbarte Blöcke auswirken. Das Ereignis in einem Block kann sich erst durch den Personalfehler auf andere Anlagen auswirken (post-event action). Zusätzlich können durch erforderliche Personalhandlungen in einer Anlage des Standorts personelle Ressourcen (beispielsweise Mitglieder der Werkfeuerwehr bei einem größeren Brand in einem Kraftwerksblock) gebunden werden, die für Handlungen in anderen Anlagen am Standort zeitgleich nicht mehr zur Verfügung stehen.

5.2.5 Organisatorische Abhängigkeiten

Derartige Abhängigkeiten bestehen, sofern eine gemeinsame Organisation mehrere Anlagen am Standort verbindet. Dies kann beispielsweise die Erstellung von Prozeduren für den Betrieb, bei Prüfungen oder zur Störfallbeherrschung betreffen. Ein Fehler bei der Erstellung einer Prozedur kann sich von einem Kernkraftwerksblock auf andere Reaktorblöcke auswirken, wenn diese Prozedur auf die anderen Blöcke des Standorts übertragen wird. Ein weiteres Beispiel sind Auslegungsberechnungen, die von einer Organisationseinheit durchgeführt werden und welche als Grundlage für Anlagenänderungen in mehreren Reaktorblöcken genutzt werden.

5.2.6 Identische Komponenten

Diese Kategorie beinhaltet Komponenten mit derselben Auslegung, Betriebsweise und betrieblichen Umgebung. Die Komponenten wurden auf die gleiche Weise ausgelegt und installiert und werden auch in gleicher Weise betrieben und instandgehalten. Diese Komponenten können anfällig für Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA) sein. Solche GVA werden normalerweise nicht blockübergreifend im PSA-Modell berücksichtigt. Dies betrifft vor allem SSC in der PSA der Stufe 1, kann ggf. jedoch auch für Systeme zur Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen und somit für die Unfallsequenzen relevant sein.

5.3 Methodische Erweiterung des PSA-Anlagenmodells für einen gesamten Anlagenstandort

Eine zu erstellende Multi-Unit PSA kann nach /IAE 19/ mit folgendem, in /ROE 18/ vorgestellten Ansatz erstellt werden:

1. Auswahl des Umfangs und der Risikomaße für eine Multi-Unit PSA
2. Prüfung und ggf. Vervollständigung der PSA für jeden Reaktorblock
3. Analyse der auslösenden Ereignisse für die Multi-Unit PSA

4. Ereignisablaufmodell der Stufe 1 für Ereignisse in einzelnen Reaktorblöcken (Single Reactor Events), Ereignisablaufmodell der Stufe 1 für Ereignisse mehrere Reaktorblöcke betreffend (Multiple Reactor Events); ggf. mit einer Schnittstelle von der Stufe 1 zur Stufe 2
5. Ereignisablaufmodell der Stufe 2 für Ereignisse in einzelnen Reaktorblöcken (Single Reactor Events), Ereignisablaufmodell der Stufe 2 für Ereignisse mehrere Reaktorblöcke betreffend (sogenannte Multiple Reactor Events)
6. Ermittlung der Quellterme für alle Ereignisse
7. Ermittlung der radiologischen Konsequenzen für alle Ereignisse
8. Risikozusammenführung und Ergebnisinterpretation

Die vorgenannten Punkte werden nachfolgend im Hinblick auf ihre Anwendbarkeit für eine Multi-Unit PSA bzw. eine Site-Level PSA der Stufe 2 diskutiert.

Bezogen auf eine PSA der Stufe 2 gibt es international keine standardmäßig verwendeten Risikomaße (siehe dazu IAEA Safety Guide SSG-4 /IAE 10a/), am weitesten verbreitet sind die Risikomaße „large early release frequency“ (LERF) und „large release frequency“ (LRF). Für eine Site-Level PSA der Stufe 2 wird daher die Auswahl dieser Risikomaße vorgeschlagen (siehe Schritt 1 der obigen Liste), so dass hieraus die Notwendigkeit einer Einteilung der in einer PSA der Stufe 2 zu bestimmenden Freisetzungskategorien in die Kategorien 'large'/'small' (bezogen auf die Freisetzungsmenge) und 'early'/'late' (bezogen auf den Freisetzungszeitpunkt) folgt. Hierfür sind zu Beginn die entsprechenden Grenzwerte für die Freisetzungsmenge 'large' bzw. den Freisetzungszeitpunkt 'early' bzw. 'late' zu definieren. Der Umfang der Site-Level PSA bezieht sich auf alle Reaktoren und zusätzlich auf alle größeren, am jeweiligen Anlagenstandort vorhandenen Radionuklidquellen. Weiterhin werden die probabilistischen Sicherheitsanalysen nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik von der Stufe 1 bis hin zur Stufe 3 für alle Anlagenbetriebszustände durchgeführt, d. h. sowohl des Leistungs- wie des Nichtleistungsbetriebs einschließlich der Nachbetriebsphase, für anlageninterne Ereignisse sowie für Einwirkungen von innen und außen, bezogen entweder nur auf einen zu untersuchenden Reaktorblock oder auch auf alle Reaktoren bzw. Radionuklidquellen.

In Bezug auf die Analyse der auslösenden Ereignisse (Punkt 3) sind bei einem schweren Unfall insbesondere auch die eventuell vorgelagerten übergreifenden Einwirkungen vgl. Kap. 4.4) im Hinblick auf eine mögliche Beeinflussung der letztlich freigesetzten Radionuklidmengen bzw. des Freisetzungszeitpunkts zu analysieren (siehe auch /ROE 20/ und /HAG 20/). Dabei ist insbesondere die Möglichkeit einer Quelltermüberlappung zu betrachten, d. h. eine gleichzeitige Freisetzung von Radionukliden aus mehreren Radionuklidquellen am Standort. Diese sind dann als Gesamtheit (Summe) zu betrachten und können sich aufgrund der unterschiedlichen Freisetzungsquellen auch in ihrer Radionuklidzusammensetzung (Nuklidvektor) jeweils in Abhängigkeit von den betrachteten Szenarien voneinander unterscheiden (siehe auch Kapitel 5.6.3).

Explizit für die PSA der Stufe 2 wird das folgende gestaffelte Vorgehen in Bezug auf die zu betrachtenden Ereignisabläufe vorgesehen (Punkt 5):

- a) Erstellung des Ereignisablaufmodells der Stufe 2 für Ereignisse in einzelnen Reaktorblöcken (Single Reactor Events) (Standard PSA der Stufe 2),
- b) Erstellung des Ereignisablaufmodells der Stufe 2 für Ereignisse mehrere Reaktorblöcke betreffend (Multiple Reactor Events) unter Berücksichtigung von Abhängigkeiten.

Für Ereignisabläufe, in denen mehrere Reaktorblöcke, Interaktionen zwischen Reaktorblöcken und z. B. einem Zwischenlager oder anderer Radionuklidquellen zu berücksichtigen sind, wird zur Reduktion der Komplexität kein eigenständiger, umfassender Einzel-APET entwickelt, sondern die Abhängigkeiten in die bestehenden, mehrfachen Einzel-APETs (Single Reactor Events) über die Einzelabfragen des Ereignisbaums an den relevanten Stellen integriert. So werden für die einzelnen Radionuklidquellen (RDB, Brennelement-Lagerbecken, Zwischenlager, etc.) jeweils einzelne Ereignisabläufe mit eigenen APETs wiedergegeben, die eigene Freisetzungsmengen und -zeitpunkte bzw. auch deren Häufigkeiten beinhalten.

Bezogen auf deutsche Anlagen entfällt in der Auflistung die Ermittlung der radiologischen Konsequenzen für alle Ereignisse (Punkt 7), da dies als Bestandteil der PSA der Stufe 3 nicht im Betrachtungsumfang dieses Vorhabens liegt.

Die Gesamtfreisetzung sowie die zugehörige Gesamtwahrscheinlichkeit lässt sich dann über die Aufsummierung der Einzel-APETs aus Punkt 5 berechnen.

5.4 Besonderheiten bei der Entwicklung und der Quantifizierung des Unfalls mittels APETs

In der probabilistischen Analyse der Unfallentwicklung müssen bei einer Site-Level PSA im Vergleich zu einer Standard-PSA für die Betrachtung nur eines Reaktors zusätzliche Aspekte in die jeweiligen APETs der zu betrachtenden Einzelblöcke eingebracht werden. Dies sind zum einen organisatorische Besonderheiten, wie z. B. personelle Abhängigkeiten (Human Resources), d. h. Verfügbarkeit von Personen (u. a. auf der Warte), welche in spezifische Verzweigungswahrscheinlichkeiten des APET beispielsweise unter Human Factor-Aspekten einfließen können. Zum anderen handelt es sich aber um Aspekte, welche Ressourcen der einzelnen Reaktorblöcke betreffen (z. B. neu zu implementierende Verzweigungswahrscheinlichkeiten zur Verfügbarkeit mobiler Einrichtungen (Diesel, Pumpen) am gesamten Standort).

Einen wesentlichen Punkt bilden die baulichen Besonderheiten von am Kraftwerkstandort gemeinsam genutzten SSC. Sofern diese von mehr als einer kerntechnischen Anlage am Standort genutzt werden, spricht man von gemeinsam genutzten SSC. Sind diese relevant für die PSA, so bedeutet dies, dass es über diese SSC oder menschliche Ressourcen, die diese SSC bedienen, Abhängigkeiten zwischen den verschiedenen Anlagen am Standort gibt. Diese Abhängigkeiten müssen in den entsprechenden Modellen (z. B. dem Ereignisbaum (APET)) für eine Site-Level PSA berücksichtigt werden.

Eine Besonderheit bei der APET-Modellierung stellen die Zwischen- und Abfalllager dar, da bei ihnen auf die Betrachtung des Containments verzichtet werden kann, welches konzeptionell nicht vorgesehen ist. Daraus abgeleitet ergeben sich im Vergleich zu den Reaktorblöcken potenziell schnellere Freisetzungen von Radionukliden ohne Rückhaltungsmengen in die Umwelt.

Zur Erstellung der Site-Level PSA der Stufe 2 kann die in der GRS verwendete Software EVNTRE von Sandia National Laboratories (SNL) verwendet werden /GRI 89/ (siehe Anhang A.2). Mit dieser Software kann eine probabilistische Ereignisablaufanalyse mit Hilfe der Ereignisbaum-Technik durchgeführt werden. Für die Reaktorblöcke eines ausgewählten Kernkraftwerksstandorts in Deutschland liegen in der GRS bereits umfassende Ereignisbäume für die Anlagenbetriebszustände Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb eines Kernkraftwerks und unter Berücksichtigung von Einwirkungen von außen (EVA) sowie des Brennelement-Lagerbeckens vor /LOE 18/. Diese werden aktuell im BMU-Vorhaben 4718R01313 um eine verbesserte Jodmodellierung und um neue

Notfallmaßnahmen erweitert. Eine Erweiterung der zugrundeliegenden Ereignisbäume um die Besonderheiten einer Mehrblockanlagen-PSA bzw. einer Site-Level PSA (d. h. um die Berücksichtigung mehrerer Abhängigkeiten) mittels der Software EVNTRE für PSA der Stufe 2 ist denkbar. Bei einer Site-Level PSA sind im Vergleich zu einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock oder einer Mehrblockanlagen-PSA zusätzliche Verzweigungen in den Ereignisbaum einzufügen, die die Abhängigkeiten der Radionuklidquellen untereinander abbilden, so dass dadurch der Grad an Komplexität durch die dadurch gestiegene Anzahl an abgebildeten Unfallablaufsequenzen steigt.

Aufgrund der deutlich verminderten Komplexität wäre es praktikabler, die PSA für alle Anlagen am Kraftwerksstandort (Gesamt-PSA) in einzelne PSA-Analysen zu zerlegen. Die Gesamt-PSA für den zu betrachtenden Standort würde sich somit aus den einzelnen PSA-Modellen (d. h. den einzelnen Ereignisbäumen) für die verschiedenen Reaktorblöcke (Einzel-APETs jeweils im Hinblick auf die Radionuklidquellen des RDBs und des Brennelement-Lagerbeckens), sowie weiterhin aus den – ggf. sehr vereinfachten – einzelnen PSA-Modellen für die auf dem Anlagengelände befindlichen weiteren Radionuklidquellen (Zwischenlager, Abfallbehandlungseinrichtungen etc.) zusammensetzen. Das Gesamtergebnis für den Anlagenstandort kann anschließend durch Aufsummierung z. B. der Kernschadenshäufigkeiten in der PSA der Stufe 1 (oder entsprechend in der PSA der Stufe 2: der Eintrittshäufigkeiten für bestimmte Freisetzungskategorien) berechnet werden. Um ein korrektes (nicht überhöhtes) Gesamtergebnis zu bekommen, ist es dabei erforderlich, Überlappungen bzw. ein doppeltes Anrechnen von Einzelbeiträgen (z. B. aus Abhängigkeiten der einzelnen Reaktorblöcke untereinander) aus den jeweiligen Einzel-PSAs zu vermeiden. Auch ist es für das Aufsummieren notwendig, die Einzel-PSAs soweit möglich von ihrem Detaillierungsgrad und Umfang her anzugleichen.

5.5 Zusammenfassung und Interpretation der Quantifizierungsergebnisse

Zur Gegenüberstellung der für eine PSA der Stufe 2 relevanten Ergebnisse der Unfallanalysen der einzelnen Szenarien (d. h. der Freisetzungsmengen und -zeitpunkte und Wahrscheinlichkeiten der Szenarien) ist die Darstellung der Ergebnisse in Freisetzungskategorien notwendig, die jeweils mehrere Szenarien gemittelt darstellen (zu Aspekten hinsichtlich der Freisetzungsmengen und der -zeitpunkte siehe Kapitel 5.3). Grundsätzlich lassen sich auf diese Weise bei einer Site-Level PSA die Freisetzungskategorien nach einer weiteren Sortierung entsprechend deren Eintrittswahrscheinlichkeiten und o. g. Kategorisierung weiter zusammenfassen und untereinander vergleichen. In Bezug

auf die zu den Freisetzungskategorien gehörenden Quellterme kann sich dabei die Zusammensetzung des Radionuklidvektors unterscheiden, so dass eine weitere radionuklidspezifische Unterteilung der Freisetzungskategorien (z. B. in große/kleine Cäsium- bzw. Iodfreisetzung) bei einer Site-Level PSA sinnvoll sein kann.

5.6 Besonderheiten der Quellterme bei einer Site-Level PSA

Grundsätzlich sind bei der Erstellung einer Site-Level PSA für unterschiedliche Betriebszustände jeweils unter Berücksichtigung von relevanten Einwirkungen von Innen und Außen (sowie von Ereigniskombinationen) die identischen Vorgehensweisen wie bei einer Single-Unit Standard PSA /IAE 10/ vorzunehmen. Mittels Ereignisbäumen werden die Endzustände der PSA der Stufe 2 einzelner möglicher Ereignisabläufe ermittelt und über eine Zusammenfassung (international als Binning bezeichnet) einzelnen Freisetzungskategorien zugeordnet. Den einzelnen Freisetzungskategorien werden dann neben der spezifischen Eintrittshäufigkeit einzelne, spezifische Quellterme zugeordnet, die über Integralcodes (z. B. MELCOR /GAU 05/, siehe Anhang A.1) berechnet und beispielsweise mittels einer Quelltermprognosesoftware (siehe Anhang A.3) prognostiziert werden können.

Die Quellterme bestehen aus Freisetzungsmengen für relevante Leitnuklide (z. B. Kr-88 und Xe-133 (Edelgase) bzw. I-131, Te-132 und Cs-137), welche bei einem schweren Unfall in die Umwelt freigesetzt werden können /IAE 08/. Zusätzlich beinhaltet der Quellterm die prognostizierten Freisetzungszeitpunkte sowie die zugehörigen Freisetzungsmengen /SSK 14/.

Bei einer Multi-Unit PSA der Stufe 2 sind unterschiedliche Radionuklidquellen und damit voneinander abweichende Radionuklidinventare zu betrachten. Während sich im Kern noch kurzlebige Radionuklide mit einer geringen Halbwertszeit befinden (z. B. Kr-88 mit $T_{1/2} = 2 \text{ h } 50 \text{ min}$), dominieren bereits in den abklingenden Brennstäben im Brennelement-Lagerbecken bzw. explizit dann in den Castor-Behältern im Zwischenlager die langlebigen Radionuklide (z. B. Cs-137 mit $T_{1/2} \sim 30 \text{ a}$).

Neben der spezifischen Radionuklidzusammensetzung der jeweiligen Inventare unterscheidet sich auch die Gesamtaktivität, die bei einem schweren Unfall freigesetzt werden kann. Diese hängt vor allem beim Brennelement-Lagerbecken und beim Zwischenlager vom aktuellen Befüllungsgrad und von der integralen Verweildauer der Radionuklide im

betrachteten Brennelement-Lagerbecken bzw. Zwischenlager ab. Dabei liegen Korrelationen z. B. zwischen der aktuellen Kernbeladung und der Beladung des Brennelement-Lagerbeckens im Hinblick auf die einzelnen Befüllungsgrade vor. Zusätzlich zu den Kern-, Lagerbecken- und Zwischenlagerinventaren sind ebenfalls mögliche Inventare im Hilfsanlagengebäude (HAG) zu betrachten. Diese fallen in ihrer Gesamtaktivität geringer aus als die Hauptinventare des Kerns bzw. des Brennelement-Lagerbeckens und des Zwischenlagers /TUE 11/ und sind zudem lokal voneinander getrennt (z. B. in den Filtern/Harzen einzelner (Reinigungs-)Systeme).

5.6.1 Spezifikation der Freisetzungskategorien

Die Spezifikation der Freisetzungskategorien erfolgt analog zu einer Standard-PSA für einen Einzelblock. Dabei werden verschiedene Freisetzungsszenarien einer reduzierten Anzahl an Freisetzungspfaden (z. B. Freisetzung über Kamin) bzw. bestimmten Versagensmechanismen (z. B. Versagen des Sicherheitsbehälters) zugeordnet /IAE 10/.

5.6.2 Gruppierung der Endzustände des Unfallentwicklungereignisbaums (Binning)

Ein weiterer Aspekt einer PSA der Stufe 2 ist die Zuordnung der verschiedenen möglichen Freisetzungspfade in einen Satz von Freisetzungskategorien. Diese Gruppierung ist bei einer Site-Level PSA dabei analog zur Einzelblock-PSA durchzuführen. Mögliche Gruppierungskategorien sind dabei neben dem Freisetzungspfad auch die Zuordnung in eine frühe (große) bzw. späte (große) Freisetzung. Im Vergleich zu einem Einzelblock ist eine feinere Unterteilung der Zeitintervalle anzustreben, um eine mögliche spätere Überlappung der Quellterme genauer abbilden zu können. Die Freisetzungskategorien sind dabei reaktorblockspezifisch, bzw. spezifisch für die Radionuklidquelle (Brennelement-Lagerbecken, Zwischenlager, Abfallbehandlungsanlage) zu wählen.

5.6.3 Quelltermanalyse

Die Quelltermbestimmung ist anlagenspezifisch mittels einer Integralcodeanalyse (z. B. mit MELCOR /GAU 05/) für jede Freisetzungskategorie jedes Reaktorblocks (sowohl den RDB als auch das Brennelement-Lagerbecken betreffend) durchzuführen. Für die Radionuklidquellen des Zwischenlagers sind Freisetzungshäufigkeiten und Freisetzungsmengen zu bestimmen und in Abhängigkeit davon Integralcodeanalysen der zu

betrachtenden Freisetzungspfade bzw. -kategorien durchzuführen, so dass Freisetzungsmengen und -zeitpunkte berechnet bzw. zumindest abgeschätzt werden können. Für die zu betrachtenden Radionuklide des Abfallagers und des Hilfsanlagegebäudes sind Freisetzungsabschätzungen aufgrund des erwartbaren, geringeren Schadenspotentials der sich dort befindenden Radionuklide ausreichend /TUE 11/.

Den zeitlichen Verläufen von möglichen Radionuklidfreisetzungen muss bei einer Site-Level PSA besondere Beachtung geschenkt werden. Durch die Vielzahl möglicher Freisetzungen aus den verschiedenen Radionuklidquellen kann es zu sich überlappenden Quelltermen während eines schweren Unfalls kommen, wie die nachfolgende Abb. 5.1 verdeutlicht.

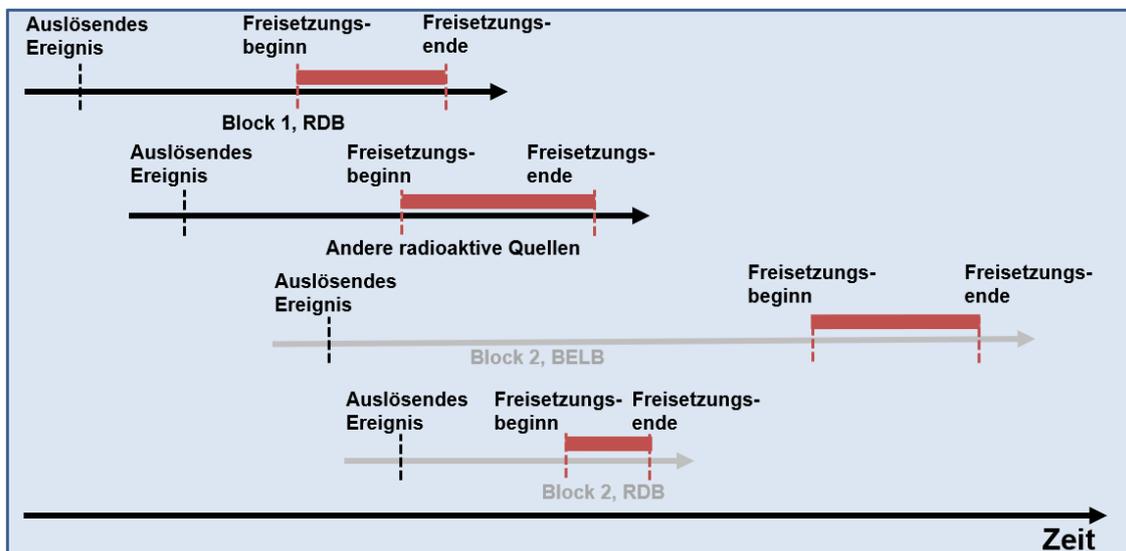


Abb. 5.1 Unterschiedliche Freisetzungsabläufe am Anlagenstandort: zeitlicher Verlauf möglicher Freisetzungen aus verschiedenen Radionuklidquellen (bei ebenfalls unterschiedlichen Freisetzungsinventaren)

Demzufolge sind die Phasen der Radionuklidfreisetzungen möglichst genau bezüglich der Intervalllänge der Freisetzung und der freigesetzten Radionuklidmenge während der betrachteten Phase zu bestimmen. Die jeweiligen Freisetzungsdauern und -mengen sind dabei vom individuellen Szenario abhängig. Die grundsätzliche Anzahl möglicher Quellterme ist durch eine geeignete Methodik zu reduzieren /BIX 19/, da die Anzahl an notwendigen Quelltermanalysen deutlich höher ist als bei einer Single-Unit PSA (bei m Reaktorblöcken und n Quelltermen sind $n \cdot m$ Quellterme notwendig), wie auch Abb. 5.2 verdeutlicht.

Treten während des Unfallverlaufs auf dem Anlagenstandort bei verschiedenen Radionuklidquellen (RNQ), beispielsweise im RDB des ersten Blocks und im Zwischenlager jeweils spezifische Freisetzungen auf, so wird die Gesamtfreisetzung des Anlagenstandorts durch diejenige Freisetzung dominiert, die von ihrer Freisetzungsmenge her „groß“ bzw. „früh“ ist (siehe Beispiel mit roten Pfeilen in Abb. 5.3, wo die „große, frühe Freisetzung“ gegenüber der „geringen Freisetzung“ dominiert).

Für den Fall, dass weitere Radionuklidquellen betrachtet werden müssen (insgesamt also die Anzahl n), wird aus obiger zweidimensionaler Matrix eine entsprechende n -dimensionale Matrix. Überlappen sich die Einzelfreisetzungen, dann muss die Gesamtfreisetzung betrachtet werden, wobei dann die dominierende Einzelfreisetzung die Kategorie der QT-Kombination bestimmt.

Sowohl die Definition des zeitlichen Grenzwerts einer frühen Freisetzung als auch die Festlegung auf einen Mengengrenzwert für eine große Freisetzung bzw. für einen Minimalmengengrenzwert entsprechend Abb. 5.4 muss dabei im Vorhinein festgelegt sein.

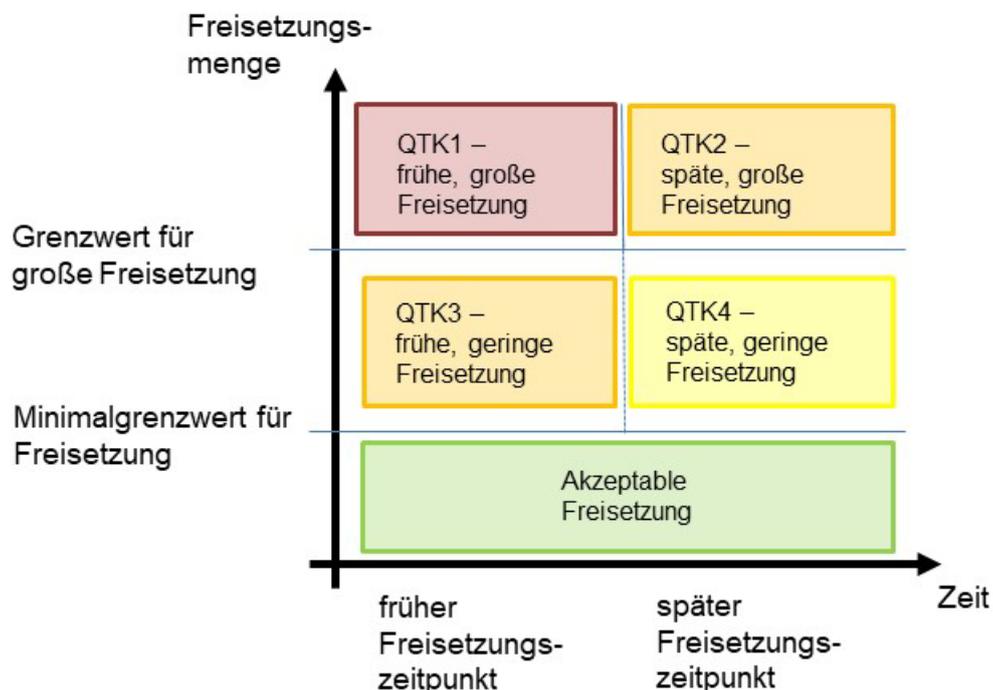


Abb. 5.4 Quelltermkategorisierung nach zeitlichen Faktoren und nach Freisetzungsmengen (Grenzwertvorgabe erforderlich)

Für die Quelltermkategorisierung in die Kategorien „groß“, „früh“ und „spät“ sind dabei die Relevanzen der einzelnen Quellterme nach Freisetzungszeitpunkt und Menge zu gewichten. Für die Freisetzungsmenge sind dabei die prozentualen Gesamt- und Einzelanteile der Radionuklidquellen an der potenziellen Gesamtfreisetzung des gesamten Anlagenstandorts relevant. Eine Einteilung der Freisetzungsmengen in logarithmische Größen (Freisetzungsteile 10^{-1} bzw. 10^{-2} und 10^{-3} etc. in Bezug auf die Gesamtfreisetzungsmenge) für die wichtigsten Leitnuklide (z. B. I-131 oder Cs-137) kann dabei zielgerichtet sein /BIX 19/.

Zum Schluss muss aus den Einzelbeiträgen der Quellterme ein Gesamtfreisetzungsverlauf bestimmt werden, der das Szenario möglichst realistisch abbildet, wodurch die mit-
igativen anlageninternen, ebenso wie die anlagenexternen Notfallmaßnahmen (z. B. Verteilung von Jodtabletten an die Bevölkerung oder Evakuierungen von Gebieten) bewertet und ggf. verbessert werden können.

5.6.4 Besonderheiten der Rechenprogramme zur Quelltermgenerierung für die Quelltermanalyse

Aktuelle integrale Unfallanalysecodes (MELCOR /GAU 05/, ASTEC /IRS 20/, MAAP /FAU 20/) beinhalten nur die Möglichkeit, eine singuläre Radionuklidquelle zu betrachten. Einzelne Rechnungen können in den aktuellen Softwareversionen nicht interagieren, sondern den Unfallablauf nur unabhängig voneinander simulieren. Ein theoretisches Vorgehen zur gleichzeitigen Berechnung mehrerer Radionuklidquellen wäre eine schrittweise Übergabe von Rechenergebnissen zwischen den einzelnen Simulationen in Form einer Schnittstelle (ständige Übergabe von relevanten Randbedingungen), die allerdings technisch sehr aufwändig und deshalb nicht praktikabel ist. Während die Verifikation der Software über geplante Verifikationstests durchgeführt werden kann, ist die Softwarevalidierung, d. h. die Überprüfung einer angemessenen Modellbildung, über Experimente bzw. über Code-zu-Code-Vergleiche schwierig, da kaum Daten zur Verfügung stehen.

5.6.5 Ergebnisse der Quelltermanalyse

Die zu untersuchenden Freisetzungsszenarien sind für eine Site-Level PSA der Stufe 2 bezüglich ihrer jeweiligen Freisetzungswahrscheinlichkeit und der mit dieser verbundenen Freisetzungsmenge zu betrachten. Im Nachgang einer zugehörigen Risikoanalyse

sind gegebenenfalls PSA-Rückschlüsse über Verbesserungen mit Bezug auf den Anlagenstandort zu ziehen, die die Sicherheit des Anlagenstandorts erhöhen können. Die Ergebnisse der Site-Level PSA sind dabei genau wie bei einer Einzel- und Mehrblock-PSA auch im Hinblick auf eine eventuell durchzuführenden PSA der Stufe 3 zu betrachten. Im Gegensatz zu einer Mehrblock-PSA ist bei einer Site-Level PSA aufgrund der höheren Anzahl zu betrachtender Radionuklidquellen mit Quelltermen zu rechnen, die aus mehreren Freisetzungsphasen und Überlappungen bestehen können, in denen (siehe Abschnitt 5.6.3) Radionuklide vom Anlagenstandort in die Umwelt gelangen können.

6 Behandlung von Unsicherheiten

Um eine Bewertung zum Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks zu erhalten, werden im Rahmen einer PSA im Allgemeinen klassische Ereignisbaum- und Fehlerbaumanalysen durchgeführt. Das Ergebnis der Analysen sind Angaben zu den Häufigkeiten von Schadenszuständen (PSA der Stufe 1) sowie von Anlagenschäden, die mit der Freisetzung von Radionukliden verbunden sind (PSA der Stufe 2). Da jedoch die Eingabedaten, z. B. für die Ereignisbaum- und Fehlerbaumanalysen, auch für deterministische Unfallanalysen (siehe Anhang A.1) nur ungenau bekannt sind, sind auch die resultierenden Häufigkeiten für die Schadenszustände bzw. die berechneten Freisetzungsmengen von Radionukliden bei einem Unfall in die Umwelt mit einer Unsicherheit behaftet. Um die Aussagesicherheit der ermittelten Häufigkeiten zu quantifizieren, werden für die Stufen 1 und 2 einer PSA entsprechende Unsicherheitsanalysen durchgeführt.

6.1 Berücksichtigung von Unsicherheiten in der PSA der Stufe 1

Die Methodik der Berücksichtigung von Unsicherheiten in der PSA Stufe 1 für einen Reaktorblock sind auch bei einer Betrachtung für Multi-Unit-/Multi-Source-Standorte anwendbar. Unsicherheiten sollten grundsätzlich berücksichtigt werden, wenn auf der Grundlage von PSA-Ergebnissen Schlussfolgerungen gezogen oder Entscheidungen getroffen werden.

Unsicherheiten in der PSA der Stufe 1 werden normalerweise in drei Gruppen unterteilt:

- Unsicherheit bezüglich der Vollständigkeit:
Diese Art der Unsicherheit ist praktisch nicht ausweisbar, da der Grad der Vollständigkeit einer Analyse nie sicher bekannt ist.
- Unsicherheit bezüglich der Modellierung:
Die Unsicherheiten darüber, in welchem Ausmaß die verwendeten Modelle, Annahmen und Abschätzungen die Ergebnisse der PSA beeinflussen, können über Sensitivitätsbetrachtungen bestimmt werden.
- Statistische Unsicherheit bezüglich der Zuverlässigkeitskenngrößen und Eintrittshäufigkeiten von übergreifenden Einwirkungen bzw. auslösenden Ereignissen:
Diese Art der Unsicherheit wird durch die Angabe statistischer Streubreiten für die Zuverlässigkeitskenngrößen und Eintrittshäufigkeiten und Durchführung von Unsicherheitsanalysen z. B. mittels Monte-Carlo-Simulationen ermittelt. Auf Basis dieser

Unsicherheitsanalysen kann die Qualität der PSA-Ergebnisse und der Vertrauensgrad in die Ergebnisse, auch hinsichtlich der Einhaltung von Sicherheitskriterien eingestuft werden.

Im Vergleich zu einer PSA für einen Einzelblock ist bei einer PSA für eine Site-Level PSA mit mehreren Blöcken und weiteren Radionuklidquellen die Bewertung der Unsicherheiten komplexer. Vor allem bezüglich der Modelle, Annahmen und Abschätzungen sind bei einer Site-Level PSA höhere Unsicherheiten zu erwarten. Insbesondere bei der Analyse übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen können die spezifischen Einwirkungen auf die einzelnen zu betrachtenden Reaktorblöcke bzw. Radionuklidquellen und damit das Ausmaß der Schädigungen an den SSC nur abgeschätzt werden. Der Einfluss dieser Schätzungen ist durch Sensitivitätsanalysen zu bestimmen.

Während die Kenntnisstandunsicherheiten (epistemische Unsicherheiten) in Bezug auf naturbedingte Einwirkungen naturgemäß vergleichsweise hoch sind und damit auch die Unsicherheiten in der PSA dominieren können, lassen sich diese Unsicherheiten für zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen ebenso wie für Einwirkungen von innen durch zunehmende Erfahrung aus dem Betrieb technischer Anlagen (d. h. sowohl industrieller wie militärischer Einrichtungen, aber auch aller Arten von Transportmitteln) bei Kenntnis der vorhandenen technischen Risiken am zu untersuchenden Kraftwerksstandort und in dessen Umgebung immer weiter reduzieren, wenngleich die Unsicherheiten bei diesen Einwirkungen immer noch deutlich höher sind als die bei anlageninternen Ereignissen. Solche Effekte müssen bei einer umfassenden PSA für einen gesamten Anlagenstandort Berücksichtigung finden, die PSA-Ergebnisse bedürfen einer diesbezüglichen wohldokumentierten Interpretation.

Weitere Aspekte der Unsicherheiten einer Site-Level PSA betreffen nach /IAE 19/ unter anderem:

- den Grad der Abhängigkeiten bei menschlichen Handlungen zur Beherrschung von Ereignissen in mehreren Reaktorblöcken,
- die Berücksichtigung des administrativen Abschaltens eines nicht von der Einwirkung betroffenen Reaktorblocks, welche in Abhängigkeit von der Schadenshäufigkeit relevant sein kann,

- den Grad der Korrelation des Ausfallverhaltens gleichartiger Komponenten in benachbarten Reaktorblöcken bei übergreifenden Einwirkungen von außen (insbesondere Erdbeben) und Einwirkungskombinationen.

Bezüglich der statistischen Unsicherheiten der Zuverlässigkeitskenngrößen müssen bei der Berücksichtigung von GVA über mehrere Reaktorblöcke die entsprechenden Elemente im PSA-Modell angepasst werden.

6.2 Berücksichtigung von Unsicherheiten in der PSA der Stufe 2

Auch in der PSA der Stufe 2 kann die grundsätzliche Methodik der Berücksichtigung von Unsicherheiten sowohl bei der Untersuchung nur eines Reaktorblocks als auch bei der Betrachtung aller Reaktorblöcke oder sogar aller Radionuklidquellen angewendet werden. Dabei sind insbesondere die folgenden Unsicherheiten relevant:

- Unsicherheiten in den Modellierungen, auf denen die Unfallanalysen aufbauen (z. B. Details zu den Räumen, im Modell abgebildete Materialbeschaffenheiten),
- sensitive Parameter in der Unfallanalyse (z. B. Temperaturschwellwerte, Aktivierung von Simulationsmodulen) bzw. unsichere Zeitpunkte im Unfallablauf (insbesondere Versagenszeitpunkte), die zu Unsicherheiten bei der Berechnung des Zeitpunktes und der Menge der Radionuklidfreisetzung führen können,
- einzelne unsichere Verzweigungsparameter im Gesamt-APET, die letztlich auch zu unsicheren Freisetzungshäufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien führen.

Im Vergleich zu einer PSA der Stufe 2 für einen einzelnen Reaktorblock ist bei einer Site-Level PSA der Stufe 2 (für mehrere Reaktorblöcke sowie weitere Radionuklidquellen) die Bewertung der Unsicherheiten u. a. durch den größeren Umfang der Analyse (insbesondere die Berücksichtigung weiterer Radionuklidquellen) komplexer. Im Hinblick auf die verwendeten Modelle, die verwendeten Annahmen und die zugrundeliegenden Abschätzungen sind bei einer Site-Level PSA höhere Unsicherheiten im Vergleich zu einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock zu erwarten. Grundsätzlich ist das Vorgehen bei der Unsicherheitsanalyse bei einer Site-Level PSA allerdings identisch zu dem Vorgehen bei einer Einzel-PSA bzw. Mehrblock-PSA. Ebenso wie bei der PSA der Stufe 1 können insbesondere bei übergreifenden Einwirkungen (einschließlich Einwirkungskombinationen) die spezifischen Auswirkungen auf die einzelnen zu betrachtenden Reaktorblöcke

bzw. Radionuklidquellen und damit das Ausmaß der Schädigungen sicherheitsrelevanter Systeme und Komponenten nur abgeschätzt werden.

6.3 Berücksichtigung von Unsicherheiten bei der Analyse von Einwirkungskombinationen

Bei der Analyse von Einwirkungskombinationen in PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 sind ebenfalls die Auswirkungen von Unsicherheiten zu berücksichtigen. Dabei kann es zu einem signifikanten Einfluss einzelner großer Unsicherheiten (Heterogenität) auf das Gesamtergebnis kommen /POG 19/. Werden bei der Risiko-Aufsummierung (Risk Aggregation) verschiedene Risiken zusammengeführt, können einzelne Beiträge (oder auch nur ein einziger) einen erheblichen und dominierenden Einfluss auf das Gesamtergebnis haben. Hohe Risikobeiträge mit einer hohen inhärenten Unsicherheit dominieren das Endergebnis und können daher wichtige Erkenntnisse verhindern, sofern keine vertieften Untersuchungen vorgenommen werden. Einzelne übergreifende Einwirkungen, insbesondere solche von außen, wie beispielsweise ein auslegungsüberschreitendes Erdbeben, können solche dominierenden Einzelbeiträge darstellen.

Bei der Betrachtung von Ereigniskombinationen und deren Auswirkungen im Rahmen einer Site-Level PSA der Stufe 2 sind insbesondere die Integrität des Containments bzw. der Schutzbarrieren der anderen Radionuklidquellen von Bedeutung. Durch die höhere Anzahl zu berücksichtigender Aspekte bei einer Ereigniskombination im Vergleich zu den Einzelbeiträgen von Einwirkungen von innen oder außen wächst die Unsicherheit der zu betrachtenden Ereigniskombinationen sowohl in der PSA der Stufe 1 als auch in der PSA der Stufe 2.

Insgesamt müssen bei der abschließenden Ergebnisbetrachtung einer Site-Level PSA die zugehörigen Unsicherheiten und ihre jeweiligen Ursprünge bekannt sein und in Abhängigkeit von den Zielen der PSA minimiert werden.

6.4 Risikomaße und -aggregation für Site-Level PSA der Stufen 1 und 2

In Bezug auf eine Site-Level PSA fehlen aktuell immer noch in der internationalen Fachwelt akzeptierte Risikomaße und Methoden zur Ermittlung des Gesamtrisikos für den gesamten Standort mit ggf. mehr als einem Reaktorblock und weiteren Radionuklidquellen. Um diesen Mangel zu beseitigen, finden gegenwärtig Aktivitäten sowohl bei der

IAEA als auch bei der Working Group on Risk Assessment (WGRISK) des OECD NEA (Nuclear Energy Agency) Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) statt /NEA 21/.

6.4.1 Site-Level Risikomaße für PSA der Stufen 1 und 2

Bei den international verwendeten, üblichen Risikomaßen für eine PSA der Stufe 1 sowohl für den Leistungs- als auch Nichtleistungsbetrieb handelt es sich um die Kernschadenshäufigkeit (Englisch: core damage frequency, CDF) bzw. bei Berücksichtigung des Brennstoffs im Brennelement-Lagerbecken um die Brennstabschadenshäufigkeit (Englisch: fuel damage frequency, FDF) entsprechend /IAE 10/.

Die in einer PSA für einen Reaktorblock (Single-Unit PSA) der Stufe 2 gebräuchlichen Risikomaße stehen üblicherweise im Zusammenhang mit Radionuklidfreisetzungen aus der Anlage in die Umwelt. Neben der u. a. im IAEA Specific Safety Guide SSG-4 /IAE 10a/ beschriebenen „release category frequency“ sind international sowohl die Häufigkeit großer Freisetzungen (Englisch: large release frequency, LRF) als auch die Häufigkeit früher großer Freisetzungen (Englisch: large early release frequency, LERF) üblich. Dabei werden die Kategorisierungen und Definitionen der Freisetzungsmenge (‘large‘) und des Freisetzungzeitpunkts (‘early‘) international unterschiedlich gehandhabt /WIE 16/.

Die große Freisetzungsmenge (‘large‘) kann sich dabei z. B. auf Freisetzungsruppen (volatile Radionuklide) oder auf spezifische Radionuklide (Cs-137) beziehen /WIE 16/, wie die nachfolgenden Beispiele verdeutlichen:

- Kernkraftwerk Mochovce (Slowakei): Freisetzung von > 3 % der volatilen Radionuklide in die Umwelt,
- Kernkraftwerk Bohunice (Slowakei): Freisetzung von > 1 % Cs-137 bezogen auf das Kerninventar in die Umwelt.

Beispielhafte Zeitintervallangaben für frühe Freisetzungen (“early”) variieren zwischen $\Delta t = 8 \text{ h}$ und $\Delta t = 24 \text{ h}$ /WIE 16/, wobei auch der Bezugspunkt des Startpunktes des Zeitintervalls variiert (z. B. Zeitpunkt des auslösenden Ereignisses oder alternativ dazu der Zeitpunkt der Freisetzung).

Methodische Untersuchungen im Rahmen des EU-Projekts ASAMPSA_E /WIE 16/ haben aufgezeigt, dass sich die Anwendbarkeit der vorgenannten Risikomaße für eine PSA der Stufe 2 auch auf Mehrblockanlagen oder einen gesamten Kernkraftwerksstandort erweitern lassen. In aktuellen Untersuchungen und Zusammenstellungen werden spezifische Risikomaße für eine Site-Level PSA, wie z. B. die site large [early] release frequency (SL[E]RF) oder die site release category frequency (SRCF) als geeignete Risikomaße (siehe u. a. /POG 19/ und /IAE 21a/) vorgestellt, da diese in der Lage sind, Multi-Source-Aspekte (d. h. mehrere Radionuklidquellen betreffende Aspekte) eines Kernkraftwerksstandorts im Gegensatz zu Risikomaßen für einen einzelnen Reaktorblock, wie z. B. die Kernschadenshäufigkeit (CDF) oder die Häufigkeit früher, großer Freisetzen (LERF) abzudecken.

Nachfolgend sind die relevanten Risikomaße für Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 aufgelistet und erläutert:

- Risikomaße für eine PSA der Stufe 1:
 - Site Core Damage Frequency (SCDF)
Die Kernschadenshäufigkeit (pro Standort und Jahr) für die Reaktorkerninventare aller am Standort in Betrieb befindlichen Reaktorblöcke (dieses Maß beinhaltet keine anderen Radionuklidquellen wie z. B. Brennelement-Lagerbecken, Standortzwischenlager etc.) am Kraftwerksstandort.
 - Site Fuel Damage Frequency (SFDF)
Die Brennstabschadenshäufigkeit (pro Standort und Jahr) bei einem Brennstabschaden bei einer oder mehreren Radionuklidquellen (u. a. Brennelement-Lagerbecken, Standortzwischenlager etc.) am Kraftwerksstandort.
- Risikomaße für eine PSA der Stufe 2:
 - Site Large [Early] Release Frequency (SL[E]RF)
Die Freisetzungshäufigkeit (pro Standort und Jahr) mit einer großen (frühen) Freisetzung von einer oder mehreren Radionuklidquellen auf dem Anlagenstandort (Reaktorkern, Brennelement-Lagerbecken, Standortzwischenlager etc.). Dabei ist zu beachten, dass sich aus der Überlagerung mehrerer (kleiner) Freisetzen (aus mehreren Radionuklidquellen) durch die bei einer zeitgleichen Freisetzung notwendige Aufsummierung eine große Gesamtfreisetzung ergeben kann, die zu der Kategorie „large release“ gezählt werden muss.

- Site Release Category Frequency (SRCF):
Die Freisetzungshäufigkeit (pro Standort und Jahr) für jede definierte Freisetzungskategorie einer PSA der Stufe 2 in Bezug auf einen Anlagenstandort mit einer oder mehreren Radionuklidquellen (dabei umfassen die Freisetzungskategorien des Anlagenstandorts neben den Freisetzungskategorien des Einzelblocks eventuell auch Freisetzungskategorien, die aus Wechselwirkungen der Radionuklidquellen untereinander entstehen können).

Die Risikomaße können inhaltlich von einer gängigen Single-Unit-Betrachtung zu einer komplexeren Multi-Unit PSA entsprechend /IAE 19/ und /IAE 21/ weiterentwickelt werden, wobei die zu betrachtenden Radionuklidquellen definiert sein müssen (Betrachtung nur des Kerns bzw. des Brennelement-Lagerbeckens oder von beiden). Diese Risikomaße lassen sich dann abschließend auf eine Site-Level Betrachtung (neben einer Betrachtung von Multi-Unit-Aspekten auch die Betrachtung mehrerer Radionuklidquellen am Kraftwerksstandort) weiterentwickeln. Dabei ist eine genaue Definition der zu betrachtenden Radionuklidquellen für das Risikomaß und damit für die Vergleichbarkeit untereinander essenziell.

Für die jeweilige PSA-Fragestellung sind die dafür vorgesehenen (oder angemessenen) Risikomaße zu wählen.

6.4.2 Site-Level Risikoaggregation bei PSA der Stufen 1 und 2

Eine Risikoaggregation, d. h. die Zusammenfassung bzw. die Aufsummierung unterschiedlicher Risiken, kann sowohl bei einer PSA der Stufe 1 als auch in einer PSA der Stufe 2 für einen gesamten Kraftwerkstandort erfolgen. Soll die Aufsummierung der Risiken (Risk Aggregation) auf den gesamten Anlagenstandort (Site) eines Kernkraftwerks ausgedehnt werden, so sind dabei die folgenden Risiken zu berücksichtigen:

- alle an einem Kernkraftwerksstandort vorhandenen Anlagen, d. h. alle Reaktorblöcke und sonstigen größeren Quellen von Radioaktivität,
- das vollständige Spektrum aller auslösenden Ereignisse – anlageninterne Ereignisse ebenso wie übergreifende Einwirkungen von innen und außen (einschließlich möglicher Kombinationen),
- alle Anlagenbetriebszustände des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs sowie der Nachbetriebsphase für die jeweils am Standort vorhandenen Reaktoren.

Die in Deutschland gültigen Vorgaben des PSA-Leitfadens /BMU 05/ und seiner Fachbände für die Durchführung einer PSA /FAK 05/, /FAK 05a/, /FAK 16/ enthalten keine Informationen darüber, wie eine solche Risk Aggregation zu bewerkstelligen ist /ROE 18/. Auf internationaler Ebene wird das Thema derzeit auf der Basis methodischer Weiterentwicklungen in einigen Ländern, insbesondere solchen mit Mehrblockanlagen, diskutiert und findet Eingang in entsprechende Dokumente (siehe /IAE 19/, /NEA 21/), die den Stand der Technik widerspiegeln.

Im Zusammenhang mit einer Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 hängt es von den spezifischen Anforderungen an die PSA ab, ob und in welcher Art und in welchem Umfang die Risiken aus verschiedenen radiologischen Quellen, aus Einwirkungen von Innen und Außen und resultierend aus verschiedenen Betriebszuständen, zu aggregieren sind. Es gibt unterschiedliche Möglichkeiten, Risiken zu aggregieren bzw. zu akkumulieren. Diese reichen von der einfachen Addition der jeweiligen Einzelrisikobeiträge am Anlagenstandort bis hin zur Entwicklung eines komplexen, umfassenden integrierten PSA-Modells, welches das aggregierte Gesamtrisiko aller modellierten Risikobeiträge quantifiziert /IAE 19/, /IAE 21/, /NEA 21/.

Der gewählte Ansatz kann die erzielten Ergebnisse und daher auch die daraus gewonnenen Erkenntnisse einschließlich der relativen Bedeutung einzelner Risikobeiträge beeinflussen. Beispielsweise kann die Aggregation über einen gesamten Anlagenstandort potenziell wichtige Szenarien identifizieren, welche bei der Aggregation beispielsweise einzelner Reaktorblöcke am Standort übersehen würden.

Das Gesamtergebnis der Risikoakkumulation für den Anlagenstandort kann durch eine Aufsummierung der Häufigkeiten der unerwünschten Endzustände (z. B. LERF (Large Early Release Frequency) aus den Risikomaßen ermittelt werden. Um ein korrektes (nicht überhöhtes) Gesamtergebnis zu bekommen, ist es erforderlich, Überlappungen bzw. ein doppeltes Anrechnen von Einzelbeiträgen (z. B. aus Abhängigkeiten zwischen einzelnen Reaktorblöcken untereinander) aus den jeweiligen einzelnen Risiken zu vermeiden (siehe /NEA 21/). Auch ist es für das Aufsummieren einzelner Risiken notwendig, identische Risikomaße, z. B. für frühe, große Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung, (auch in ihrem Detaillierungsgrad) zu nutzen /NEA 21/.

Zu den wichtigsten Herausforderungen bei der Risikoaggregation der Einzelrisiken gehört die Berücksichtigung unterschiedlicher Konservativitäten und Unsicherheiten, die

bei der Berechnung der Einzelrisiken angenommen wurden bzw. vorhanden sind /NEA 21/. Die Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten ist insbesondere bei naturbedingten Einwirkungen, wie beispielsweise Erdbeben, mit einer hohen Unsicherheit versehen. Allerdings sind die Auswirkungen sehr groß, so dass bei der Risikoakkumulation darauf zu achten ist, dass diese Unsicherheiten bei der Risikoermittlung besonders berücksichtigt werden.

7 Dokumentation der Analyse: Vorstellung und Interpretation der Ergebnisse für Stufe 1 und 2

7.1 Aufgabe der Dokumentation

Aufgabe der Dokumentation einer Site-Level PSA bis zur Stufe 2 ist eine zusammenfassende und nachvollziehbare Darstellung der Vorgehensweise bei der Durchführung sowie eine ausführliche Dokumentation und Analyse (Interpretation) der Ergebnisse, welche im Rahmen der Arbeiten gewonnen wurden.

7.2 Struktur der Dokumentation

Die Dokumentation für PSA der Stufen 1 und 2 kann separat erfolgen, da die jeweiligen Stufen zu spezifischen Ergebnissen führen, die entsprechend interpretiert werden: Die Ergebnisse der PSA der Stufe 1 geben neben der Angabe von Kernschadens- bzw. Brennstabschadenshäufigkeiten auch Hinweise auf Verbesserungspotentiale beispielsweise hinsichtlich Systemtechnik, Betriebsführung und Notfallprozeduren. Die Ergebnisse der Stufe 2 geben neben der Angabe von Häufigkeiten von Freisetzungskategorien auch Hinweise über die Wirksamkeit mitigativer Maßnahmen (z. B. Wasserstoffrekombination, gefiltertes Venting) und der Rückhaltefähigkeit von Strukturen). Dabei ist zu beachten, dass der Übergang von der Stufe 1 zur Stufe 2, das heißt insbesondere die weitere Analyse der verschiedenen Kern- bzw. Brennstabschadenszustände der Stufe 1 in der Stufe 2, ausführlich und nachvollziehbar dokumentiert wird.

Die Struktur der Dokumentation einer Site-Level PSA für die Stufen 1 und 2 sollte inhaltlich und formell der PSA-Dokumentation einer Single-/Multi-Unit PSA der Stufen 1 und 2 entsprechen. Dies beinhaltet unter anderem die Dokumentation der einzelnen Begründungen bei den Vorgehensweisen, sowie die Dokumentation der Durchführung und der anschließenden Analysen bzw. der Ergebnisse der Site-Level PSA der Stufen 1 und 2. Beschreibende Informationen zu den verwendeten PSA-Methoden, zum eigentlichen PSA-Prozess sowie zu den übergeordneten Erkenntnissen und finalen Schlussfolgerungen müssen ebenfalls dokumentiert vorliegen.

Die vollständige PSA-Dokumentation sollte gut strukturiert, präzise und überprüfbar sein. Darüber hinaus sollte die PSA-Dokumentation der Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 für die eventuelle Durchführung eines „Living-PSA“-Konzepts leicht aktualisierbar sein.

Die PSA-Schlussfolgerungen sollten eindeutig sein und nicht nur die wichtigsten allgemeinen Ergebnisse widerspiegeln, sondern auch die Schlussfolgerungen aus der Analyse der mit Phänomenen, Modellen und Datenbanken verbundenen Unsicherheiten und den dazugehörigen Analysen beinhalten. Die Auswirkung der zugrunde liegenden Annahmen, Unsicherheiten und Konservatismen in den Analysen und Methoden auf die Ergebnisse der PSA der Stufen 1 und 2 sollte durch die Präsentation der Ergebnisse von entsprechenden Sensitivitätsstudien nachgewiesen werden.

Die Dokumentation einer Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 sollte wichtige Ergebnisse der beider Stufen der PSA klar dokumentieren und unter anderem auch eventuelle Verbesserungsmöglichkeiten, die die Sicherheit der Anlage erhöhen, beinhalten.

Die Ergebnisse der Site-Level PSA können mit vorher festzulegenden probabilistischen (Risiko-)Kriterien der PSA der Stufen 1 und 2 verglichen werden (siehe Kapitel 6.4.1). Ein geeignetes Risikomaß kann dabei die Freisetzungshäufigkeit einer definierten Freisetzung sein (u. a. LERF unter Berücksichtigung von Freisetzungsmengen und -zeitpunkten). Art und Menge der Informationen, die in die detaillierte Dokumentation der Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 aufgenommen werden sollen, müssen zu Beginn von den Erstellern der PSA festgelegt werden.

Die Dokumentation einer Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 sollte jeweils in drei wesentliche Teile untergliedert werden:

- Zusammenfassender Bericht (Summary Report),
- Hauptbericht (Main Report),
- Anhänge zum Hauptbericht (Annexes).

Der zusammenfassende Bericht sollte einen Überblick über Motivationen, Ziele, Umfang, Annahmen, Ergebnisse und Schlussfolgerungen der Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 sowie über mögliche Auswirkungen auf die Auslegung, den Betrieb und die Wartung aller am Standort betrachteten Anlagen geben.

Der Hauptbericht sollte eine klare und nachvollziehbare Darstellung der gesamten Site-Level PSA der Stufen 1 und 2 enthalten. Dies beinhaltet auch präzise Aussagen zu allen Annahmen, Begründungen und anlagenspezifischen Aspekten, die die finalen Ergebnisse beeinflussen. Die Anhänge zum Hauptbericht sollten die zum Verständnis der Analysen notwendigen Zusatzinformationen beinhalten.

8 Zusammenfassung und Ausblick

Basierend auf aktuellen methodischen Weiterentwicklungen der GRS selbst sowie internationalen Erkenntnissen, insbesondere aus multinationalen Aktivitäten der OECD/NEA und der IAEA hat die GRS einen umfassenden systematischen Vorschlag für die Erweiterung einer PSA der Stufen 1 und 2 für einzelne Kernkraftwerksblöcke zu einer sogenannten Site-Level PSA für den gesamten Kernkraftwerksstandort mit allen dort vorhandenen Reaktorblöcken und weiteren Radionuklidquellen erarbeitet.

Für die PSA der Stufe 1 konnten die umfassenden methodischen Erweiterungen bereits für Kernkraftwerksblöcke im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb umfangreich erprobt werden, wobei validierte Methoden für eine probabilistische Risikobewertung von Kernkraftwerksblöcken in der Rückbauphase mit den sich über die Zeit ständig verändernden Risiken ebenso fehlen wie ausgereifte und ebenfalls umfassend erprobte Methoden für alle neben dem Brennelement-Lagerbecken weiteren größeren Radionuklidquellen, d. h. insbesondere Standortzwischenlager und nukleare Reststoffbearbeitungszentren und Abfalllager.

Bei der Erstellung des PSA-Modells für einen gesamten Kernkraftwerksstandort sind die vorhandenen PSA-Modelle für die einzelnen Reaktorblöcke entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik u. a. systematisch um übergreifende Einwirkungen (von innen und außen) und Einwirkungskombinationen für alle Anlagenbetriebszustände zu erweitern. Außerdem müssen gemeinsam von mehreren Anlagen am Anlagenstandort genutzte SSC und Ressourcen (beispielsweise ein gemeinsames Feuerlöschsystem oder auch bestimmtes Kraftwerkspersonal) bei den Modellerweiterungen zur Bestimmung des Gesamtrisikos, welches von diesem Standort ausgeht, Berücksichtigung finden. Allerdings müssen die verschiedenen Abhängigkeiten der verschiedenen Anlagen am Standort sorgfältig in die Einzelmodelle integriert werden, woraus ein signifikanter Aufwand resultieren kann. Außerdem müssen die Ergebnisse der Site-Level PSA manuell aus den Ergebnissen der Einzelmodelle ermittelt werden. Hierbei ist zu beachten, dass gemeinsame Anteile für zwei oder mehr Reaktorblöcke nicht mehrfach gezählt werden.

Als alternative Vorgehensweise kann ein gemeinsames PSA-Modell für den gesamten Kraftwerksstandort erarbeitet werden. Der Vorteil dieser Vorgehensweise besteht darin, dass die Quantifizierung aller Analysefälle und Ereignisabläufe ebenso wie des Gesamt-

ergebnisses einschließlich der Importanz- und Unsicherheitsanalysen in einem Gesamtmodell erfolgen kann. Dem gegenüber steht der erhebliche Aufwand zur Erstellung eines solchen Gesamtmodells für den Standort. Außerdem kann es zu ungewollten, fehlerhaften Unterschieden zwischen den begutachteten Einzelmodellen und dem neuen Gesamtmodell kommen. Daher wird auch der Begutachtungsaufwand für das Gesamtmodell als vergleichsweise hoch erachtet.

Bei der Erstellung einer Schnittstelle von der Stufe 1 zur Stufe 2 der PSA sollten Ereignisabläufe einer Site-Level PSA der Stufe 1 mit ihren Endzuständen gruppiert werden, um so die Anzahl der Ereignisabläufe der Stufe 2 auf eine überschaubare Zahl von Fällen zu beschränken. Diese Gruppen sind durch ihre jeweiligen spezifischen Eigenschaften zu beschreiben, die für die weitere Analyse in der PSA der Stufe 2 bzw. die hinsichtlich der Freisetzung von Radionukliden wesentlich sind.

Für eine Site-Level PSA der Stufe 2 war hingegen im Rahmen des Vorhabens 4718R01500 nur eine exemplarische Erprobung für ausgewählte Aspekte möglich.

Die zu betrachtenden Freisetzungsszenarien sind bei einer Site-Level PSA der Stufe 2 sowohl in Bezug auf ihre jeweiligen Freisetzungswahrscheinlichkeit als auch auf die mit ihr verbundenen Freisetzungsmengen ('large') und Freisetzungszeitpunkte ('early') zu betrachten und anhand von vorher festzulegenden Grenzwerten zu kategorisieren. Im Gegensatz zu einer Mehrblock-PSA ist bei einer Site-Level PSA aufgrund der höheren Anzahl zu betrachtender Radionuklidquellen mit Quelltermen zu rechnen, die aus mehreren Freisetzungsphasen und zeitlichen Überlappungen von Freisetzungen bestehen können, in denen Radionuklide vom Anlagenstandort in die Umwelt gelangen können. Die Radionuklidzusammensetzung der Quellterme kann sich bei einer Site-Level PSA ebenfalls stärker voneinander unterscheiden als bei einer Mehr- oder Einzelblock-PSA.

Neben der Ermittlung des Risikos können aus einer PSA ebenfalls Rückschlüsse über mögliche Verbesserungen mit Bezug auf den Anlagenstandort gezogen werden, die die Sicherheit des Anlagenstandorts erhöhen können. Die Ergebnisse der Site-Level PSA sind dabei genau wie bei einer PSA für einen einzelnen Reaktorblock oder bei einer Mehrblock-PSA auch im Hinblick auf eine eventuell durchzuführenden PSA der Stufe 3 zu betrachten bzw. anzupassen.

Das Gesamtergebnis der Risikoanalyse kann dabei im Rahmen einer Risikoaggregation für den gesamten Kernkraftwerksstandort durch eine Aufsummierung der Häufigkeiten

der unerwünschten Endzustände (z. B. LERF) aus den Risikomaßen errechnet werden. Um ein korrektes (nicht überhöhtes) Gesamtergebnis zu erzielen, ist es zwingend erforderlich, Überlappungen bzw. eine doppelte Anrechnung von Einzelbeiträgen (z. B. aus Abhängigkeiten der Einzelblöcke untereinander) aus den jeweiligen einzelnen Risiken zu vermeiden. Auch ist es für das Aufsummieren einzelner Risiken erforderlich, identische Risikomaße, u. a. für frühe, große Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung (auch in ihrem Detaillierungsgrad) zu nutzen. Internationale Untersuchungen im Hinblick auf geeignete Spezifikation generell geeigneter Risikomaße für eine Site-Level PSA sind derzeit noch nicht endgültig abgeschlossen.

Ein weiterer Aspekt, der die Risikoakkumulation betrifft, bisher jedoch noch nicht umfassend Berücksichtigung gefunden hat, ist die Verwendung unterschiedlicher PSA-Programme für die Ermittlung der Einzelrisiken. Beispielsweise kann für einen Reaktorblock die PSA der Stufe 1 mit RiskSpectrum® modelliert sein und für einen weiteren Block mit einem anderen PSA-Code, wie SAPHIRE®. In diesem Fall müssten die Besonderheiten der Programme bezüglich Risikoermittlung und Behandlung von Unsicherheiten bekannt sein, um eine Aggregation der Einzelrisiken adäquat durchführen zu können. Der Einfluss der Nutzung unterschiedlicher Programme auf die Risikoermittlung ist dahingehend zu untersuchen.

Damit stünden dann abgesicherte Methoden für eine umfassende probabilistische Bewertung des Risikos, welches von einem gesamten Kernkraftwerksstandort ausgeht, bei aufsichtlichen Fragestellungen zur Verfügung.

Literaturverzeichnis

- /ASM 08/ American Society of Mechanical Engineers (ASME) / American Nuclear Society (ANS): Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-S-2008(R2019), ISBN 978079183140, 2008.
- /BIX 19/ Bixler, N. E.: Practical Aspects of Performing a Multi-Unit Level 3 PSA with MACCS, Präsentation beim MACCS Users' Group Meeting, June 10 –11, 2019, North Bethesda, MD, USA, 2019.
- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nr. 207), 2005, https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_74_3.pdf.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Bekanntmachung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.02.2015 B2, https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_0_1.pdf?__blob=publicationFile&v=1.
- /CNS 15/ Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC): Summary Report of the International Workshop on Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment, Ottawa, ONT, Canada, 2015.
- /DEC 17/ Decker, K., H. Brinkman: List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E, Technical report D21.2, Reference IRSN PSN-RES/SAG/2017-00011. Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA (ASAMPSA_E), European Commission, Petten, Niederlande, 2017.

- /FAK 05/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, ISBN 3-86509-414-7, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243824/1/BfS_2005_SCHR-37_05.pdf.
- /FAK 05a/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, ISBN 3-86509-415-5, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243838/1/BfS_2005_SCHR-38_05.pdf.
- /FAK 16/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, BfS-SCHR-61/16, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, September 2016, <https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-2016091314090/3/BfS-SCHR-61-16.pdf>.
- /FAU 20/ Fauske & Associates, LLC (FAI) : Nuclear Modular Accident Analysis Program Software (MAAP) , Burr Ridge, IL, USA, <https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accident-analysis-program>, letzter Zugriff: 11.12.2020.
- /FRE 06/ Frey, W., J. von Linden, E. Piljugin.: Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69) – Fachband 1 – Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen aus dem Leistungsbetrieb bis zum Kernschmelzen (ohne Brand), GRS-A-3292, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Dezember 2006.
- /GAU 05/ Gauntt, R. O., et al.: MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1, Primer and User's Guide, Version 1.8.6, NUREG/CR-6119, Vol. 1, Rev. 3, SAND2005-5713, Sandia National Laboratories (SNL), Albuquerque, NM, USA, September 2005.

- /GRI 89/ Griesmeyer, J. M., L. N. Smith: A Reference Manual for the Event Progression Analysis Code (EVNTRE), NUREG/CR-5174, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, DC, USA, Sandia National Laboratories (SNL), Albuquerque, NM, USA, September 1989.
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Methoden und Ergebnisse einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Köln, Oktober 2001.
- /HAG 20/ Hage, M. et al.: Verbesserung und Erweiterung der Prognose von Radionuklidfreisetzungen bei schweren Stör- und Unfällen, Technischer Fachbericht, GRS-A-3999, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020.
- /IAE 08/ International Atomic Energy Agency (IAEA): INES – The International Nuclear and Radiological Event Scale: User's Manual, Wien, 2008.
- /IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, STI/PUB/1430, ISBN 978-92-0-114509-3, Wien, April 2010, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1430_web.pdf.
- /IAE 10a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, STI/PUB/1443, ISBN 978-92-0-102210-3, Wien, 2010, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1443_web.pdf.
- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Technical Approach to Probabilistic Safety Assessment for Multiple Reactor Units, Safety Reports Series No. 96, STI/PUB/1820 | 978-92-0-102618-7, Wien, 2019, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1820_web.pdf.

- /IAE 21/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-64, STI/PUB/1947, ISBN 978-92-0-116121-5, Wien, 2021, https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1947_web.pdf.
- /IAE 21a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment, IAEA Safety Reports Series No. 110, Wien, 2021.
- /IRS 20/ Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN): ASTEC, <https://www.irsn.fr/EN/Research/Scientific-tools/Computer-codes/Pages/The-ASTEC-Software-Package-2949.aspx>, letzter Zugriff : 11.12.2020.
- /KLO 08/ Kloos, M., H. Löffler, G. Mayer: Anwendung von PSA-Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken sowie zur Begutachtung – Integrale PSA der Stufe 2 im Vergleich zum Vorgehen mit einer Schnittstelle zwischen PSA der Stufen 1 und 2, GRS-A-3411, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, März 2008.
- /KUM 16/ Kumar, M., et. al.: How to introduce hazards in Level 1 PSA and all possibilities of events combinations – Examples of learning from the European ASAMPSA_E project, Paper in: Proceedings of the 13th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM13), Seoul, Republik Korea, Oktober 2016, <https://publons.com/journal/325745/proceedings-of-the-international-conference-on-pro>.
- /LOE 18/ Löffler, H., et al.: Ergänzung der bestehenden PSA der Stufe 2 – Ereignisbaumstruktur, Ereignisbaumquantifizierung, Mitigative menschliche Handlungen, GRS-489, ISBN 978-3-946607-74-8, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2018, <https://www.grs.de/publikationen/grs-489>.

- /LR 20/ Lloyd's Register (LR): RiskSpectrum, Risk and Reliability Software, Sundbyberg, Schweden, <https://www.lr.org/en/riskspectrum/>, letzter Zugriff: 12.12.2020.
- /MAY 20/ Mayer, G., et al.: Vervollständigung von Methoden für PSA der Stufe 1 für Ereignisse und Ereigniskombinationen übergreifender Einwirkungen, Technischer Fachbericht, GRS-A-4012, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020.
- /NEA 21/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI): Status of Site-Level (Including Multi-Unit) PSA Developments, NEA/CSNI/R(2019)16, Paris, 2021.
- /POG 19/ Poghosyan, S. (IAEA): Project on aggregation of various risk contributors for nuclear facilities, in: Beer, M. and E. Zio (Eds.): Proceedings of the 29th European Safety and Reliability Conference (ESREL 2019), Hannover, 2019.
- /ROE 18/ Röwekamp, M., et al.: Probabilistische Risikoanalysen der Stufe 1 für Standorte mit mehreren kerntechnischen Anlagen, GRS-A-3935, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2018.
- /ROE 20/ Röwekamp, M., et al.: Vervollständigung von Methoden und Werkzeugen für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), Technischer Bericht (Completion of Methods and Data for Probabilistic Safety Analyses (PSA), Technical Report), GRS-610, ISBN 978-3-947685-96-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Germany, Oktober 2020, <https://www.grs.de/publikationen/grs-610>.
- /SCH 13/ Schroer, S., M. Modarres: An Event Classification Schema for Evaluating Site Risk in a Multi-Unit Nuclear Power Plant Probabilistic Risk Assessment, in: Proceedings of ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, USA, September 22-26, 2013, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, USA, 2013.

- /SPE 13/ Sperbeck, S., C. Strack, G. Thuma: Untersuchungen zur deterministischen und probabilistischen Bewertung von Einwirkungen von außen, GRS-A-3693, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, November 2013.
- /SPE 15/ Sperbeck, S., M. Türschmann, W. Frey: Methodische Ansätze zur Durchführung einer standortspezifischen PSA zu den Auswirkungen übergreifender Einwirkungen, GRS-A-3838, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2015.
- /SPE 18/ Sperbeck, S., et al.: Informationstool Hazards Library – Analysehilfsmittel zur Bereitstellung von Informationen und Daten zur systematischen Durchführung von PSA für übergreifende Einwirkungen, GRS-A-3914, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2018.
- /SSK 14/ Strahlenschutzkommission (SSK): Prognose und Abschätzung von Quelltermen bei Kernkraftwerksunfällen, 270. Sitzung, Bonn, 17./18.07.2014.
- /STR 20/ Strack, C., M. Röwekamp: Hazards Screening Tool (HST) – Users Guide –, Technische Notiz / Technical Note, GRS – V – RS1556 – 1/2020, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020.
- /TUE 11/ TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG, Energie- und Systemtechnik: Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines Kernkraftwerks befindenden Inventare (außer Kerninventar) als Input für das Entscheidungshilfesystem RODOS, Vorhaben 3608S06006, Abschlussbericht, Hamburg, Mai 2011.
- /UTS 19/ Utschick, M., et al.: Methodological Approach for a Hydrological Hazards PSA for a Multi-Unit Multi-Source Site, Paper 27162, in: Proceedings of ANS PSA 2019 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Charleston, SC, USA, April 27 – May 3, 2019, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, USA, 2019.

/WIE 16/ Wielenberg, A., et al.: Risk Metrics and Measures for an Extended PSA, ASAMPSA_E project, Technical report, ASAMPSA_E / WP30 / D30.7 / 2017-31 volume 3, Reference IRSN PSN/RES/SAG/2017-0018, 2016.

Abkürzungen

ANS	American Nuclear Society
APET	Accident Progression Event Tree
ASAMPSA_E	Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
ATHLET	Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten
ATHLET-CD	ATHLET Core Degradation
ATLAS	ATHLET Analysis Simulator
BBN	Bayesian Belief Network
BELB	Brennelement-Lagerbecken
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
CANDU	Canada Deuterium Uranium
CASTOR	Cask for Storage and Transport of Radioactive Material
CDF	Core Damage Frequency
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
COCOSYS	Containment Code System
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Program
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
DOE	Department of Energy
DWR	Druckwasserreaktor
EPRI	Electric Power Research Institute
EVA	Einwirkung(en) von außen
EVI	Einwirkung(en) von innen
FAI	Fauske & Associates , LLC
FASTNET	Fast Nuclear Emergency Tools
FaSTPro	Fast Source Term Prognosis
FDF	Fuel Damage Frequency
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HAG	Hilfsanlagengebäude
HD	Hochdruck
HST	Hazards Screening Tool
IE	Initiating Event
INL	Idaho National Laboratory

IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISP	International Standard Problem
KMV	Kühlmittelverluststörfall
KSZ	Kernschadenzustand
LR	Lloyds Register
LERF	Large Early Release Frequency
LRF	Large Release Frequency
LWR	Leichtwasserreaktor
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MCAP	MELCOR Cooperative Assessment Program
MELMACCS	MELCOR to MACCS
ND	Niederdruck
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Reactor Commission
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PDE	Primärseitige Druckentlastung
PERSAN	Program for Evaluation of Releases during a Severe Nuclear Accident
POS	Plant Operational State(s) (deutsch: Anlagenbetriebszustand)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PWR	Pressurized Water Reactor
QPRO	Quelltermprognosesoftware
QT	Quellterm
QTK	Quelltermkategorie
RASTEP	Rapid Source Term Prediction
RDB	Reaktordruckbehälter
RN	Radionuklid
SAPHIRE	Systems Analysis Program for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
SB	Sicherheitsbehälter
SCDF	Site Core Damage Frequency
SFDF	Site Fuel Damage Frequency
SL(E)RF	Site Large (Early) Release Frequency
SNL	Sandia National Laboratories
SRCF	Site Release Category Frequency
SSC	Structures, Systems and Components (deutsch: bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten)
STERPS	Source term indicator based on plant status
WGRISK	Working Group on Risk Assessment

Abbildungsverzeichnis

Abb. 5.1	Unterschiedliche Freisetzungsabläufe am Anlagenstandort: zeitlicher Verlauf möglicher Freisetzungen aus verschiedenen Radionuklidquellen (bei ebenfalls unterschiedlichen Freisetzungsinventaren).....	35
Abb. 5.2	Unterschiedliche Freisetzungsabläufe am Anlagenstandort: teilweise überlappende Freisetzungen der unterschiedlichen Radionuklidquellen.....	36
Abb. 5.3	Einordnung der Quelltermkombinationen bei der Betrachtung mehrerer Radionuklidquellen (RNQ), wobei die Freisetzung der Gesamtheit „RNQ 1&2“ durch die erste große Freisetzung der beiden Einzelblöcke bestimmt wird (es wird keine Überlappung der Freisetzungen angenommen)	36
Abb. 5.4	Quelltermkategorisierung nach zeitlichen Faktoren und nach Freisetzungsmengen (Grenzwertvorgabe erforderlich).....	37

Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Beispiel für eine Schnittstellentabelle (aus /GRS 01/)	13
----------	--	----

A Anhang

A.1 Rechencodes zur Simulation schwerer Unfälle

Im Folgenden werden sowohl aktuell weltweit gebräuchliche Rechencodes zur Simulation schwerer Unfälle als auch zur Entwicklung von Ereignisbäumen bzw. zur Quelltermprognose vorgestellt.

MELCOR, Sandia National Laboratories (SNL), USA

Für deterministische Analysen von auslegungsüberschreitenden Ereignissen mit Kernschmelzen (Unfällen) in Kernkraftwerken mit Druck- (DWR) oder Siedewasserreaktoren (SWR) wird in der GRS seit 1993 der Integralcode MELCOR für Arbeiten zur PSA der Stufe 2 eingesetzt. MELCOR ist ein integraler Rechencode, mit dem der Ablauf von Stör- und Unfällen in Leichtwasserreaktoren einschließlich der Verhältnisse in Reaktorkreislauf und Sicherheitsbehälter (SB) sowie der Freisetzung von Radionukliden aus der Anlage in die Umgebung – dem Quellterm – berechnet werden kann. Unfallanalysen mit MELCOR wurden bzw. werden beispielsweise in Deutschland im Rahmen von Vorhaben des BMU sowohl zur Bewertung anlageninterner Notfallmaßnahmen als auch als ein wesentlicher Bestandteil probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 durchgeführt. MELCOR wird seit 1982 bei Sandia National Laboratories (SNL) in Albuquerque, NM im Auftrag der amerikanischen Nuclear Reactor Commission (NRC) entwickelt und steht allen Mitgliedsländern im Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP) kostenlos zur Nutzung zur Verfügung. Die aktuelle Version ist MELCOR 2.2.18019 (Februar 2021). In MELCOR werden wesentliche Ereignisse und Phänomene bei Unfällen mit Kernzerstörung in einem einheitlichen System behandelt. Parallel zum wachsenden Kenntnisstand über den Ablauf und die bei Unfällen auftretenden typischen Phänomene wurde MELCOR kontinuierlich verbessert und u. a. anhand von Experimenten, durch den Einsatz in internationalen Standardproblemen (ISP) sowie in Zusammenarbeit mit internationalen Partnern im Rahmen des MELCOR Cooperative Assessment Program (MCAP) validiert.

ATHLET, ATHLET-CD/COCOSYS, GRS, Deutschland

Die GRS entwickelt und validiert die Software ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) für Transienten und Störfälle ohne wesentliche Kernschäden und ATHLET-CD (Core Degradation) für Störfälle mit schweren Kernschäden. Die Struktur von ATHLET-CD ist modular aufgebaut, um einerseits eine Vielzahl an Modellen für die Simulation anzubieten und andererseits eine günstige Plattform zur Weiterentwicklung zu schaffen. Zur umfassenden Simulation der Thermo-Fluidodynamik im nuklearen Dampferzeugungssystem ist das Rechenprogramm ATHLET vollständig eingebunden. Der Übergang von der nahezu intakten Kerngeometrie zur Partikelschüttung nach Kernschmelzen erfolgt abhängig vom lokalen Grad der Kernzerstörung. Das Programmsystem ATHLET/ATHLET-CD ist außerdem mit COCOSYS (Containment Code System) gekoppelt und wird als wesentliches Prozessmodell für Kernreaktoren in dem interaktiven Simulationssystem ATLAS (ATHLET-Analysesimulator) verwendet.

Das in der GRS entwickelte und validierte Programmsystem COCOSYS wird für die umfangreiche Simulation von Stör- und Unfallabläufen in Containments von Leichtwasserreaktoren verwendet. Dabei werden alle im Störfallverlauf relevanten Phänomene berücksichtigt und soweit möglich mechanistische Modelle verwendet. Wesentlich ist dabei die detaillierte Berücksichtigung der Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Prozessen (z. B. zwischen Thermohydraulik, Aerosolverhalten und Jodchemie).

MAAP, Fauske & Associates, LLC, USA

Bei dem modularen Unfallanalyseprogramm MAAP (Modular Accident Analysis Program) handelt es sich um ein Computercode, der die Reaktion von Leichtwasserreaktoren während schwerer Unfallsequenzen simulieren kann, einschließlich SAMG-Maßnahmen. Der Code wurde von Fauske & Associates, LLC (FAI) für das Electric Power Research Institute (EPRI) entwickelt. Die Entwicklung von MAAP4 wurde von mehreren Organisationen finanziert, darunter neben EPRI auch dem U.S. Department of Energy (DOE), lizenziert, MAAP 4 / MAAP 5 für Versorgungsunternehmen, Anbieter, Forschungseinrichtungen und Universitäten.

ASTEC, IRSN, Frankreich

Das Integralprogramm ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) wurde in der Vergangenheit von der GRS zusammen mit dem IRSN (Institut de Radioprotection et de

Sûreté Nucléaire) entwickelt. Die Zielsetzungen waren u. a. die Berechnung des integralen Anlagenverhaltens (Kühlkreislauf und Containment) und die Ermittlung radiologischer Freisetzungen aus dem SB in die Umgebung. Nach Abschluss laufender gemeinsamer Projekte wird die Weiterentwicklung von ASTEC eigenverantwortlich von IRSN weitergeführt.

A.2 Rechencodes zur Entwicklung von Ereignisbäumen

RiskSpectrum[®], Lloyds Register (LR), Schweden

RiskSpectrum[®] ist ein weit verbreitetes Programm zur Erstellung von integralen PSA-Modellen von der Stufe 1 bis zur Stufe 2. Auf der Basis einer relationalen Datenbank werden Ereignisbäume mit Fehlerbäumen und den zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen verknüpft. Ermittelt werden die Häufigkeit von Endzuständen (z. B. Schadenszustände, Freisetzungskategorien) der untersuchten Ereignisabläufe mit der Methode der minimalen Ausfallkombinationen. Außerdem können Unsicherheits-, Importanz- und Sensitivitätsanalysen durchgeführt werden.

SAPHIRE[®], Idaho National Laboratory (INL), USA

Das Programm: SAPHIRE[®] (*Systems Analysis Program for Hands-on Integrated Reliability Evaluations*) wurde für die Durchführung einer vollständigen PSA unter Verwendung eines PCs mit dem Betriebssystem Microsoft Windows entwickelt. Die aktuelle SAPHIRE Version 8 wird von der U.S. NRC finanziert und vom Idaho National Laboratory (INL) entwickelt und betreut.

Mit SAPHIRE[®] können Ursachen für Kernschäden (Level 1 PSA) und Containment-Fehler während eines schweren Unfalls, der zu Freisetzungen führt (Level 2 PSA), für alle Betriebszustände modelliert und bewertet werden. Zur Modellierung wird die Ereignisbaum/Fehlerbaum-Methode verwendet. Die Ereignisbäume werden mit einem graphischen Editor erzeugt und bearbeitet, mit dem auch eine Verlinkung von mehreren Ereignisbäumen und somit die Bildung von sehr großen Ereignisbäumen möglich ist. Darüber hinaus kann SAPHIRE[®] sowohl zur Analyse interner als auch externer auslösender Ereignisse verwendet werden und verfügt über spezielle Funktionen zum Verwalten von Modellen für übergreifende Einwirkungen wie Überschwemmungen und Brand. SAPHIRE[®] kann auch in begrenztem Umfang zur Quantifizierung des Risikos mithilfe

von PSA-Techniken im Hinblick auf die Folgen für die Freisetzung für die Öffentlichkeit und die Umwelt verwendet werden (PSA der Stufe 3).

EVNTRE, Sandia National Laboratories (SNL), USA

Das Rechenprogramm EVNTRE /GRI 89/ ist ein Programm zur Durchführung der Ereignisbaumanalyse für die Stufe 2 der PSA. EVNTRE wurde entwickelt, um Ereignisablaufanalysen mit Hilfe der probabilistischen Ereignisbaum-Technik durchzuführen. Die Eingabe der Struktur des Ereignisbaumes erfolgt über eine Textdatei mit einem Standardtexteditor. EVNTRE bietet neben der direkten Eingabe von Verzweigungswahrscheinlichkeiten die Möglichkeit der Eingabe über frei definierbare Funktionen. Aufgrund seiner quelltext-basierten Eingabe ist EVNTRE sehr frei in der Gestaltung von Ereignisbäumen.

A.3 Rechencodes zur Quelltermprognose

FaSTPro, GRS, Deutschland

Die GRS-Quelltermprognosesoftware FaSTPro (*Fast Source Term Prognosis*) dient dazu, mit sehr kurzen Rechenzeiten aus einem Satz von Beobachtungen auf die Wahrscheinlichkeit bestimmter Anlagenzustände und Quellterme zu schließen und den zeitlichen Verlauf von Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt zu prognostizieren. Das Ergebnis einer solchen Prognose ist neben der Vorhersage des zeitlichen Verlaufs auch die Radionuklidzusammensetzung einer möglichen Freisetzung bei einem schweren Unfall.

Die Wahrscheinlichkeitsberechnung in FaSTPro beruht auf dem Satz von Bayes. Dieser erlaubt in gewissem Sinn das Umkehren von Schlussfolgerungen: Man geht von einem beispielsweise aus der PSA bekannten Wert für die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses A aus, wie z. B. dem Auftreten von Aktivität im Sicherheitsbehälter, unter der Bedingung B, beispielsweise einem Kühlmittelverlust, ist aber an der Wahrscheinlichkeit von B interessiert, also dem Kühlmittelverlust, sofern A vorliegt, d. h. Aktivität gemessen wird. FaSTPro verwendet den Satz von Bayes in einem sogenannten Bayesian Belief Network (BBN). Dabei stellen die Knoten des Netzes einzelne Anlagendaten und -zustände dar, welche entweder unmittelbar messbar sind (z. B. Aktivität im Sicherheitsbehälter) oder mittelbar aus gemessenen Daten abgeleitet werden (z. B. ein Kühlmittelverlust).

RASTEP, Lloyds Register (LR), Schweden

Die kommerzielle Software RASTEP (*Rapid Source Term Prediction*) der Fa. Lloyds Register nutzt vergleichbare aktuelle Methodenentwicklungen (insbesondere die Nutzung eines BBN) und wurde zusammen mit dem FaSTPro-Vorgänger QPRO (*Quelltermprognosesoftware*) entwickelt. Im Rahmen des EU-Projekts FASTNET wurde die Software RASTEP international weiterentwickelt.

PERSAN, IRSN, Frankreich

In Frankreich wird das schnellrechnende Softwaretool PERSAN (*Program for Evaluation of Release during a Severe Accident on a Nuclear*) vom IRSN (*Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire*) betrieben und entwickelt. Dieses berechnet u. a. unter Zuhilfenahme von ASTEC (*Accident Source Term Evaluation Code*) -Modellen bzw. -Modulen Quellterme in Abhängigkeit des zuvor anzugebenen Anlagenzustands, allerdings ohne probabilistische Annahmen oder Berechnungen. Die Wahrscheinlichkeitsprognose wird in Frankreich von Experten übernommen.

MELMACCS, U.S. NRC, USA

In den USA wird von der U.S. NRC zur Quelltermprognose das von Sandia National Laboratories (SNL) entwickelte Programm MELMACCS (MELCOR to MACCS) benutzt, welches sowohl eine Freisetzungsprognose für Radionuklide liefert als auch eine nachgelagerte PSA-Analyse der Stufe 3 durchführt, z. B. unter Berücksichtigung der Wetterverhältnisse.

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
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