

**Weiterentwicklung  
der Modellerstellung  
der PSA für einen  
Forschungsreaktor**

## Weiterentwicklung der Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor

Gerhard Mayer  
Florian Berchtold  
Tanja Eraerds  
Moritz Leberecht  
Jörg Peschke  
Marina Röwekamp  
Jan Soedingrekso  
Jan Stiller  
Christian Strack

November 2022

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4719R01340 durchgeführt.

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

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

**Deskriptoren**

Dynamische PSA, Forschungsreaktor, Probabilistische Sicherheitsanalyse, übergreifende Einwirkungen, Zuverlässigkeitsdaten

## Kurzfassung

Im Rahmen eines vorhergehenden Forschungs- und Entwicklungsvorhabens /MAY 19/ hat die GRS eine generische PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor, nachfolgend als Referenzanlage bezeichnet, entwickelt. Die PSA entspricht dem methodischen Stand von Wissenschaft und Technologie, weist aber Vereinfachungen in bestimmten Bereichen auf. Deshalb wurde das hier beschriebene Vorhaben vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) im Anschluss an das Vorläufervorhaben gefördert, um die identifizierten Schwachstellen bzgl. der Methodik zu beseitigen.

Insbesondere wurde ein weitestgehend vollständiges Ereignisspektrum übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen untersucht. Weiterhin wurden anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt, um die im Vorgängervorhaben erkannten Konservativitäten abzubauen und die Ergebnisunsicherheiten zu reduzieren. Darüber hinaus wurden die Untersuchungen um die Definition einer Schnittstelle zwischen der PSA der Stufe 1 und der PSA der Stufe 2 sowie um die Anwendung der fortschrittlichen Methode MCDET für eine dynamische PSA auf ein Analysebeispiel erweitert.

Ein umfassendes Spektrum übergreifender Ereignisse wurden mit dem in der GRS entwickelten „Hazards Screening Tool“ für die Referenzanlage bewertet. Auf den Ergebnissen aufbauend wurden zwei der Einwirkungen (Flugzeugabsturz und interne Überflutung) im Detail probabilistisch untersucht.

Zur Neubewertung der Zuverlässigkeitskenngrößen der unabhängigen Ausfälle wurde ein zweistufiges Bayesverfahren mit Verwendung generischer Betriebserfahrung (d. h. anderer Forschungsreaktoren) und anlagenspezifischer Betriebserfahrung angewandt. In Bezug auf Ausfälle aus gemeinsamer Ursache wurde, wie im Vorgängervorhaben, grundsätzlich die Betriebserfahrung deutscher Leistungsreaktoren verwendet. Darüber hinaus wurde aber eine Vorgehensweise entwickelt und angewandt, wie technische und betriebliche Unterschiede zwischen Leistungsreaktoren und der Referenzanlage quantitativ berücksichtigt werden können.

Für die Schnittstelle zur PSA der Stufe 2 wurden die für einen Forschungsreaktor relevanten spezifischen Merkmale ermittelt, den einzelnen Kernschadenzuständen zugeordnet und in Listenform dargestellt.

Für das Anwendungsbeispiel einer Analyse mit MCDET wurde das Szenario „Übergang in den Naturumlaufbetrieb in der Nachkühlphase nach Abfahren des Reaktors“ ausgewählt. Bei diesem Szenario sind neben technischen Aspekten auch menschliche Handlungen von besonderer Bedeutung. Dabei wurden die Einflüsse auf den Naturumlaufbetrieb durch zeitliche Variationen bei der Abschaltung der Nachkühlsysteme sowie durch Schädigungen technischer Komponenten, die zwar nicht zum Ausfall führen, aber sich z. B. auf die Förderrate von Pumpen oder Öffnungsquerschnitte von Ventilen auswirken, ermittelt.

## Summary

Within the framework of a former research and development project /MAY 19/ funded by the German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS has developed a generic Level 1 PSA for a research reactor. This PSA was in accordance with the methodical state of the art in science and technology but was subjected to simplifications in certain areas. In the recent project described here; the weaknesses identified in the preceding project were eliminated.

In particular, a comprehensive spectrum of single hazard events and hazard combinations was investigated. Furthermore, site-specific reliability parameters were determined in order to reduce the conservatism known from the previous project and to reduce the uncertainties of the reliability data. Furthermore, the investigations were extended by the definition of an interface between the Level 1 and Level 2 PSA as well as by a case study application of the advanced method MCDET for a dynamic PSA.

A comprehensive scope of hazards events was assessed using the "Hazards Screening Tool" developed at GRS for the reference plant. As a consequence of these results, an internal and an external hazard (internal flooding and aircraft crash, respectively) were probabilistically analysed in detail.

A two-step Bayesian procedure using generic operating experience (i.e., other research reactors) and plant-specific operating experience was used to re-evaluate the reliability parameters of the independent failures. With respect to CCF, the operating experience of German power reactors was basically used, as in the previous project. In addition, however, a procedure was developed and applied for quantitatively taking into account technical and operational differences between power reactors and the reference research reactor.

For the interface to the Level 2 PSA, the specific characteristics relevant for a research reactor were determined and assigned to the individual core damage states.

For the case study of an analysis with MCDET, the scenario "Transition to natural circulation operation in the post-cooling phase after reactor shutdown" was selected. In this scenario, human actions are of particular importance in addition to technical aspects. The influences on the natural circulation operation due to temporal variations in the shutdown of the heat removal systems as well as due to damages of technical components,

which do not lead to failure, but affect e.g., the delivery rate of pumps or opening cross sections of valves, were determined.

# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung .....</b>	<b>I</b>
	<b>Summary .....</b>	<b>III</b>
<b>1</b>	<b>Einführung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Aufarbeitung des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>5</b>
2.1	PSA für übergreifende Einwirkungen bei Forschungsreaktoren .....	5
2.2	Beitrag des Klimawandels zur Gefährdung durch naturbedingte Einwirkungen von außen.....	6
2.3	Zuverlässigkeitskenngrößen für Systeme und Komponenten in Forschungsreaktoren .....	8
2.4	Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA für Forschungsreaktoren .....	8
<b>3</b>	<b>Analyse übergreifender Einwirkungen.....</b>	<b>11</b>
3.1	Methodischer Ansatz.....	11
3.2	Identifikation der in der PSA zu betrachtenden Einwirkungen .....	12
3.2.1	Identifikation aller in Bezug auf die Referenzanlage und deren Standort möglichen Einzeleinwirkungen .....	13
3.2.2	Qualitatives Screening von Einzeleinwirkungen .....	14
3.2.3	Quantitatives Screening von Einzeleinwirkungen .....	16
3.2.4	Ergebnis des Einzeleinwirkungsscreenings .....	17
3.2.5	Identifikation möglicher Einwirkungskombinationen.....	19
3.2.6	Qualitatives Screening von Einwirkungskombinationen.....	20
3.2.7	Quantitatives Screening von Einwirkungskombinationen.....	21
3.2.8	Ergebnis des Einwirkungsscreenings .....	22
3.3	Probabilistische Grobanalysen.....	23
3.4	Vertiefte probabilistische Detailanalysen übergreifender Einwirkungen....	26
3.4.1	Flugzeugabsturz.....	26
3.4.2	Anlageninterne Überflutung .....	27



<b>4</b>	<b>Ermittlung aktueller Zuverlässigkeitskenngrößen</b> .....	<b>29</b>
4.1	Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Komponentenausfälle.....	30
4.2	Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA) .....	31
4.2.1	Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Zellenkühler .....	35
4.2.2	Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Abschaltstäbe .....	35
4.2.3	Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Überströmventile des Notkühlsystems .....	36
4.3	Handmaßnahmen .....	37
<b>5</b>	<b>Definition einer Schnittstelle zur PSA der Stufe 2</b> .....	<b>39</b>
5.1	Vorgehensweisen bei der Erstellung einer Schnittstelle .....	39
5.2	Gestaltung der Schnittstelle .....	41
<b>6</b>	<b>Anwendung der Methode der dynamischen PSA MCDET für einen Forschungsreaktor</b> .....	<b>43</b>
6.1	Hintergrund und Zielsetzung .....	43
6.2	Beschreibung des analysierten Szenarios .....	44
6.3	Ergebnisse der MCDET/ATHLET Analyse bzgl. der Umstellung der Anlage auf Naturumlaufbetrieb .....	44
<b>7</b>	<b>Quantifizierung und Ergebnisdarstellung</b> .....	<b>49</b>
7.1	Anlageninterne Ereignisse: Auswertung des PSA-Modells mit aktuellen Zuverlässigkeitskenngrößen einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen .....	50
7.1.1	Ergebnisse für Brennstoffschadenzustände.....	50
7.1.2	Ergebnisse für den Ausfall der Konverterplattenkühlung und der Reaktorbeckenkühlung .....	51
7.2	Auswertung des PSA-Modells einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen für die zivilisatorische Einwirkung 'Flugzeugabsturz' .....	51

7.3	Auswertung des PSA-Modells einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen für die Einwirkung von innen ‘anlageninterne Überflutung’ .....	53
7.4	Zusammenfassung der Analyse übergreifender Einwirkungen .....	53
7.4.1	Vergleich mit der Analyse anlageninterner Ereignisse .....	53
7.4.2	Schlussfolgerung aus den Detailanalysen für ausgewählte übergreifende Einwirkungen .....	54
<b>8</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>57</b>
	<b>Literaturverzeichnis .....</b>	<b>61</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis .....</b>	<b>67</b>
	<b>Tabellenverzeichnis .....</b>	<b>69</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis .....</b>	<b>71</b>



# 1 Einführung

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke werden in Deutschland seit mehreren Jahrzehnten durchgeführt. Inzwischen gibt es für alle deutschen Kernkraftwerke zumindest eine PSA der Stufe 1 mit Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit. Erkenntnisse aus den bisher durchgeführten PSA haben zu sicherheitstechnischen Verbesserungen geführt und damit wesentlich zum hohen Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke beigetragen.

Die Erstellung einer PSA, abhängig vom Gefahrenpotenzial durch das radioaktive Inventar, ist für einige Forschungsreaktoren grundsätzlich sinnvoll, um das Sicherheitsniveau mit probabilistischen Methoden zu ermitteln, um ggf. Schwachstellen zu identifizieren und um das Sicherheitsniveau kontinuierlich zu verbessern. Die PSA ist zur Beantwortung sicherheitsrelevanter Fragestellungen neben deterministischen Analysen ein wichtiges Instrument. Für deutsche Forschungsreaktoren mit höherer thermischer Leistung wird die Durchführung einer PSA von den Betreibern im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) vorgenommen. International ist in einigen Ländern (z. B. den Niederlanden und Großbritannien) die Erstellung der PSA bis zur Stufe 3 ein Bestandteil des Genehmigungsverfahrens auch für Forschungsreaktoren.

In dem vom BMU geförderten Vorhaben 4716R01325 hat die GRS eine PSA der Stufe 1 für anlageninterne auslösende Ereignisse sowie für ausgewählte übergreifende Einwirkungen von außen entsprechend dem methodischen Stand von Wissenschaft und Technik erstellt. Dabei stand die Methodik der Herangehensweise an eine PSA für einen Forschungsreaktor, nachfolgend als Referenzanlage bezeichnet, im Vordergrund. Im Vorgängervorhaben wurde in Teilbereichen der PSA, beispielsweise bei der Ermittlung von Wirksamkeitsbedingungen und von Zuverlässigkeitskenngößen, sowie bei der Analyse übergreifender Einwirkungen mit geeigneten Vereinfachungen gearbeitet. Die Nutzbarkeit der PSA-Ergebnisse ist dadurch zwar nicht wesentlich beeinträchtigt, dennoch wurden im Laufe der PSA-Erstellung im Rahmen des Vorgängervorhabens wichtige Themen identifiziert, die umfassender bearbeitet werden sollten, um die Aussagefähigkeit der PSA für probabilistische Fragestellungen weiter zu verbessern und die PSA für eine ggf. mögliche Fortsetzung in der Stufe 2 hinsichtlich der Ermittlung von Quelltermen vorzubereiten.

In diesem Forschungs- und Entwicklungsvorhaben wurden daher am Beispiel der Referenzanlage die folgenden Themenbereiche untersucht:

- Vervollständigung des Spektrums auslösender Ereignisse um die systematische Analyse übergreifender Einwirkungen von innen und außen, einschließlich Einwirkungskombinationen (die Einwirkungen „interner Brand“ und „Erdbeben“ wurden, wie weiter unten ausführlich begründet, in diesem Vorhaben nicht analysiert),
- Ermittlung aktueller Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige und gemeinsam verursachte Ausfälle,
- Entwicklung einer Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA.

Neben diesen Modellergänzungen sollte die in der GRS entwickelte fortschrittliche Methode MCDET (*Monte Carlo Dynamic Event Tree*) zur Durchführung einer integrierten deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalyse (IDPSA) auf ein auszuwählendes Beispiel der PSA für einen Forschungsreaktor angewendet werden. Ziel der Anwendung einer IDPSA unter Verwendung von MCDET war es dabei, die Aussagekraft probabilistischer Sicherheitsanalysen zu verbessern bzw. zu erweitern. Mit einer IDPSA werden ausgewählte Ereignisabläufe analysiert, bei denen der zeitliche Ablauf eine große Rolle spielt. Das ist häufig dann der Fall, wenn menschliche Eingriffe den Ablauf beeinflussen. Da hierfür der Aufwand für Modellierung und Berechnung deutlich größer als für die Modellierung einer klassischen PSA ist, wurde in der vorliegenden Analyse nicht das vollständige Spektrum an einleitenden und auslösenden Ereignissen modelliert, sondern nur ausgewählte Ereignisabläufe. Es wurde gezeigt, wie komplexe, dynamische Ereignisabläufe mit zufälligen Einflussgrößen mit MCDET deutlich umfassender und genauer modelliert und in welchem Detail probabilistische Aussagen aus einer IDPSA mit MCDET abgeleitet werden können.

Letztlich sollten mit diesem Eigenforschungsvorhaben die Kenntnisse der GRS hinsichtlich der Anlagen- und Sicherheitstechnik von Forschungsreaktoren deutlich erhöht werden. Zudem hat das Vorhaben wesentlich zum Erhalt der Kompetenz in der GRS als Sachverständigenorganisation des Bundes beigetragen, probabilistische Fragestellungen zeitnah und umfassend beantworten zu können. Diese Kompetenz auf dem Gebiet der PSA für Forschungsreaktoren kann in Verbindung mit einem PSA-Modell für einen deutschen Forschungsreaktor von Nutzen sein, um in der Zukunft aufkommende sicherheitstechnisch relevante Fragestellungen probabilistisch zu bewerten.

Zunächst wurde der nationale wie internationale Stand der Technik zu einer PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor, bezogen auf übergreifende Einwirkungen ermittelt und in Abschnitt 2 dargestellt. Abschnitt 0 beinhaltet die Analyse übergreifender Einwirkungen von innen und außen einschließlich Einwirkungskombinationen der Referenzanlage. Abschnitt 4 befasst sich mit der Ermittlung aktueller Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten. Die Arbeiten zur Definition und beispielhaften Erstellung einer Schnittstelle zwischen den Stufen 1 und 2 der PSA werden in Abschnitt 5 vorgestellt. Ein Anwendungsbeispiel für einen komplexen, dynamischen Ereignisablauf mit der Methode MCDET findet sich in Abschnitt 6. Abschnitt 7 beinhaltet die Anpassung und Erweiterung des PSA-Modells basierend auf zuvor gewonnenen Erkenntnissen, einschließlich der Quantifizierung und einer Diskussion der Ergebnisse.



## **2        Aufarbeitung des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik**

Aufbauend auf der Literaturrecherche aus dem Vorgängervorhaben /MAY 19/ wird hier die Literatur mit folgenden Schwerpunkten zusammengefasst und eingeordnet:

- internationale Literatur (insbesondere Leitfäden) zu den Themen PSA für übergreifende Einwirkungen von innen und außen mit Relevanz für Forschungsreaktoren,
- Literatur zum Beitrag des Klimawandels zu sich wandelnder Gefährdung durch naturbedingte Einwirkungen von außen,
- Literatur über aktuelle Zuverlässigkeitskenngrößen zu Forschungsreaktoren,
- Literatur mit Bezug auf die Schnittstelle zur PSA der Stufe 2 für Forschungsreaktoren.

Zudem wurden einschlägige Fachbeiträge zu neuesten methodischen Ansätzen und Entwicklungen zu PSA für Forschungsreaktoren bei einschlägigen Fachkonferenzen wie der PSAM, ESREL, ANS PSA, RRFM und IGORR im Zeitraum von 2017 bis 2020 ausgewertet. Darin wurde überwiegend über deterministische Analysen sowie über Vorkehrungen gegen Einwirkungen von außen und Einwirkungskombinationen berichtet. Unter den Beiträgen konnten keine neuen Ansätze für PSA von Forschungsreaktoren gefunden werden, die probabilistische Sicherheitsanalysen zur Quantifizierung der Risiken solcher Einwirkungen beinhalten.

### **2.1        PSA für übergreifende Einwirkungen bei Forschungsreaktoren**

Im Rahmen der Literaturrecherche zu übergreifenden Einwirkungen wurde u. a. Methoden gesucht, um übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen auch in PSA für Forschungsreaktoren angemessen zu berücksichtigen. Als Ausgangsbasis dienten die Literaturquellen /DEC 17/, /IAE 19/, /IAE 16/ und /IAE 10/ sowie die darin aufgeführten Referenzen und Verweise. Zusätzlich wurden weitere Veröffentlichungen im Hinblick auf die o. g. Fragestellung überprüft.

Auf Basis der Literaturrecherche werden für die nachfolgende Analyse übergreifender Einwirkungen in der PSA der Referenzanlage folgende Quellen als relevant angesehen:



- SSG-3 /IAE 10/, die Fachbände /FAK 05/ und /FAK 16/ zum PSA-Leitfaden mit seinem Bezug auf die Methodik zur Analyse übergreifender Einwirkungen in einer PSA;
- SRS-92 /IAE 18/ durch den beschriebenen Screening-Prozess,
- SRS-94 /IAE 19/ durch den beschriebenen Graded Approach für Forschungsreaktoren (der Graded Approach kann nicht direkt für PSA angewendet werden, legt aber Nahe, dass gewisse konservative Vereinfachungen möglich sind),
- SSG-18 /IAE 11/ zur Hintergrundinformation bei der Analyse meteorologischer und hydrologischer Einwirkungen, sowie
- Der DOE-Standard 3015-2006 /DOE 06/ im Hinblick auf die Quantifizierung der Absturzhäufigkeit von Luftfahrzeugen.

## 2.2 Beitrag des Klimawandels zur Gefährdung durch naturbedingte Einwirkungen von außen

Die potenziellen Auswirkungen des Klimawandels sind divers, allerdings auf einer regionalen Ebene betrachtet zum Teil noch sehr unsicher im Hinblick auf Entwicklungen von Intensitäten, Zeitdauern und Häufigkeiten. Nachfolgend ist der Stand der Wissenschaft entsprechend des „Intergovernmental Panel on Climate Change“ (IPCC) /IPC 21/ zu einzelnen Einwirkungen zusammengefasst dargestellt.

- **Temperaturextrema:** Eine Zunahme von extremen Hitzewellen wird als sehr wahrscheinlich eingeschätzt, Frost- bzw. Kälteperiode werden sehr wahrscheinlich abnehmen.
- **Flusshochwasser:** Es besteht hohes Vertrauen in eine bereits beobachtete Zunahme extremer Flusshochwasser in Zentraleuropa. Eine weitere Zunahme extremer Flusshochwasser in Zentraleuropa wird als wahrscheinlich angesehen.
- **Starkregenereignisse:** Es besteht hohes Vertrauen in die Einschätzung, dass Starkregenereignisse in Zukunft in Zentraleuropa zunehmen werden.
- **Erdbeben:** Eine Zunahme von erdbebenauslösenden Niederschlagsereignissen wird in den Klimaprojektionen beobachtet.
- **Hydrologische Dürren:** Es besteht mittleres Vertrauen in einen bestehenden Trend zu zunehmenden hydrologischen Dürren in Zentraleuropa.

- **Wildfeuer:** Eine Zunahme von Wildfeuern wird basierend auf Klimaprojektionen erwartet.
- **Starkwind:** Es bestehen große Unsicherheiten bei bereits bestehenden Entwicklungen von Sturmtiefs. Es besteht mittleres Vertrauen in einen nur wenig zunehmenden Trend in Klimaprojektionen mit den höchsten Emissionen von CO<sub>2</sub>. Kleinräumigere Ereignisse konvektiver Natur (Tornados, Hagelstürme, Fallböen etc.) sind in den Klimaprojektionen nicht abbildbar. Es gibt Hinweise hinsichtlich zunehmender konvektiver Wetterlagen, die Hagelstürme begünstigen, vor allem in den hohen Emissionsszenarien. Trends bei Tornados sind nicht beobachtet worden, und es gibt in Klimaprojektionen keine Hinweise darauf, dass diese zunehmen werden.
- **Schneefälle, Eisstürme (gefrierender Regen) und Hagel:** Es besteht ein generell abnehmender Trend, der sich auch in Zukunft außer für die niedrigsten Emissionsszenarien fortsetzen wird. Schwere Schneefälle haben in den vergangenen Jahrzehnten abgenommen und es wird mit geringem Vertrauen erwartet, dass sich dieser Trend fortsetzen wird. Es besteht in den Klimaprojektionen ein zunehmender Trend zu gefrierendem Regen, das Vertrauen darin ist jedoch gering.
- **Heiße und trockene Sommer:** Die Wahrscheinlichkeit für diese Wetterlagen wird gemäß der Klimaprojektionen zunehmen.

Der IPCC definiert fünf qualitative Vertrauensstufen in ihren Aussagen, die von sehr geringem Vertrauen in eine Aussage bis zu sehr hohem Vertrauen reichen. Zusätzlich definiert der IPCC sieben semi-quantitative Vertrauensstufen, die Vertrauensintervallen von außergewöhnlich unwahrscheinlich (0-1 % Eintrittswahrscheinlichkeit) bis nahezu sicher (99-100 % Eintrittswahrscheinlichkeit) reichen. Die qualitativen Vertrauensstufen werden verwendet, wenn sich die Unsicherheiten nicht näher klassifizieren lassen, etwa weil Studien zu unterschiedlichen Ergebnissen kommen oder weil die Qualität der Studien stark unterschiedlich ist. Die quantitativen und besonders auch die qualitativen Aussagen zu Trends sind in dieser Form nicht für PSA-Zwecke verwertbar. Für vertiefte PSA-Auswertungen müssten zudem auch Trends quantifiziert werden. Ein Trend sagt nichts über die absolute Größe der Veränderung aus.

### 2.3 Zuverlässigkeitskenngrößen für Systeme und Komponenten in Forschungsreaktoren

Im Vorgängervorhaben wurde bereits eine Literaturrecherche zu Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten in Forschungsreaktoren durchgeführt. Diese wurde im aktuellen Vorhaben weitergeführt, um den aktuellen Stand zu überprüfen.

Als Ergebnis der Literaturrecherche sind alle relevanten Literaturquellen zu Zuverlässigkeitskenngrößen für Forschungsreaktoren in Tab. 2.1 zusammengefasst. Im vorliegenden Vorhaben wurden zur Neubewertung der Zuverlässigkeitsdaten insbesondere die generischen Quellen für Forschungsreaktoren /IAE 20/, /IAE 97/, sowie Daten zu gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) deutscher Kernkraftwerke /FAK 16/ verwendet.

**Tab. 2.1** Übersicht relevanter Literaturquellen zu Zuverlässigkeitskenngrößen für Forschungsreaktoren (geordnet nach Übertragbarkeit und Zeitraum der Datenerfassung)

Quelle	Anlagentyp	Zeitraum
TECDOC-1922 /IAE 20/	Forschungsreaktoren	bis 2003
TECDOC-930 /IAE 97/	Forschungsreaktoren	bis 1988
Fachband /FAK 16/ zum PSA-Leitfaden	Deutsche Kernkraftwerke	1991-2010
NUREG/CR-6928 /NRC 07/	U.S.-amerikanische Kernkraftwerke	1998 - 2002
Red Book /NRG 97/	prozesstechnische Anlagen, Kernkraftwerke	bis 1997
TECDOC-478 /IAE 88/	Kernkraftwerke international	bis 1984
CCF-2015 /NRC 16/	Kernkraftwerke, prozesstechnische Anlage	1997 - 2015

### 2.4 Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA für Forschungsreaktoren

Im Rahmen der Literaturrecherche wurden Regeln und Richtlinien, Veröffentlichungen zu Fachkonferenzen sowie weitere verfügbare Literaturquellen mit den Schwerpunkten Forschungsreaktoren und PSA ausgewertet.

Als Ergebnis der Literaturrecherche wurden in den analysierten Quellen unterschiedliche Faktoren identifiziert, die für die Schnittstelle zwischen Stufe 1-PSA und Stufe 2-PSA

eines Forschungsreaktors relevant sein können. Dabei wurden auch Faktoren berücksichtigt, die in Zusammenhang mit Einwirkungen von außen stehen. Tab. 2.2 fasst die relevanten Faktoren zusammen.

**Tab. 2.2** Faktoren in der PSA der Stufe 1 mit Relevanz für die Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA

<b>Strukturen (Schadigungsmaß)</b>
Kernbrennstoff
Experimente mit radioaktivem Material
Reaktorbehälter
Reaktorbecken
Abklingbecken / Servicebecken
Lager für radioaktive Stoffe
Reaktorgebäude
Bypass-Möglichkeiten
<b>Komponenten / Systeme (Funktionsfähigkeit, Zustand)</b>
Leistungskontrolle des Reaktors
Reaktorschutzsystem
Kühlsysteme
Stromversorgung
Warte
Sicherheitsrelevante Informations- und Kommunikationssysteme
Lüftungssysteme
Filtersysteme
Strahlungs- und Aktivitätskontrolle
Brandschutzeinrichtungen
<b>Parameter (im Reaktorraum) zum Zeitpunkt des Kernschadens</b>
Luftdruck
Lufttemperatur
Wassertemperatur im Reaktorbecken
Druck und Durchfluss in den Kühlsystemen
Vorhandensein von Wasserstoff

<b>Sonstige Parameter</b>
Dauer zwischen auslösendem Ereignis und Kernschaden
Personalhandlungen

Die Schädigung des Reaktorgebäudes ist hinsichtlich des Einschusses von Radioaktivität von besonderer Bedeutung. Allerdings können auch bei intaktem Reaktorgebäude Bypass-Möglichkeiten, z. B. über fehlerhafte Leitungen mit Verbindungen nach außen, bestehen und zur Freisetzung von Radionukliden aus dem Kontrollbereich führen. Der Zustand der sicherheitsrelevanten Informations- und Kommunikationssysteme ist insbesondere für die Durchführung von Notfallmaßnahmen von besonderer Bedeutung. In diesem Zusammenhang sind auch vor dem Eintritt des Kernschadens durchgeführte Personalhandlungen, z. B. bei Einwirkungen von außen, für die Schnittstelle zur PSA der Stufe 2 relevant.

## 3 Analyse übergreifender Einwirkungen

### 3.1 Methodischer Ansatz

Die Analyse von Auswirkungen übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen auf eine Referenzanlage (Forschungsreaktor) erfolgt gemäß IAEA SSG-3 /IAE 10/ und /IAE 21a/ prinzipiell in einer PSA der Stufe 1. Übergreifende Einwirkungen umfassen dabei sowohl Einwirkungen von innen (EVI), wie zum Beispiel „anlageninterne Überflutung“ aus Rohrleitungen, als auch Einwirkungen von außen (EVA) wie zum Beispiel Luftfahrzeugabstürze. Das Vorgehen umfasst dabei folgende wesentliche Schritte:

- **Schritt 1:** Informationszusammenstellung für die PSA, insbesondere zum Standort, der Referenzanlage selbst und deren sicherheitsrelevanten Einrichtungen;
- **Schritt 2:** Identifikation der in der PSA zu betrachtenden Einwirkungen:
  - a) Identifikation aller in Bezug auf die zu betrachtende Anlage und deren Standort möglichen Einzeleinwirkungen,
  - b) Einwirkungsscreening:
    - Qualitatives Screening von Einzeleinwirkungen,
    - Quantitatives Screening von Einzeleinwirkungen,
    - Identifikation von nach dem Einzeleinwirkungsscreening grundsätzlich möglichen Einwirkungskombinationen,
    - Qualitatives Screening von Einwirkungskombinationen,
    - Quantitatives Screening von Einwirkungskombinationen;
- **Schritt 3:** Detaillierte probabilistische Analyse oder Grobanalyse aller Einzeleinwirkungen und Einwirkungskombinationen.

Schritt 1 umfasst die Standortanalyse, die Beschreibung der Referenzanlage sowie die Analyse aller sicherheitsrelevanten baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten (SSC). Auf die Referenzanlage wird im Folgenden nicht weiter eingegangen.

Schritt 2 mit seinen Teilschritten ist nachfolgend dargestellt.

Für alle nach dem Einwirkungsscreening verbliebenen übergreifenden Einzeleinwirkungen und Einwirkungskombinationen werden in Schritt 3 dann zunächst probabilistische Grob- und, soweit erforderlich, auch Detailuntersuchungen durchgeführt. Diese sind in den Kapiteln 3.3 bzw. 3.4 dargelegt.

### **3.2 Identifikation der in der PSA zu betrachtenden Einwirkungen**

Bei dem auch nachfolgend genutzten, von der GRS entwickelte Screeningverfahren zur Identifikation aller am Standort der zu betrachtenden Anlage für die probabilistischen Analysen relevanten Einzeleinwirkungen und Einwirkungskombinationen (vgl. /MAY 20/) handelt es sich um ein mehrstufiges Verfahren, welches zuerst in drei Schritten alle relevanten Einzeleinwirkungen am Standort und in der Referenzanlage identifiziert.

1. Auf Grund genereller Eigenschaften, wie der Geografie, der Topografie oder der klimatischen Bedingungen, werden alle am Standort und in der Referenzanlage möglichen Einzeleinwirkungen erfasst. So können z. B. Sturmfluten oder Salzwassereffekte an Binnenstandorten nicht auftreten, oder Schneelawinen treten nicht im Flachland auf.
2. Die verbleibenden Einzeleinwirkungen werden einem qualitativen Screening unterzogen. Hierbei wird unterschieden zwischen Einzeleinwirkungen, die nicht am bzw. auf dem Anlagenstandort auftreten können, solchen, die am Standort bzw. in der Anlage auftreten können und solchen, die nur in Kombination mit einer anderen Einwirkung als Folgeereignis auftreten können.
3. Die nach dem qualitativen Screening verbleibenden Einzeleinwirkungen werden einem quantitativen Screening unterzogen. Hierbei wird entschieden, ob die jeweilige Einwirkung quantitativ von einer weiteren Betrachtung ausgeschlossen werden kann, nur mittels einer Grobanalyse zu analysieren ist, oder ob eine detaillierte probabilistische Analyse erfolgen muss. Dazu werden bewusst pessimistische Annahmen getroffen. Als maßgebliche Kriterien sind hierbei u. a. Gefährdungskurven (Eintrittswahrscheinlichkeiten von Einzeleinwirkungen bestimmter Intensität) sowie bedingte Kern- bzw. Brennstabschadenshäufigkeiten heranzuziehen.

Aus den nach dem Screening verbliebenen Einzeleinwirkungen werden dann Einwirkungskombinationen analog dem Einwirkungsscreening von Einzeleinwirkungen ebenfalls einem qualitativen und quantitativen Screening-Schritt unterzogen.

Das hier beschriebene Screeningverfahren ist in dem von der GRS entwickelten halbautomatischen *Hazards Screening Tool (HST)* (siehe /MAY 20/ und /STR 21/) umgesetzt. Das HST setzt das oben beschriebene Screeningverfahren systematisch schrittweise um, erzwingt vom Nutzer strukturierte Eingaben und unterstützt die Auswahlsschritte mit ausführlichen Screening-Protokollen und graphischen Ergebnisdarstellungen.

### **3.2.1 Identifikation aller in Bezug auf die Referenzanlage und deren Standort möglichen Einzeleinwirkungen**

Zur Identifikation aller grundsätzlich am Standort möglichen Einzeleinwirkungen wird insbesondere die Lage der Referenzanlage und ihre Umgebung berücksichtigt. Auf Grund der entsprechenden Eingaben (Binnenstandort / Küstenstandort, Klimazone, Topografie) identifiziert das HST die prinzipiell am Standort möglichen Einzeleinwirkungen. Diese sind im HST zur eindeutigen Kennzeichnung mit einem Buchstaben-Zahlen-Kode verknüpft, der im Folgenden auch angegeben wird.

Durch das HST konnten somit die folgenden 16 Einwirkungen direkt von einer weiteren Betrachtung ausgeschlossen werden: Sturzflut B.1.1.1, Tsunami B.1.1.2, Sturmflut B.1.2.1, Bore B.1.2.4, Tide und Springtide B.1.2.5, Niedriger Meerwasserspiegel B.2.2.3, Permafrost C.1.1.1, Schelfeis C.1.1.2, Tropischer Wirbelsturm C.2.4, Salzsprühnebel C.2.7, Pulverschneelawine C.3.3.1, Schneebrettlawine C.3.3.2, Hangrutschungen F.1.1, Schutt- und Gerölllawine F.1.2, Schlammlawine (Mure) F.1.3 und Küstenerosion F.2.3.

Einwirkungen von außen (EVA) in Zusammenhang mit Erdbeben und die Einwirkung von innen (EVI) „anlageninterne Brände“ werden mit jeweils eigenständigen Methoden innerhalb der PSA entsprechend IAEA NS-G-2.13 /IAE 09/ bzw. IAEA SSG-3 /IAE 10/ (§7.45ff) untersucht. Für die Analyse anlageninterner Brände sollen insbesondere die Brandausbreitung von Raum zu Raum betrachtet werden. Dabei sind u. a. der Verlauf von elektrischen Leitungen, die Position und Qualifizierung von Brandschutzabschlüssen, sowie die Feuerwiderstandsdauer von Türen von großer Bedeutung. Für Erdbeben werden ebenfalls detaillierte Kenntnisse zum Verlauf von Leitungen und der Auslegung der einzelnen SSCs benötigt. Diese Kenntnisse können nicht durch Dokumente, sondern nur durch Begehungen erlangt werden. Da die notwendigen Kenntnisse zur Untersuchung von Erdbeben und anlageninternen Bränden nicht zur Verfügung stehen, wurde auf Untersuchung der Ereignisse in diesem Vorhaben vorerst verzichtet. Betroffen sind die vier Einwirkungen der Einwirkungsklasse A (Seismologische Einwirkungen) sowie die Einwirkung I.1 anlageninterner Brand.



Damit verblieben von den insgesamt 151 grundsätzlich zu betrachtenden Einwirkungen 130 Einwirkungen, die dem Einwirkungsscreening unterzogen wurden.

### 3.2.2 Qualitatives Screening von Einzeleinwirkungen

Das qualitative Screening der am Anlagenstandort möglichen einzelnen Einwirkungen wurde mit dem von der GRS entwickelten *Hazards Screening Tool* (HST) durchgeführt. Dieses Werkzeug basiert u. a. auf der *Hazards Library* der GRS /SPE 18/, in der generelle Informationen zu allen übergreifenden Einwirkungen, zur Betriebserfahrung mit solchen Ereignissen, aber auch anlagen- und standortspezifische Informationen hinterlegt sind. Das HST ermöglicht ein umfassendes, systematisches Screening nahezu aller bekannten übergreifenden Einwirkungen von innen wie außen und deren Kombinationen. Es unterstützt die Anwender insbesondere durch eine weitgehende Automatisierung der durchzuführenden Schritte.

Das qualitative Einwirkungsscreening einzelner Einwirkungen von innen wie außen erfolgte dabei hauptsächlich in Anlehnung an den im IAEA Safety Guide SSG-3 /IAE 10/, § 6.15 und dessen aktueller Überarbeitung /IAE 21a/ empfohlenen, qualitativen Screening-Kriterien. Diese Kriterien werden zusätzlich anhand der im IAEA Safety Report SRS-92 /IAE 18/ beschriebenen aktuellen Praxis überprüft. Die bei den Untersuchungen für die Referenzanlage verwendeten Kriterien sind in der nachfolgenden Auflistung kurz skizziert:

- **Kriterium 1:** Die Auswirkung der betrachteten Einwirkung auf die Anlage ist schwächer als die Auslegung der Anlage für diese Einwirkung und somit durch Auslegung gegen diese abgedeckt (entsprechend Kriterium 1 in SSG-3 /IAE 10/).
- **Kriterium 2:** Die mittlere Eintrittshäufigkeit der betrachteten Einwirkung ist deutlich geringer als die einer anderen Einwirkung mit vergleichbaren Auswirkungen (entsprechend Kriterium 4 in SSG-3 /IAE 10/).
- **Kriterium 3:** Sofern es sich bei der betrachteten Einwirkung um eine Einwirkung von außen handelt: Die betrachtete Einwirkung tritt in so großer Entfernung zu der zu untersuchenden Anlage auf, dass es nicht zu unzulässigen Auswirkungen auf die Anlage und einem auslösenden Ereignis kommen kann (entsprechend Kriterium 1 in SSG-3 /IAE 10/).
- **Kriterium 4:** Die zu betrachtende Einwirkung ist in einer anderen Einwirkung eingeschlossen (entsprechend Kriterium 3 des SSG-3).

- **Kriterium 5:** Das aus der Einwirkung resultierende Ereignis entwickelt sich so langsam, dass Gegenmaßnahmen ergriffen werden können und es deshalb nicht zu unzulässigen Auswirkungen auf die Anlage kommt (entsprechend Kriterium 2 in SSG-3 /IAE 10/).

Im qualitativen Screening konnten im HST zahlreiche Einwirkungen mit den vorgenannten Kriterien 1, 3, 4 und 5 entweder von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen oder als Kandidaten für das quantitative Screening identifiziert werden. Auf das Kriterium 2 wurde im qualitativen Screening nicht zurückgegriffen, da die Einschätzung der Eintrittshäufigkeit einer Einwirkung relativ zu einer anderen Einwirkung nicht offensichtlich ist. Die detaillierte quantitative Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von Einwirkungen erfolgt im quantitativen Screening. Im HST sind die Einwirkungen bzw. die diesen zugrunde liegenden Phänomene (siehe /STR 21/) mit alphanumerischen Bezeichnungen (z. B. A.1.1 für Bodenerschütterungen durch Erdbeben) verknüpft. Zur eindeutigen Nachvollziehbarkeit werden diese Bezeichnungen nachfolgend zusammen mit dem Ereignisnamen verwendet.

Als Ergebnis des qualitativen Screenings von Einzeleinwirkungen verbleiben die in der nachfolgenden Tab. 3.1 aufgelisteten 17 Einzeleinwirkungen für den zweiten, quantitativen Screening-Schritt.

**Tab. 3.1** Übersicht aller nach dem qualitativen Screening für die Referenzanlage verbliebenen Einzeleinwirkungen

Einwirkung	Ergebnis des qualitativen Screenings
<b>A.1.1, A.1.2, A.1.3, A.2.1 Seismische Einwirkungen</b>	Die seismologischen Einwirkungen wurden in diesem Vorhaben nicht genauer betrachtet (siehe Abschnitt 3.2.1).
B.1.2.2. Flusshochwasser	quantitatives Screening nur zur Überprüfung des Bemessungshochwassers
<b>B.3.2 Überflutung durch Starkregen</b>	quantitatives Screening erforderlich
C.1.1.9. Vereisung, Raureif, Reif, Raueis	siehe ausführliche Beschreibung; Vereisung mechanischer Schalteinrichtungen ist als möglicher GVA in Ereigniskombinationen zu berücksichtigen
C.2.1. Sturmtief	siehe ausführliche Beschreibung; Wind ist bei der detaillierten Analyse anlageninterner Brände (I.1) zu berücksichtigen.
<b>C.2.2. Tornado / Wasserhose</b>	quantitatives Screening erforderlich

Einwirkung	Ergebnis des qualitativen Screenings
<b>D.1 Meteoriteneinschlag</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.3.1. Militärischer Flugzeugabsturz</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.3.2. Militärischer Drohnenabsturz</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.3.3. Militärischer Hubschrauberabsturz</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.3.4. Projektil nach Militär Unfall</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.4. Satellitenabsturz</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.1.6. Ziviler Hubschrauberabsturz</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.2.1. Explosion nach Pipelineunfall</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.2.3.1. Explosion nach Straßenverkehrsunfall</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.5.1. Flugzeugabsturz im Flughafenbereich</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>Z.5.2. Flugzeugabsturz aus Flugverkehrskorridor</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>I.1. Anlageninterner Brand</b>	Die Betrachtung anlageninterner Brände wurde von dem Vorhaben aufgrund des zu großen Aufwandes ausgeschlossen (siehe Abschnitt 3.2.1).
<b>I.2. Anlageninterne Überflutung</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>I.5. Absturz und Anprall von Lasten</b>	quantitatives Screening erforderlich
<b>I.8. Anlageninterne Explosion</b>	quantitatives Screening erforderlich

Einzeleinwirkungen fett hervorgehoben: im quantitativen Screening-Schritt zu berücksichtigen; fett und rot hervorgehoben: wurde im quantitativen Screening-Schritt berücksichtigt; sonst: nicht zu berücksichtigen

Weiterhin sind die Einwirkungen Vereisung C.1.1.9 und Starkwinde (C.2.1, C.2.3, C.2.5 und C.2.6) zumindest in Ereigniskombinationen zu berücksichtigen. Die Vereisung mechanischer Schalteinrichtungen muss als potenzieller GVA in Kombination einer anderen übergreifenden Einwirkung (kausal oder korreliert) berücksichtigt werden. Starkwinde sind bei der detaillierten Analyse anlageninterner Brände auf dem Anlagengelände (I.1) im Hinblick auf Entrauchungsmöglichkeiten zu betrachten.

### 3.2.3 Quantitatives Screening von Einzeleinwirkungen

Für das quantitative Einwirkungsscreening sind in Deutschland keine quantitativen numerischen Kriterien für einen Ausschluss von Einwirkungen, wie z. B. im SRS-92,

/IAE 18/ vorgegeben. Vielmehr kommen laut Methodenband /FAK 05/ zum PSA-Leitfaden relative Kriterien zur Ausgewogenheit der Ergebnisanteile am Gesamtergebnis zum Einsatz, insbesondere die Folgenden: „*Auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe brauchen im Sinne einer vertieften Analyse nicht weiter verfolgt zu werden, wenn sie zur Kernschadenshäufigkeit bzw. Gefährdungshäufigkeit in Summe nicht mehr als etwa 20 % beitragen, einzelne auslösende Ereignisse nicht mehr als 10 %*“ /FAK 05/, S. 27. Dies entspricht auch den Grundsätzen von SSG-3 /IAE 10/ und seiner Revision DS523 /IAE 21a/, wonach das Verhältnis zwischen den Beiträgen für die Kernschadenshäufigkeit aufgrund anlageninterner auslösender Ereignisse sowie infolge übergreifender Einwirkungen (von innen wie außen) ausgewogen sein soll.

Als quantitatives Kriterium für das Screening wird für die Referenzanlage eine Eintrittshäufigkeit einer übergreifenden Einwirkung von  $1 \text{ E-}08 /a$  verwendet, die deutlich unterhalb der Kernschadenshäufigkeit der Referenzanlage aus internen Ereignissen liegt. Dieses Kriterium bezieht sich somit nicht direkt auf die Kernschadenshäufigkeit. Die Kernschadenshäufigkeit lässt sich allerdings unter Verwendung pessimistischer Annahmen, u. a., dass jeder Eintritt einer übergreifenden Einwirkung auch zu einem Kernschaden führt, aus der Eintrittshäufigkeit ableiten. Für Einwirkungen mit einer höheren Eintrittshäufigkeit als  $1 \text{ E-}08 /a$  werden somit mittels einer probabilistischen Grobanalyse deren Kernschadenshäufigkeiten unter pessimistischen Randbedingungen ermittelt. Die Ergebnisse sind im nachfolgenden Abschnitt dargestellt.

### **3.2.4 Ergebnis des Einzeleinwirkungsscreenings**

Insgesamt wurden im Rahmen des quantitativen Screenings 17 Einzeleinwirkungen betrachtet. Dabei wurden fünf Einzeleinwirkungen mit Bezug zu Flugzeugabsturz und 2 Einzeleinwirkungen mit Bezug zur anlagenexternen Explosion zusammengefasst. Zusätzlich wurde die Einwirkung ‘B.1.2.2: Flusshochwasser’ informativ nochmals im Hinblick auf das Bemessungshochwasser untersucht. Die Einwirkung ‘C.1.1.9: Vereisung, Raureif, Reif, Raueis’ ist zwar als Einzelereignis nicht weiter zu betrachten, muss aber beim quantitativen Screening von Einwirkungskombinationen weiter berücksichtigt werden. Anzumerken ist weiterhin, dass die Betrachtung seismologischer Einwirkungen sowie die Betrachtung anlageninterner Brände von dem Vorhaben nicht genauer untersucht wurde (siehe Abschnitt 3.2.1).

Die Ergebnisse der pessimistisch mittels quantitativem Screening abgeschätzten Eintrittshäufigkeiten der für weitere Analysen verbleibenden Einwirkungen sind in Tab. 3.2.

zusammengefasst. Unter der pessimistischen Annahme, dass jede Einwirkung zu einem Kernschaden führt, liegt der Anteil der ausgeschlossenen Einwirkungen (Eintrittshäufigkeit von kleiner  $1 \text{ E-}08 \text{ /a}$ ) am Kernschaden somit weit unterhalb der Kernschadenshäufigkeit der internen Ereignisse. Bei der Anzahl der für die Referenzanlage dem quantitativen Screening zu unterziehenden Einwirkungen ist auch von der Einhaltung des oben genannten Kriteriums hinsichtlich der aufsummierten Beiträge aller ausgeschlossenen Einwirkungen auszugehen.

**Tab. 3.2** Eintrittshäufigkeiten relevanter Szenarien der nach dem quantitativen Screening verbleibenden Einwirkungen mit Schadenspotenzial

Einwirkung	Eintrittshäufigkeit	Ergebnis des Screenings
Hochwasser B.1.2.2	---	Einzelereignis bereits von der weiteren Analyse ausgeschlossen, zusätzliche Überprüfung des Bemessungshochwassers mittels Grobanalyse
Überflutung durch Starkregen B.3.2	$< 1 \text{ E-}08 \text{ /a}$	keine weiteren Analysen erforderlich
Vereisung, Raureif, Reif, Raueis C.1.1.9	---	Einzelereignis bereits von weiteren Analysen ausgeschlossen, Einwirkung kann in Kombination mit anderen Einwirkungen zu Änderungen in Transienten führen
<b>Tornado C.2.2</b>	<b><math>2,0 \text{ E-}08 \text{ /a}</math></b>	<b>Grobanalyse erforderlich</b>
Meteoritenabsturz D.1	$3,0 \text{ E-}09 \text{ /a}$	keine weiteren Analysen erforderlich
<b>Flugzeugabsturz Z.1.3.1, Z.1.3.2, Z.1.3.3, Z.1.3.4, Z.1.6, Z.5.1, Z.5.2</b>	mit $> 1 \text{ E-}08 \text{ /a}$ in dem Screening abgeschätzt	<b>Grobanalyse erforderlich</b>
Satellitenabsturz Z.1.4	$7,4 \text{ E-}11 \text{ /a}$	keine weiteren Analysen erforderlich
<b>Anlagenexterne Explosion Z.2.1, Z.2.3.1</b>	<b><math>1,8 \text{ E-}05 \text{ /a}</math></b>	<b>Grobanalyse erforderlich</b>
<b>Anlageninterne Überflutung I.2</b>	<b><math>1,3 \text{ E-}05 \text{ /a}</math></b>	<b>Grobanalyse erforderlich</b>
<b>Absturz und Anprall von Lasten I.5</b>	<b><math>4,2 \text{ E-}07 \text{ /a}</math></b>	<b>Grobanalyse erforderlich</b>
Anlageninterne Explosion I.8	---	Auf Basis der Untersuchungen wird davon ausgegangen, dass relevante Explosionen nicht plausibel sind.
<b>Gesamtbeitrag der nicht weiter zu betrachtenden Einwirkungen (grün)</b>	<b><math>&lt; 1,3 \text{ E-}08 \text{ /a}</math></b>	

Grün: aufgrund der Eintrittshäufigkeit nicht näher zu betrachtende Einwirkungen; orange: in einer Grobanalyse weiter untersucht; gelb: von einer weiteren Analyse ausgeschlossen

Die drei in Tab. 3.2 grün hervorgehobenen Einwirkungen konnten direkt mittels des quantitativen Screenings ausgeschlossen werden.

Für die Einwirkungen 'C.2.2: Tornado' und 'I.5: Absturz und Anprall von Lasten' (orange in Tab. 3.2) sind aufgrund ihres bereits nach dem quantitativen Screening niedrigen Beitrags zur Kernschadenshäufigkeit nur im Rahmen einer probabilistischen Grobanalyse Beiträge zum Gesamtergebnis der PSA zu ermitteln. Die insgesamt sieben Einwirkungen zum Absturz von Flugzeugen und Hubschraubern (orange in Tab. 3.2) wurden abdeckend zusammen als 'Flugzeugabsturz' betrachtet und zunächst einer Grobanalyse unterzogen.

Ein vergleichbares Vorgehen wurde auch für die beiden zivilisatorischen Einwirkungen 'Z.2.2.1: Explosion nach Pipelineunfall' und Z.2.3.1: Explosion nach Straßenverkehrsunfall' gewählt, so dass beide zusammen als 'anlagenexterne Explosion' (orange in Tab. 3.2) untersucht wurden.

Die quantitative Analyse der Einwirkung von innen 'I.2: anlageninterne Überflutung I.2' (orange in Tab. 3.2) ergab eine Eintrittshäufigkeit in der Größenordnung  $1 \text{ E-}05 \text{ /a}$ . Dementsprechend ist eine Grobanalyse erforderlich. Einen Sonderfall stellt die Einwirkung von innen 'I.8: anlageninterne Explosion' dar, für die im Rahmen des quantitativen Screenings eine hohe Eintrittshäufigkeit unter pessimistischen Annahmen ermittelt wurde. Führend ist dabei der Beitrag von Explosionen in Batterieräumen. Aufgrund der durchgeführten Untersuchungen kann davon ausgegangen werden, dass sicherheitstechnisch relevante Explosionen in den Batterieräumen nicht plausibel sind. Daher wurde diese Einwirkungen von weiteren Betrachtungen innerhalb des Vorhabens ausgeschlossen (gelb in Tab. 3.2).

Somit wurde für zusammengefasst fünf Einwirkungen eine Grobanalyse (siehe Abschnitt 3.3) durchgeführt, anhand derer entschieden wird, ob Detailanalysen notwendig sind.

### **3.2.5 Identifikation möglicher Einwirkungskombinationen**

Grundsätzlich sieht das u. a. in /MAY 20/ und /STR 21/ dargestellte Vorgehen der GRS für eine systematische Identifikation und anschließendes Screening die folgenden drei, in IAEA SSG-64 /IAE 21/ definierten Kategorien von Ereigniskombinationen von Einwirkungen vor:

1. Ereigniskombinationen kausal zusammenhängender Folgeereignisse ('event combinations of consequential hazards'),
2. Ereigniskombinationen von durch eine gemeinsame Ursache korrelierten Einwirkungen ('event combinations of correlated hazards') sowie
3. Ereigniskombinationen von zufällig unabhängig voneinander quasi gleichzeitig auftretender Einwirkungen, ('event combinations of unrelated hazards').

Basierend auf den Ergebnissen des qualitativen und quantitativen Screenings von Einzeleinwirkungen, wurden mittels des GRS-Screeningwerkzeugs HST zunächst alle für die Referenzanlage und ihren Standort grundsätzlich möglichen Einwirkungskombinationen aller drei Kategorien identifiziert und diese dann erst einem qualitativen und dann einem quantitativen Screeningschritt, vergleichbar dem Vorgehen für Einzeleinwirkungen, unterzogen.

Anzumerken ist in diesem Zusammenhang, dass bei der Identifizierung der Einwirkungskombinationen alle Kombinationen mit seismologischen Einwirkungen sowie mit anlageninternen Bränden (erste Kombinationskategorie) nicht im Vorhaben genauer betrachtet (siehe Abschnitt 3.2.1) wurden. Dies kann erst nach der Analyse der entsprechenden Einzelszenarien erfolgen.

### **3.2.6 Qualitatives Screening von Einwirkungskombinationen**

Mit dem Hazard Screening Tool wurden systematisch alle möglichen Kombinationen kausal zusammenhängender Folgeereignisse definiert und einem qualitativen Screening unterzogen. Dabei wurden die Kriterien des qualitativen Einzeleinwirkungsscreenings verwendet. Als Ergebnis des Screenings verbleiben die folgenden Kombinationen kausaler Folgeereignisse:

- 'Flugzeugabsturz' und darauffolgende Einwirkungen von innen: 'Folgebrand', 'Folgeüberflutung', 'Folge-HEAF', 'Lastabsturz' oder 'Folgeexplosion',
- 'Anlagenexterne Explosion' und darauffolgende Einwirkungen von innen: 'Folgebrand', 'Folgeüberflutung', 'Folge-HEAF' oder 'Folgeexplosion',
- 'Anlageninterne Überflutung' und darauffolgende Einwirkungen von innen: 'Brand', 'Komponentenversagen (auch hochenergetisch)' oder 'Explosion': Einwirkung von

innen 'hochenergetisches Komponentenversagen (HEAF und physikalische Explosion) und darauffolgende Einwirkung von innen 'Brand'.

Diese insgesamt 12 Ereigniskombinationen kausaler Folgeeinwirkungen wurden einem quantitativen Screening unterzogen.

Es wurden keine gemeinsamen Ursachen für Korrelationen von Einwirkungen gefunden. Auf Grund zivilisatorischer Einwirkungen korrelierte Einwirkungen wurden bereits bei den Ereigniskombinationen kausaler Folgeereignisse, ebenso wie durch die naturbedingte Einwirkung Tornado hervorgerufenen Einwirkungen von innen untersucht. Zusätzliche Schäden sind im Falle korrelierte Einwirkungen nicht zu erwarten. Kombinationen korrelierter Einwirkungen werden somit nicht weiter betrachtet.

Von den nach dem quantitativen Screening der Einzeleinwirkungen verbliebenen Einwirkungen können prinzipiell alle gleichzeitig, unabhängig voneinander auftreten, da keine dieser Einwirkungen eine andere ausschließt. Alle Kombinationen wurden demzufolge direkt dem quantitativen Screening unterzogen.

### **3.2.7 Quantitatives Screening von Einwirkungskombinationen**

Die oben genannten 12 Ereigniskombinationen kausaler Folgeeinwirkungen wurden nach dem qualitativen Screening einer quantitativen Betrachtung unterzogen. Als Ergebnis verbleiben die Einwirkungskombination anlageninterne Überflutung (Szenario Wasserversorgungssystem) mit kausaler Folgeeinwirkungen eines Brandes sowie die Ereigniskombination von anlagenexterner Explosion und Folgebrand für probabilistische Grobanalysen.

Alle Ereigniskombinationen unabhängiger voneinander gleichzeitig auftretender Einwirkungen sind für die Referenzanlage quantitativ zu vernachlässigen. Unabhängige Kombinationen häufiger auftretender, jedoch nur kurz andauernder Einwirkungen von innen werden auf Grund der geringen daraus resultierenden Häufigkeit für gleichzeitiges Eintreten und des geringeren Schadenspotenzials (Kriterium 2) nicht weiter betrachtet. Damit verbleiben nach dem quantitativen Screening keine Ereigniskombinationen aus unabhängig voneinander gleichzeitig auftretenden Einwirkungen.



Aufgrund des qualitativen und quantitativen Screenings verbleiben nur Ereigniskombinationen kausal zusammenhängender Einwirkungen. Dabei handelt es sich um die zivilisatorischen Einwirkungen 'Flugzeugabsturz' mit den nach dem Screening der Einzeleinwirkungen verbliebenen Folgeeinwirkungen von innen mit Ausnahme des Lastabsturzes sowie der anlagenexternen Explosion mit Folgebrand. Weiterhin verblieb noch die Kombination zweier Einwirkungen von innen, 'Überflutung' und Folgebrand für eine Grobanalyse. Die Eintrittshäufigkeiten aller anderen Einwirkungskombinationen liegen entweder deutlich unterhalb der Eintrittshäufigkeit der zugehörigen Einzeleinwirkungen oder können grundsätzlich nicht am Standort der Referenzanlage auftreten.

### **3.2.8 Ergebnis des Einwirkungsscreenings**

Nach dem Screening sowohl einzelner Einwirkungen (siehe Abschnitt 3.2.4) als auch Einwirkungskombinationen verbleiben für die Referenzanlage die nachfolgend genannten Einwirkungen und Einwirkungskombinationen für probabilistische Grob- und Detailanalysen:

- Tornado,
- Flugzeugabsturz,
- anlagenexterne Explosion,
- anlageninterne Überflutung,
- Absturz und Anprall von Lasten,
- Ereigniskombinationen von Flugzeugabsturz und anlageninternen Folgeereignissen,
- Ereigniskombination von anlagenexterner Explosion und Folgebrand.
- Ereigniskombination von anlageninterner Überflutung und Folgebrand.

Abb. 3.1 stellt das Ergebnis des Einwirkungsscreenings unter Bezug auf die Ergebnisse der nachfolgenden probabilistischen Grob- bzw. Detailanalysen in den Abschnitten 3.3 und 3.4 grafisch dar. Rot markierte Kombinationen wurden im Screening von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen, gelb markierte Kombinationen sind in Grobanalysen weiter zu betrachten und grün markierte Kombinationen sind vertieften probabilistischen Detailanalysen zu unterziehen.

Die mit „x“ markierten Zellen betreffen Kombinationen mit anlageninternen Folgebrand, deren Betrachtung vom Vorhaben aufgrund des zu großen Aufwandes ausgeschlossen wurde (siehe Abschnitt 3.2.1).

	Z.1.3.1	Z.1.3.2	Z.1.3.3	Z.1.6	Z.2.1	Z.5.1	Z.5.2	C.2.2	I.1	I.2	I.3	I.5	I.8	Nr.	Bezeichnung
														Z.1.3.1	Militärischer Flugzeugabsturz
Z.1.3.1									X					Z.1.3.2	Militärischer Drohnenabsturz
Z.1.3.2									X					Z.1.3.3	Militärischer Hubschrauberabsturz
Z.1.3.3									X					Z.1.6	Ziviler Hubschrauberabsturz
Z.1.6									X					Z.2.1	Anlagenexterne Explosion
Z.2.1									X					Z.5.1	Flugzeugabsturz im Flughafenbereich
Z.5.1									X					Z.5.2	Flugzeugabsturz aus Flugverkehrskorridoren
Z.5.2									X					C.2.2	Tornado
C.2.2														I.1	Anlageninterner Brand
I.1														I.2	Anlageninterne Überflutung
I.2														I.3	Hochenergetisches Komponentenversagen
I.3														I.5	Lastabsturz und -anprall
I.5														I.8	Anlageninterne Explosion
I.8															

**Abb. 3.1** Ergebnis des Screenings für Ereigniskombinationen kausaler Folgeeinwirkungen

### 3.3 Probabilistische Grobanalysen

Nach IAEA SSG-3 /IAE 10/ werden für alle nicht im Screening ausgeschlossenen übergreifenden Einwirkungen mittels Grobanalysen unter Verwendung realistischer und betont pessimistischer Annahmen konservative Kernschadenshäufigkeiten bestimmt. Mithilfe der Grobanalysen sollen diejenigen Einwirkungen für eine Detailanalyse ausgewählt werden, die für das Endergebnis der PSA relevant sind.

In Deutschland sollen nach den Vorgaben im Methodenband /FAK 05/, S. 27 zum PSA-Leitfaden Ereignisse, auch aufgrund einer übergreifenden Einwirkung, nicht weiter in einer probabilistischen Detailanalyse untersuchen werden, wenn

- „das einzelne auslösende Ereignis nicht mehr als 10 %“ zur Kern- bzw. Brennstab-schadenshäufigkeit beiträgt“ und
- der Gesamtbeitrag alle ausgeschlossenen Einwirkungen zur Kern-bzw. Brennstab-schadenshäufigkeit „in Summe nicht mehr als 20 %“ ausmacht.

In diesem Vorhaben werden dementsprechend Einwirkungen von der Detailanalyse ausgeschlossen, sofern für diese in der in der Grobanalyse pessimistisch eine Kernschadenshäufigkeit von weniger als  $7,3 \text{ E-}08 /a$  ermittelt wurde.

Insgesamt wurden 12 Einzeleinwirkungen, zusammengefasst zu fünf Einwirkungen mittels einer probabilistischen Grobanalyse untersucht. Dabei wurden deren konservative Kernschadenshäufigkeiten auf der Grundlage pessimistischer Annahmen ermittelt (siehe Tab. 3.3). In Summe tragen diese Einzeleinwirkungen mit  $1,4 \text{ E-}06 /a$  zu einem Kernschaden bei. Dieser Beitrag resultiert größtenteils aus den beiden Einwirkungen 'Flugzeugabsturz' und 'Absturz und Anprall von Lasten'.

**Tab. 3.3** Ergebnisse der probabilistischen Grobanalyse für Einzeleinwirkungen

Einwirkung	Pessimistisch ermittelte Kernschadenshäufigkeit	Schlussfolgerung
Tornado C.2.2	$8,6 \text{ E-}09 /a$	CDF wird aus Grobanalyse übernommen
<b>Flugzeugabsturz</b> <b>Z.1.3.1, Z.1.3.2,</b> <b>Z.1.3.3, Z.1.3.4, Z.1.6,</b> <b>Z.5.1, Z.5.2</b>	mit $8,7 \text{ E-}07 /a$ abgeschätzt	CDF ist mittels Detailanalyse zu ermitteln
Anlagenexterne Explosion Z.2.1, Z.2.3.1	$< 8,7 \text{ E-}08 /a$	CDF wird aus Grobanalyse übernommen, es wird von einer deutlich kleineren CDF ausgegangen
<b>Anlageninterne Überflutung I.2</b>	$1,5 \text{ E-}08 /a$	CDF wird mittels Detailanalyse ermittelt, da ein Beispiel für eine vielfältige und komplexe Analyse
<b>Absturz und Anprall von Lasten I.5</b>	$< 4,2 \text{ E-}07 /a$	CDF wurde zunächst aus Grobanalyse übernommen, es wurde aber keine Detailanalyse durchgeführt, da von einer deutlich geringeren CDF auszugehen ist. Eine entsprechende Untersuchung und Nachweisführung hätten einen erheblichen zeitlichen Aufwand zur Prüfung und Modellierung der Gegebenheiten und vorgesehenen Maßnahmen in der Anlage bedurft, der in diesem Vorhaben nicht zu rechtfertigen war.
<b>Summe für alle nicht weiter mittels Detailanalysen untersuchten Einzeleinwirkungen</b>	$< 5,8 \text{ E-}07 /a$	

Einwirkung	Pessimistisch ermittelte Kernschadenshäufigkeit	Schlussfolgerung
<b>Summe für alle nicht in der Grobanalyse untersuchten Einwirkungen</b>	<1,3 E-08 /a	Die im quantitativen Screening bestimmte Eintrittshäufigkeit pessimistisch mit der Kernschadenshäufigkeit gleichgesetzt werden (siehe Abschnitt 3.2.4).

Den Ergebnissen in Tab. 3.3 und den oben angegebenen Kriterien folgend, sind Detailuntersuchungen für die Einzeleinwirkungen

- Flugzeugabsturz und
- Absturz und Anprall von Lasten

sowie für die Einwirkungskombination

- Flugzeugabsturz und Folgebrand

durchzuführen.

Die Einwirkung von innen ‚Absturz und Anprall von Lasten I.5‘ konnte innerhalb des Vorhabens nicht in einer Detailanalyse untersucht werden, da nicht alle dafür notwendigen Informationen innerhalb des Vorhabens zur Verfügung standen. Anstelle der Einwirkung ‚Absturz und Anprall von Lasten‘ wurde deswegen eine detaillierte probabilistische Detailuntersuchung für die Einwirkung ‚anlageninterne Überflutung‘ durchgeführt. Gründe für deren Auswahl waren die Komplexität und Vielfältigkeit der Analyse dieser Einwirkung.

Die probabilistischen Detailanalysen für die zivilisatorische Einwirkung ‚Flugzeugabsturz‘ und die Einwirkung von innen ‚anlageninterne Überflutung‘ finden sich im nachfolgenden Abschnitt 3.4.

Des Weiteren wurde in der Grobanalyse die Einwirkungskombination ‚anlageninterne Überflutung‘ (Szenario GKB im Zugangsgebäude) und Folgebrand untersucht. Dabei wurde festgestellt, dass Überflutungsszenarien mit Folgebrand einen ähnlichen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern wie Szenarien ohne Folgebrand. Um den Aufwand der Analysen nicht unnötig zu erhöhen, wurde bei den probabilistischen Detailanalysen daher nur auf Szenarien ohne Folgebrand eingegangen.

Die Summe der Kernschadenshäufigkeiten der Einwirkungen aus der Grobanalyse, die nicht einer vertieften probabilistischen Detailanalyse zu untersuchen sind, ist kleiner als  $5,8 \text{ E-}07 /a$ . Es ist jedoch davon auszugehen, dass sich die mittels probabilistischer Grobanalysen unter pessimistischen Randbedingungen ('bounding analyses') ermittelten Kernschadenshäufigkeiten im Rahmen vertiefter probabilistischer Untersuchungen unter realistischeren Randbedingungen deutlich verringern lassen. Die aus dem quantitativen Screening abgeleitete Kernschadenshäufigkeit der auslösenden Ereignisse aufgrund übergreifender Einwirkungen, die nicht mittels probabilistischer Grobanalyse ausgeschlossen wurden, ist kleiner als  $1,3 \text{ E-}08 /a$ . Dieser Wert ist knapp zwei Größenordnungen kleiner als die Kernschadenshäufigkeit der anlageninternen auslösenden Ereignisse. Damit sind die Beiträge der bereits mittels quantitativen Screenings von einer weiteren Betrachtung in probabilistischen Grobanalysen ausgeschlossenen Ereignisse zu vernachlässigen.

### **3.4 Vertiefte probabilistische Detailanalysen übergreifender Einwirkungen**

Als Ergebnis der Grobanalyse wurde für die zivilisatorische Einwirkung von außen 'Flugzeugabsturz' sowie die Einwirkung von innen 'anlageninterne Überflutung' als Einzeleinwirkungen vertiefte probabilistische Detailanalysen durchgeführt. Diese sind in den nachfolgenden Abschnitten 3.4.1 und 3.4.2 dargestellt. Es ist weiter zu berücksichtigen, dass die kausale Einwirkungskombination einer anlageninternen Überflutung mit einem darauffolgenden Brand nicht zwingend vertieften probabilistischen Analysen zu unterziehen ist, sondern in den Ereignisabläufen für die Überflutungsszenarien mitberücksichtigt werden kann.

#### **3.4.1 Flugzeugabsturz**

Für die detaillierte probabilistische Analyse der Einwirkung 'Flugzeugabsturz' wird die im PSA-Methodenband /FAK 05/, Abschnitt 3.6.1.5 für Kernkraftwerke dargelegte Methode auf Forschungsreaktoren übertragen und dabei auf die Struktur des IAEA Safety Guides SSG-3 /IAE 10/ aufgebaut:

- Definition der Szenarien und deren Eintrittshäufigkeiten („frequency assessment of external hazards“ /IAE 10/, S. 98ff),
- Ausfallanalyse („fragility analysis“ /IAE 10/, S. 103ff): vereinfachte Analyse von Ausfällen sicherheitstechnisch relevanter SSC für unterschiedliche Szenarien,

- Ereignisablaufanalyse („accident sequence analysis“ /IAE 10/, S. 30ff): Beschreibung eines Ereignisbaums für alle Szenarien,
- Systemanalyse („systems analysis“ /IAE 10/, S. 36ff): Beschreibung der für den Ereignisablauf berücksichtigten Systeme mittels Fehlerbäumen,
- Integration in das PSA-Modell („Integration of External Hazards in the Level 1 PSA-Model“ /IAE 10/, S. 103f): Integration des Ereignisbaums und der Fehlerbäume in das bestehende PSA-Modell aus /MAY 19/;
- Auswertung des PSA-Modells („Quantification of the analysis“ /IAE 10/, S. 50f): Beschreibung der Ergebnisse zur Kernschadenshäufigkeit einschließlich der Ergebnisse der Importanz-, Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse.

Die Analyse von abhängigen Ausfällen („analysis of dependent failures“ /IAE 10/, S. 40f) in Bezug auf Flugzeugabstürze werden zusammen mit den Ausfällen erläutert. Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) („analysis of common cause failures“ /IAE 10/, S. 41f) und menschliche Fehlerwahrscheinlichkeiten („human reliability analysis“ /IAE 10/, S. 42f) wurden in /MAY 19/ untersucht und hier übernommen, ohne im Detail darauf einzugehen. Die entsprechenden Fehlerwahrscheinlichkeiten sind nicht anzupassen, da

- sich GVA sicherheitstechnisch relevanter SSC in nicht betroffenen Gebäuden nicht ändern und in den betroffenen Gebäuden entsprechende abhängige Ausfälle berücksichtigt wurden;
- menschliche Fehler im Ereignisablauf nach Flugzeugabstürzen keine Rolle spielen (Ausnahme sind Notfallmaßnahmen, wo schon im bisherigen PSA-Modell entsprechende Annahmen bezüglich Einwirkungen von außen getroffen wurden).

### **3.4.2 Anlageninterne Überflutung**

Aufbauend auf der Grobanalyse sowie dem Gesamtergebnis des quantitativen Screenings in Abschnitt 3.2.4, ist nachfolgend die Detailanalyse der Einwirkung von innen ‘anlageninternen Überflutung’ dargestellt.

In einer vertieften probabilistischen Analyse der anlageninternen Überflutung sollten gemäß SSG-3 /IAE 10/, § 7.85 insbesondere folgende Aspekte berücksichtigt werden:

Dauer von Ereignissen und Handlungen, menschliche Handlungsfehler sowie der Verlust von Instrumentierungs- und Kontrolleinrichtungen bei der Bewertung von Handmaßnahmen.

Wie für andere Einwirkungen, wird in der Beschreibung der Detailanalyse auf die Methoden und Daten für die Analyse einschließlich der Beschreibung der Szenarien und der relevanten Annahmen, die Anpassung des PSA-Modells sowie die Ergebnisse der Analyse eingegangen /IAE 10/, § 7.92. Die Ergebnisdarstellung umfasst die Kernschadenshäufigkeit und qualitative Schlussfolgerungen. Dafür wird die generelle Struktur für Einwirkungen aus SSG-3 /IAE 10/, Kapitel 5 bzw. 7 verwendet. Sie entspricht der Struktur der Detailanalyse zum Flugzeugabsturz im vorangegangenen Abschnitt und wird durch die Bewertung der Handmaßnahmen ergänzt. Es wurden vier Szenarien einer Leckage im Wasserversorgungs-System der Referenzanlage untersucht. Darin wurden sowohl der Leckagetyp (Riss oder Bruch) als auch die Funktion der Sumpfpumpe (nicht ausgefallen, ausgefallen) berücksichtigt. In den Szenarien ist das rechtzeitige Absperrern des wasserführenden Systems durch eine Handmaßnahme notwendig. Die Fehlerwahrscheinlichkeit dieser Handmaßnahme wurde mit zwei unterschiedlichen Methoden durchgeführt (ASEP /SWA 87/; SPAR-H /GER 05/).

## 4 Ermittlung aktueller Zuverlässigkeitskenngrößen

Zur Quantifizierung der Ereignisabläufe werden den in den Fehlerbäumen modellierten Funktionselementen Zuverlässigkeitskenngrößen zugeordnet. Für die Quantifizierung der Fehler- und Ereignisbäume sollen nach PSA-Methodenband /FAK 05/ „...*grundsätzlich anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen verwendet werden, um die Gegebenheiten der Anlage möglichst realistisch zu erfassen*“. Es wird aber an gleicher Stelle ergänzt: „Bei unzureichender anlagenspezifischer Datenbasis für einzelne Komponenten kann auf generische Daten zurückgegriffen werden“. Im Vorgängervorhaben 4716R01325 wurden sowohl für unabhängige Ausfälle als auch für GVA generische, d. h. nicht anlagenspezifische Betriebserfahrung verwendet /MAY 19/. Für GVA wurden GVA-Wahrscheinlichkeiten und -Raten mit Ausnahme der Steuer- bzw. Abschaltstäbe aus dem Methoden- und Datenband zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke /FAK 16/ entnommen. Als generische Datenbasis für die Zuverlässigkeitskenngrößen unabhängiger Komponenten wurde das IAEA TECDOC 930 „Generic component reliability data for research reactor PSA“ /IAE 97/ verwendet. Zum Schätzen der Zuverlässigkeitskenngrößen wurde der in der GRS entwickelte sogenannte „Superpopulationsansatz“ verwendet /PES 97/.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde eine Verbesserung der Zuverlässigkeitskenngrößen erreicht, indem

- die Betriebserfahrung des Forschungsreaktors ausgewertet<sup>1</sup> und diese in die Berechnung der Zuverlässigkeitskenngrößen bzgl. unabhängiger Ausfälle einbezogen wurde,
- als generische Datenbasis für die Zuverlässigkeitskenngrößen unabhängiger Komponenten das zwischenzeitlich veröffentlichte IAEA-TECDOC-1922 „Reliability Data for Research Reactor Probabilistic Safety Assessment“ /IAE 20/ verwendet wurde, welches /IAE 97/ abgelöst hat und mehr Datensätze beinhaltet und damit die Verwendung einer Datenbasis erlaubt, die spezifischer für die modellierten Komponenten ist als zuvor,

---

<sup>1</sup> Bzgl. GVA liegt – wie auch bei den deutschen Kernkraftwerken – keine ausreichende Anzahl von beobachteten GVA-Ereignissen vor, die eine Schätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten basierend auf anlagenspezifischer Betriebserfahrung erlaubt.



- die Übertragbarkeit der einzelnen GVA-Ereignisse, welche die Basis der Zahlen aus /FAK 16/ darstellen, auf die Gegebenheiten des Forschungsreaktors detailliert bewertet und dann für diese Bedingungen spezifische Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt wurden,
- die Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen überprüft werden.

Nachfolgend werden die Ermittlung und die Ergebnisse bzgl. unabhängiger Einzelausfälle, GVA und Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen getrennt im Detail dargestellt.

#### **4.1 Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Komponentenausfälle**

Insgesamt wurde für die in der PSA modellierten 139 Basisereignisse 29 verschiedene Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt. Als anlagenspezifische Informationsbasis für Komponentenausfälle stehen ausschließlich die meldepflichtigen Ereignisse (ME) der Referenzanlage zur Verfügung. Zunächst wurde für die Ausfallart jeder modellierten Komponente ermittelt, ob deren Ausfälle meldepflichtige Ereignisse wären und somit als bekannt angenommen werden können. Für diejenigen Komponenten, für die Ausfälle der Beobachtung zugänglich sind, wurde die Beobachtungszeit bzw. Anzahl der Anforderungen ermittelt.

Die nicht anlagenspezifische Betriebserfahrung wurde aus den im IAEA-TECDOC-1922 /IAE 20/ enthaltenen Datensätzen neu zusammengestellt. Die Anzahl der enthaltenen Datensätze ist deutlich größer als der im Vorgängervorhaben verwendeten Quelle (Vorgängerdokument /IAE 97/). Deshalb war es möglich, Konservativitäten abzubauen.

Die gewählte Vorgehensweise ermöglichte einen erheblichen Abbau von Konservativitäten. Die neuen Erwartungswerte betragen zwischen 0,2940 und 0,0014 der im Vorgängervorhaben entsprechenden Werte. Dies entspricht im Mittel einem Faktor von etwa 18.

## 4.2 Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA)

Für GVA ist es im Allgemeinen nicht möglich, anlagespezifische Daten zu verwenden, da GVA-Ereignisse sehr selten sind. Die GRS hat eine Vorgehensweise zur Quantifizierung von GVA entwickelt /STI 09/, /STI 14/, /FAK 16/, in der auch die Übertragbarkeit von Ereignissen quantitativ berücksichtigt werden kann und insofern Quantifizierungen erreichbar sind, die spezifisch für einzelne Komponentengruppen mit spezifischen Eigenschaften sind.

Die ermittelten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der folgenden Tab. 4.1 aufgeführt. Es sind neben den aufgeführten Erwartungswerten auch die für die weitere Quantifizierung notwendigen 5 %-, 50 %- und 95 %-Quantile sowie der jeweilige Streufaktor  $k_{95}$  angegeben

**Tab. 4.1** Berechnete GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen GVA-Komponentengruppen (Die Raten sind in 1/h angegeben.)

GVA-Gruppe und Ausfallkombination	Komponenten- & Ausfallart	5 %-Quantil	Median	95 %-Quantil	$k_{95}$	Erwartungswert
2v2 Kuppelschalter Normalnetz	Leistungsschalter, schaltet nicht	1,37 E-06	3,35 E-05	3,52 E-04	10,5	8,71 E-05
2v3 24V- oder 220V-Batterien	Batterien, Spannungszusammenbruch oder Kapazität nicht ausreichend	4,18 E-06	1,28 E-04	1,49 E-03	11,6	3,66 E-04
3v3 24V- oder 220V-Batterien	Batterien, Spannungszusammenbruch oder Kapazität nicht ausreichend	1,87 E-07	2,03 E-05	4,91 E-04	24,2	1,12 E-04
2v2 Rückschlagklappen Brunnenwassersystem	Rückschlagklappen, schließt nicht	4,40 E-05	5,24 E-04	2,61 E-03	4,97	8,22 E-04
2v2 Pumpen Kühlsystem mit Brunnenwasser	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,41 E-07	1,79 E-06	9,88 E-06	5,52	2,97 E-06

<b>GVA-Gruppe und Ausfallkombination</b>	<b>Komponenten- &amp; Ausfallart</b>	<b>5 %-Quantil</b>	<b>Median</b>	<b>95 %-Quantil</b>	<b>k95</b>	<b>Erwartungswert</b>
2v3 Pumpen Versorgungssystem Brunnenwasser	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,30 E-07	1,53 E-06	7,74 E-06	5,05	2,43 E-06
3v3 Pumpen Versorgungssystem Brunnenwasser	Kreiselpumpen, fördert nicht	8,41 E-08	1,21 E-06	7,46 E-06	6,17	2,16 E-06
2v3 Pumpen Versorgungssystem Brunnenwasser	Kreiselpumpen, startet nicht	1,86 E-04	2,15 E-03	9,65 E-03	4,49	3,19 E-03
3v3 Pumpen Versorgungssystem Brunnenwasser	Kreiselpumpen, startet nicht	7,29 E-05	9,34 E-04	5,11 E-03	5,47	1,56 E-03
2v4 Rückschlagventile Primärkreis	Rückschlagventile, schließt nicht	6,14 E-07	1,22 E-05	1,18 E-04	9,64	2,96 E-05
3v4 Rückschlagventile Primärkreis	Rückschlagventile, schließt nicht	1,56 E-07	4,28 E-06	5,83 E-05	13,6	1,39 E-05
4v4 Rückschlagventile Primärkreis	Rückschlagventile, schließt nicht	1,54 E-08	9,26 E-07	2,21 E-05	23,9	5,28 E-06
2v2 Naturumlaufklappen	Rückschlagklappen, öffnet nicht	2,23 E-07	6,41 E-06	7,63 E-05	11,9	1,85 E-05
2v3 Rückschlagklappen Notkühlsystem	Rückschlagklappen, öffnet nicht	5,18 E-07	1,15 E-05	1,00 E-04	8,74	2,60 E-05

<b>GVA-Gruppe und Ausfallkombination</b>	<b>Komponenten- &amp; Ausfallart</b>	<b>5 %-Quantil</b>	<b>Median</b>	<b>95 %-Quantil</b>	<b>k95</b>	<b>Erwartungswert</b>
3v3 Rückschlagklappen Notkühlsystem	Rückschlagklappen, öffnet nicht	3,16 E-08	2,07 E-06	4,27 E-05	20,7	9,79 E-06
2v2 Wärmetauscher Primärkreis	Wärmetauscher, überträgt keine Leistung	1,10 E-07	1,01 E-04	3,88 E-03	38,4	8,34 E-04
2v4 Primärkühlumpen	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,45 E-07	1,69 E-06	8,07 E-06	4,78	2,59 E-06
3v4 Primärkühlumpen	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,10 E-07	1,31 E-06	6,57 E-06	5,03	2,07 E-06
4v4 Primärkühlumpen	Kreiselpumpen, fördert nicht	5,11 E-08	7,32 E-07	4,89 E-06	6,68	1,38 E-06
2v2 Rückschlagklappen Sekundärkühlsystem	Rückschlagklappen, schließt nicht	1,10 E-05	1,31 E-04	6,51 E-04	4,97	2,05 E-04
2v2 Wärmetauscher Sekundärkühlsystem	Wärmetauscher, überträgt keine Leistung	1,26 E-04	2,43 E-03	1,98 E-02	8,13	5,26 E-03
2v2 Pumpen Sekundärkühlsystem	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,48 E-07	1,77 E-06	9,31 E-06	5,25	2,86 E-06
2v3 & 3v3 Überströmventile Notkühlsystem	Siehe Kapitel 4.2.3	Siehe Kapitel 4.2.3				
2v3 Notkühlumpen	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,36 E-07	1,57 E-06	7,65 E-06	4,88	2,43 E-06
3v3 Notkühlumpen	Kreiselpumpen, fördert nicht	5,49 E-08	7,80 E-07	4,99 E-06	6,4	1,43 E-06
2v3 Notkühlumpen	Kreiselpumpen, startet nicht	2,59 E-05	3,18 E-04	1,55 E-03	4,88	4,95 E-04
3v3 Notkühlumpen	Kreiselpumpen, startet nicht	1,17 E-05	1,60 E-04	9,91 E-04	6,18	2,87 E-04
2v4m 3v4 & 4v4 Kühlturmzelle	Siehe Kapitel 4.2.1	Siehe Kapitel 4.2.1				

<b>GVA-Gruppe und Ausfallkombination</b>	<b>Komponenten- &amp; Ausfallart</b>	<b>5 %-Quantil</b>	<b>Median</b>	<b>95 %-Quantil</b>	<b>k95</b>	<b>Erwartungswert</b>
2v4 Kühlturmventilatoren	Ventilatoren, fördert nicht	6,89 E-09	9,21 E-08	5,41 E-07	5,87	1,60 E-07
3v4 Kühlturmventilatoren	Ventilatoren, fördert nicht	3,23 E-09	5,14 E-08	3,78 E-07	7,36	1,03 E-07
4v4 Kühlturmventilatoren	Ventilatoren, fördert nicht	7,43 E-10	1,75 E-08	2,16 E-07	12,3	5,23 E-08
2v2 Pumpen Tertiärkühlsystem	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,09 E-07	1,41 E-06	8,06 E-06	5,73	2,39 E-06
2v2 Pumpen Kühlsystem für Lüftungstechn. Anlagen	Kreiselpumpen, fördert nicht	1,41 E-07	1,79 E-06	9,88 E-06	5,52	2,97 E-06
2v2 Pumpen Kühlsystem für Lüftungstechn. Anlagen	Kreiselpumpen, startet nicht	1,09 E-04	1,40 E-03	7,66 E-03	5,47	2,33 E-03
2v2 Dieselventilatoren	Ventilatoren, fördert nicht	4,33 E-09	6,31 E-08	4,79 E-07	7,59	2,03 E-07
2v2 Dieselventilatoren	Ventilatoren, startet nicht	2,41 E-05	3,69 E-04	2,50 E-03	6,77	7,09 E-04
2v2 Notstromdiesel	Notstromdiesel, Betriebsversagen	1,36 E-05	1,57 E-04	7,26 E-04	4,62	2,35 E-04
2v2 Notstromdiesel	Notstromdiesel, startet nicht	4,99 E-05	5,83 E-04	2,76 E-03	4,74	8,84 E-04
2v2 Dieselgeneratorschalter	Leistungsschalter, schaltet nicht	2,29 E-07	5,59 E-06	5,86 E-05	1,05 E+0 1	1,45 E-05
2v5, 3v5, 4v5 & 5v5 Abschaltstäbe	siehe Kapitel 4.2.2	Siehe Kapitel 4.2.2				

#### 4.2.1 Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Zellenkühler

Eine spezielle Betrachtung war für die Komponententyp Zellenkühler erforderlich. Da hier in der deutschen Betriebserfahrung der Kernkraftwerke keine GVA-Ereignisse aufgetreten sind, wurde eine so genannte Nullfehlerstatistik durchgeführt. Die Gesamtbeobachtungszeit wurde für 5 deutsche KKW mit Zellenkühlern zu 161,67 Jahren bestimmt. Für Gruppen von mindestens 4 Zellenkühlern ergeben sich die in Tab. 4.2 dargestellten Ergebnisse für GVA von 3 von 4 bzw. 4 von 4 Komponenten.

**Tab. 4.2** Charakteristika der Unsicherheitsverteilung der Rate von 3 von 4 bzw. 4 von 4-GVA von Zellenkühlern

Charakteristische Größe	Wert [1/h]
Mittelwert	3,53 E-07
Standardabweichung	4,99 E-07
5 %-Quantil	1,39 E-09
Median	1,61 E-07
95 %-Quantil	1,36 E-06
K95	8,44

#### 4.2.2 Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Abschaltstäbe

Eine spezielle Betrachtung war für die Komponentengruppe der Abschaltstäbe erforderlich. Vergleichbar mit den Abschaltstäben sind in Leistungsreaktoren die Steuerstäbe. Hier sind in der Betriebserfahrung der deutschen Kernkraftwerke GVA-Ereignisse aufgetreten, die aber noch nicht abschließend bewertet waren. Deshalb sind in /FAK 16/ keine GVA-Wahrscheinlichkeiten bzw. -raten für diese Komponententyp ausgewiesen. Die beobachteten GVA-Ereignisse wurden deshalb durch vier Experten der GRS auf Übertragbarkeit geprüft. Das Ergebnis der Überprüfung ist in Tab. 4.3 zusammengefasst.

**Tab. 4.3** Expertenbewertungen des GVA-Ereignisses

Experte	GRS 1	GRS 2	GRS 3	GRS 4
Komponentengruppengröße	61	61	61	61
Ausgefallene Komponenten	0	0	0	0
Stark geschädigte Komponenten	3	3	3 <sup>1)</sup>	3
Schwach geschädigte Komponenten	58	0	0	0
Sehr schwach geschädigte Komponenten	0	58	58	58
Übertragbarkeitsfaktor	1	1	1	1

1) Der Experte GRS 3 versah den Schädigungsgrad „stark geschädigt“ außerdem mit einer spezifischen Ausfallwahrscheinlichkeit von 0,25 (Standard: 0,5)

Identische oder sehr ähnliche Bewertungen durch die Experten sind der Normalfall, da die Ereignisbeschreibungen bzw. die in den Diskussionen mit den Betreibern zusätzlich zur Verfügung gestellten Informationen meist eine genaue Bewertung zulassen. Sie beziehen sich – wenn überhaupt vorhanden- in den allermeisten Fällen auf die Unterscheidung der beiden Schädigungsgrade, bei denen noch keine Einschränkung der Komponentenfunktion aufgetreten ist, d. h. sehr schwache Schädigung/schwache Schädigung.

Mit diesen Eingabedaten konnten folgende GVA-Wahrscheinlichkeiten ermittelt werden:

**Tab. 4.4** GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Abschaltstäbe eines Forschungsreaktors

Ausfallkombination	5 %-Quantil	Median	95 %-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung
2v5	2,34 E-08	3,43 E-06	9,28 E-05	2,00 E-05	5,54 E-05
3v5	1,68 E-10	1,62 E-07	1,47 E-05	3,20 E-06	1,33 E-05
4v5	4,91 E-13	3,84 E-09	1,33 E-06	3,46 E-07	2,26 E-06
5v5	5,54 E-16	3,66 E-11	4,82 E-08	1,67 E-08	1,47 E-07

#### 4.2.3 Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Komponentengruppe der Überströmventile des Notkühlsystems

Eine weitere spezielle Betrachtung war für die Komponentengruppe der Überströmventile des Notkühlsystems erforderlich. Bei diesen Ventilen handelt es sich um Ventile, die

eigenmediumbetätigt gegen eine Federkraft öffnen und sich auf der Druckseite der Notkühlpumpen in einer Leitung mit Innendurchmesser DN40 befinden, die in das Reaktorbecken führt. Die Verwendung der Datenbasis für eigenmediumbetätigte Sicherheitsventile erschien wegen der hier vorliegenden kleinen Baugröße nicht angemessen. Deshalb wurde die Datenbasis für federbetätigte Vorsteuerventile, die von Funktionsweise und Baugröße den Überstromventilen entsprechen, für die Ausfallart „schließt nicht“ auf diese übertragen.

Mit diesen Eingabedaten konnten folgende GVA-Wahrscheinlichkeiten ermittelt werden:

**Tab. 4.5** GVA-Wahrscheinlichkeiten für Überströmventile des Notkühlsystems

Ausfallkombination	5 %-Quantil	Median	95 %-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung
2v3	2,05 E-06	3,76 E-05	3,23 E-04	8,42 E-05	1,39 E-04
3v3	1,68 E-07	4,73 E-06	7,04 E-05	1,67 E-05	4,09 E-05

### 4.3 Handmaßnahmen

Nach ersten Testrechnungen zeigte sich, dass zwei Handmaßnahmen zur Beherrschung von Leckagen an der Beckenauskleidung einen dominanten Beitrag zum Gesamtergebnis liefern. Da die zunächst verwendete Methode ASEP eine konservative Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeiten von Handmaßnahmen darstellt, wurden für den Abbau ergebnisrelevanter Konservativitäten, diese beiden Handmaßnahmen mit der detaillierteren Methode THERP /SWA 83/ neu bewertet. Es ergaben sich die folgenden Werte:

OP-LECKABSP: Leck wird nicht abgesperrt

Lognormal: E = 5,0 E-04; EF = 3 (aus /SWA 83/, Tabelle 20-7 (1))

OP-NFM-FLW: Ausfall der HM Nachspeisung von Feuerlöschwasser

Lognormal: E = 1,0 E-02; EF = 3 (aus /SWA 83/, Tabelle 20-7 (2))

Dabei bedeuten: E = Erwartungswert; EF = Verteilungsfaktor der Lognormalverteilung.





## **5 Definition einer Schnittstelle zur PSA der Stufe 2**

Eine PSA der Stufe 2 hat das Ziel, Art und Häufigkeit von Freisetzungskategorien als Folge von den in der Stufe 1 identifizierten Kernschadensabläufen zu ermitteln. Die möglichen Unfallabläufe nach einem Kernschaden bis zur resultierenden Freisetzung, die in der PSA der Stufe 2 analysiert werden, sind von zahlreichen Merkmalen abhängig, die sich bereits im Ablauf vor dem Kernschaden entwickeln und die Endzustände der Kernschadensabläufe charakterisieren. Um diese Merkmale in einer PSA der Stufe 2 berücksichtigen zu können, müssen sie in der PSA der Stufe 1 identifiziert, ggf. gruppiert und weitergegeben werden. Die Weitergabe erfolgt über eine Schnittstelle zwischen der PSA der Stufe 1 und der PSA der Stufe 2.

### **5.1 Vorgehensweisen bei der Erstellung einer Schnittstelle**

Für die Erstellung der Schnittstelle wurde ein zweistufiges Verfahren gewählt, 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/). Hierfür müssen die in der Stufe 2 benötigten Informationen über eine explizite Schnittstelle aus der Stufe 1 übertragen werden. Die Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA umfasst die Auflistung aller Ereignisabläufe und deren Häufigkeitsverteilungen, die zu einem für die Stufe 2 der PSA relevanten Schadenszustand führen sowie ihre Klassifizierung nach relevanten Merkmalen. Welche Merkmale eines Schadenszustandes für die Untersuchungen in Stufe 2 von Bedeutung sind, wird aufgrund der dort durchgeführten Analysen festgelegt.

Da Forschungsreaktoren sehr unterschiedlich sind und zudem PSA der Stufe 2 für Forschungsreaktoren nur selten durchgeführt wurden und darüber wenige Informationen zur Verfügung stehen, erfolgt die Bestimmung der Merkmale für die Referenzanlage zunächst ausgehend von Angaben aus der Literatur (siehe Tab. 2.2 in Abschnitt 2.4). Diese Merkmale sind in Tab. 5.1 zusammengefasst. In Anlehnung an Tab. 2.2 müssen außerdem die Parameter

- Luftdruck im Reaktorgebäude,
- Lufttemperatur im Reaktorgebäude,
- Beckenfüllstand,

- Beckenwassertemperatur,
- Druck und Durchfluss in den Kühlsystemen,
- Vorhandensein von Wasserstoff (Deuterium),
- Dauer zwischen auslösendem Ereignis und Kernschaden sowie
- Personalhandlungen in Reaktion auf Einwirkungen von außen,

die zum Zeitpunkt des Kernschadens vorliegen, angegeben werden. Die anhand der Tabelle und Parameter gesammelten Informationen bilden die Schnittstelle für die PSA Stufe 2. Nach Durchführung einer PSA der Stufe 2 muss die Schnittstelle ggf. in einem iterativen Prozess angepasst werden, wenn sich herausstellt, dass bestimmte Merkmale keinen Einfluss auf die Unfallabläufe haben oder andere Merkmale fehlen.

**Tab. 5.1** Merkmale für die Schnittstelle zur PSA Stufe 2

Bereich und Faktor	Zustand
Kernbrennstoff: Kernschaden	komplett / partiell ( < 10 % des Kernbrennstoffes ) / nein
Experimente mit radioaktivem Material (einschließlich Kalte Quelle, Heiße Quelle und Konverterplatte): Schaden	ja / nein
Experimente mit radioaktivem Material: Kühlung	ja / nein
Reaktorbecken und Absetzbecken: Integrität (Kernkühlung)	ja / nein
(gelagerte) radioaktive Stoffe: Schaden	ja / nein
(gelagerte) radioaktive Stoffe: Kühlung	ja / nein
Reaktorgebäude: Integritätsverlust über Leckage	ja (früh) / ja (spät) / nein
Reaktorgebäude: Integritätsverlust über Zerstörung des Gebäudes	ja (früh) / ja (spät) / nein
Reaktorgebäude: explosionsfähige Atmosphäre mit Potenzial zum Integritätsverlust	ja / nein
Bypass-Möglichkeit: Verbindung zur Umwelt über Lüftungssysteme, Kühlsysteme oder Schleusen	ja (früh) / ja (spät) / nein
Kritikalitätskontrolle des Reaktors: RESA erfolgreich	ja / nein
Reaktorschutzsystem (z. B. Messwerterfassung): funktionsfähig	ja / nein
Kühlsysteme: aktiv	ja / nein
Stromversorgung: funktionsfähig	ja (Normalstrom) / ja (Notstrom) / ja (Gleichstromversorgung) / nein

Bereich und Faktor	Zustand
Warte: funktionsfähig	ja (Warte), ja (Notwarte), nein
sicherheitsrelevante Informations- und Kommunikationssysteme: funktionsfähig	ja / nein
Lüftungssysteme: aktiv	ja / nein
Lüftungssysteme: Schäden an Filtern	ja / nein
Strahlungs- und Aktivitätskontrolle: funktionsfähig	ja / nein
Brandschutzsysteme: funktionsfähig	ja / nein

Besondere Merkmale für die Schnittstelle zur Stufe 2 für Forschungsreaktoren ergeben sich aus den radioaktiven Stoffen in den einzelnen Experimenten. Experimente und die zugehörigen Versuchsaufbauten sind für Forschungsreaktoren typisch, jedoch in Leistungsreaktoren nicht anzutreffen. Ebenso werden neue Brennelemente für den Betrieb des Reaktors in Forschungsreaktoren häufig, z. B. im Falle der Referenzanlage, innerhalb des Reaktorgebäudes gelagert. Damit sind vor allem bei äußeren Einwirkungen Abhängigkeiten zwischen dem Schaden der neuen Brennelemente sowie der alten und in Betrieb befindlichen Brennelemente im Absetz- bzw. Reaktorbecken nicht auszuschließen. Weiterhin sind die Berücksichtigungen der Warte und der sicherheitsrelevanten Informations- und Kommunikationssysteme vor allem bei der Untersuchung von Personalhandlungen während der Stufe 2 maßgeblich.

## 5.2 Gestaltung der Schnittstelle

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 /FRE 06/ für ein Kernkraftwerk angewendet und ausführlich beschrieben ist.

Hinsichtlich der Dauer bis zum Eintritt eines Kernschadenzustandes liegen derzeit keine konkreten thermohydraulischen Analysen vor. Auf der Basis der vorhandenen Analysen in /MAY 19/ werden die folgenden Zeiten abgeschätzt (wobei anzumerken ist, dass im Zeitbereich  $1\text{h} < t < 3\text{h}$  kein Kernschadenzustand ermittelt wurde).

- Zeit bis zum Eintritt eines Kernschadenzustandes  $< 1\text{h}$ :  
Der Kernschadenzustand tritt kurzfristig ein, z. B. bei einem Notstromfall durch vollständigen Ausfall der Reaktorschnellabschaltung oder der Notkühlsysteme nebst Naturumlaufklappen.

- Zeit bis zum Eintritt eines Kernschadenzustandes  $3 \text{ h} < t < 13 \text{ h}$ :  
Der Kernschadenzustand tritt ein, nachdem die Kapazität der Batterien für den Betrieb der Notkühlpumpen erschöpft sind, z. B. bei einem Notstromfall mit Ausfall der Notstromdiesel und der Naturumlaufklappen.
- Zeit bis zum Eintritt eines Kernschadenzustandes  $> 13 \text{ h}$ :  
Der Kernschadenzustand tritt später ein, z. B. bei einem Leck an der Beckenauskleidung, welches nicht abgesperrt und bei dem der Füllstand nicht ergänzt werden kann.

Die Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und der Stufe 2 der PSA besteht aus den folgenden drei Informationsquellen:

- Auflistung der Merkmale der unterschiedenen Schadenszustände und der Charakterisierung ihrer Zustände hinsichtlich des Zutreffens bzw. Nicht-Zutreffens (vgl. Tab. 5.1),
- empirische Häufigkeitsverteilungen für jeden der nach Schadensmerkmalen unterschiedenen Schadenszustände (Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen),
- empirische Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die durch Wahrscheinlichkeiten angegebenen Merkmalszustände (Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen).

Die Daten werden in einem Tabellenformat abgelegt, welches im Einzelnen

- die Häufigkeiten der Schadenszustände,
- die Zustände der Merkmale (zutreffen oder Nichtzutreffen), sowie
- die Wahrscheinlichkeiten der Zustände, wie z. B. 'Ausfall der Lüftungssysteme oder Ausfall der Brandschutzsysteme für jeden der zusammengefassten Schadenszustände,

enthält.

## **6 Anwendung der Methode der dynamischen PSA MCDET für einen Forschungsreaktor**

### **6.1 Hintergrund und Zielsetzung**

In der „klassischen“ PSA wird grundsätzlich ein statischer Verlauf eines Ereignisablaufes unterstellt, in der die Verfügbarkeit/Nichtverfügbarkeit und Erfolg/Misserfolg von menschlichen Handlungen in einer festen Reihenfolge und ohne Angabe der Zeit ihres Auftretens vom Analysten fest vorgegeben werden. Diese Vorgehensweise vernachlässigt möglicherweise Einflüsse, die sich durch relevante zeitliche Wechselwirkungen zwischen Systemverhalten, menschlichen Handlungen und zufälligen Ereignissen ergeben können.

Mit der Methode MCDET /KLO 18/ können die im zeitlichen Ablauf stattfindenden Wechselwirkungen zwischen Systemverhalten und zufälligen Einflussfaktoren explizit berücksichtigt und deren Einfluss auf das Systemverhalten modelliert werden. Ziel des Einsatzes der Methode MCDET zur Durchführung einer integralen deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalyse (IDPSA) ist es, einen Kenntniskern über komplexe nichtlineare Prozesse unter dem Einfluss von Unsicherheiten zu erlangen. Dieser Kenntniskern soll dazu dienen, diejenigen Einflüsse zu erkennen die einen signifikant ungünstigen Einfluss auf den Prozessablauf haben. Nur wenn die Auswirkungen dieser Einflüsse bekannt sind, können Maßnahmen entwickelt werden, diese ungünstigen Einflüsse abzuschwächen bzw. zu verhindern.

Eine weitere Zielsetzung einer IDPSA unter Verwendung von MCDET besteht darin, die vereinfachenden Annahmen, die in einer klassischen PSA erforderlich sind, zu vermeiden. Damit steht ein Analysewerkzeug zur Verfügung, mit dem Teilaspekte einer PSA, die durch zeitliche Wechselwirkungen und Abhängigkeiten charakterisiert sind, genauer modelliert und analysiert werden können.

Die Vorteile solcher Analysen sind nicht nur die Bestimmung der Häufigkeit von Ereignissen, die zu kritischen Systemzuständen führen können, sondern auch die Möglichkeit, den Einfluss stochastischer Größen auf den Prozessablauf probabilistisch quantifizieren und damit die Signifikanz des Einflusses bewerten zu können. Außerdem haben solche fortschrittlichen Analysen das Potenzial, mögliche Cliff-Edge-Effekte des Prozessablaufs identifizieren und quantifizieren zu können.

Um die aleatorischen Unsicherheiten bzgl. der Zeitpunkte zu ermitteln, zu denen relevante Handlungen (z. B. Abschaltung des Primär- und des Notkühlsystems) für den Prozessablauf durchgeführt werden, wird das in der GRS entwickelte Crew-Modul eingesetzt. Unter Verwendung des Crew-Moduls kann ein Handlungsablauf, der sich durch die arbeitsteilige Ausführung von Handlungen durch die Schichtmannschaft ergibt, als ein dynamischer Ablauf von Handlungen modelliert und simuliert werden. Eine nähere Beschreibung des Crew-Moduls ist z. B. in /FAS 18/ zu finden.

## **6.2 Beschreibung des analysierten Szenarios**

Das zu analysierende Szenario betrifft den Übergang vom Normalbetrieb zum Naturumlaufbetrieb in der Nachkühlphase nach Abfahren der Forschungsreaktoranlage. Das Abfahren der Anlage und der Übergang zum Naturumlaufbetrieb wird bei einem Brennelementwechsel durchgeführt, der in regelmäßigen Abständen erfolgt. Dazu sind Handeingriffe durch das Anlagenpersonal erforderlich.

Zum Abfahren der Anlage für den Naturumlaufbetrieb wird eine manuelle Reaktorschne-  
labschaltung (RESA) durchgeführt. Bei der manuellen RESA wird automatisch das Notkühlsystem zugeschaltet. Nach Abfahren des Reaktors sollen gemäß Betriebshandbuch der Referenzanlage frühestens nach 30 min die Kühlpumpen des Primärsystems und nach 3 h das bei der manuellen RESA zugeschaltete Notkühlsystem manuell abgeschaltet werden.

## **6.3 Ergebnisse der MCDET/ATHLET Analyse bzgl. der Umstellung der Anlage auf Naturumlaufbetrieb**

Für die Durchführung einer IDPSA für einen Referenz-Forschungsreaktor wurde MCDET mit ATHLET gekoppelt, um die Variabilität des Systemverhaltens unter Berücksichtigung von Unsicherheiten zu ermitteln. Der Ablauf der Berechnungen sowie die Kommunikation zwischen MCDET und ATHLET wurden unter Verwendung des neu entwickelten MCDET-Schedulers gesteuert. Der neue MCDET-Scheduler erlaubt dabei die parallele Abarbeitung von alternativen Sequenzen sowie die optimale Verteilung der Rechnungen auf verfügbare Rechenknoten. Damit können die zur Verfügung stehenden Kapazitäten optimal ausgenutzt werden.

Die Einflussgrößen, die durch diskrete Zufallsvariable beschrieben werden – z. B. Kapazitätsklassen der Notkühlpumpen und Klassen der hohen, mittleren und niedrigen Öffnungsquerschnitte der Naturumlaufklappen – wurden innerhalb eines dynamischen Ereignisbaumes berücksichtigt. Damit können auch Sequenzen, die nur mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit (z. B.  $< 10^{-5}$ ) auftreten, in der Analyse explizit berücksichtigt werden.

Die Einflussgrößen, die durch stetige Zufallsvariable beschrieben werden, werden im Rahmen einer Monte-Carlo-Simulation durch die Stichprobe der erzeugten dynamischen Ereignisbäume DETs berücksichtigt. Die stetigen Zufallsgrößen sind:

- Zeitpunkte, zu denen Primärsystem bzw. Notkühlsystem abgestellt werden,
- Kapazitätswerte der Notkühlpumpen, die die Unsicherheiten in den jeweiligen Kapazitätsklassen beschreiben oder
- Öffnungsquerschnitte der Naturumlaufklappen, die in den jeweiligen Klassen zufällig ausgespielt werden.

Insgesamt wurden in der vorliegenden Analyse 100 dynamische Ereignisbäume erzeugt, in denen insgesamt 1200 unterschiedliche Sequenzen mit variierenden Einflussgrößen berechnet wurden. Aus den Simulationsergebnissen wurden

- i) die Wahrscheinlichkeiten, mit denen das Primär- bzw. das Notkühlsystem verfrüht abgeschaltet wird, und
- ii) die Zeitverteilungen, wann die verfrühte Abschaltung des Primär- bzw. des Notkühlsystems erfolgt,

ermittelt.

Bei der Berechnung der Zeitverteilungen hat sich gezeigt, dass grobe und vereinfachte Abschätzungen nicht dazu geeignet sind, die Komplexität von Handlungsmaßnahmen korrekt zu beschreiben. Durch die vielfältigen Wechselwirkungen von Handlungen und zeitlichen Einflüsse können dabei viele Details übersehen werden, die sich auf das Ergebnis auswirken. So hat sich gezeigt, dass ein früheres als im Betriebshandbuch vorgeschrieben Abschalten der Kühlsysteme nicht notwendigerweise zu sicherheitstechnischen Nachteilen führt, da die Nachzerfallsleistung vollständig über den Naturumlauf abgeführt werden konnte. Die entsprechenden Wahrscheinlichkeiten, mit denen die Systeme verfrüht heruntergefahren werden, wurden ermittelt.



Im Rahmen der probabilistischen Auswertung wurde demonstriert, dass sich bzgl. einer Prozessgröße unterschiedlichste Fragestellungen beantworten lassen. Als eine relevante Prozessgröße wurde die Kernaustrittstemperatur gewählt. Als orientierender Vergleichswert wurde hier beispielhaft der Wert des RESA-Anregekriteriums mit  $T = 60,8^{\circ}\text{C}$  ausgewählt /GRS 21/. Für die Kernaustrittstemperatur wurden beispielsweise probabilistische Auswertungen für folgende Fragestellungen durchgeführt:

- Welche maximalen Kernaustrittstemperaturen treten in Abhängigkeit der Kapazität des Notkühlsystems bzw. des Öffnungsquerschnitts der beiden Naturumlaufklappen auf?
- Welche Kernaustrittstemperaturen liegen 30, 60 bzw. 120 min nach Abschaltung des Notkühlsystems vor? Sind Abhängigkeiten von Kapazitäten bzw. Öffnungsquerschnitten festzustellen?
- Wie lange wird der Wert von  $60,8^{\circ}\text{C}$  von den Kernaustrittstemperatur in Abhängigkeit der Öffnungsquerschnitts überschritten?

Die probabilistische Auswertung hat ergeben, dass bei verringerten Öffnungsquerschnitten, die zwischen 70 % und 90 % liegen, die Zeitdauern, mit denen der Wert von  $60,8^{\circ}\text{C}$  überschritten wird, maximal 2 min betragen. Bei Öffnungsquerschnitten, die zwischen 50 % und 70 % liegen, treten mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von ca. 86 % Zeitdauern auf, die kleiner als 20 min sind. Die Situation für Öffnungsquerschnitte, die im Bereich von 30 – 50 % liegen stellt sich deutlich anders dar: Die kürzesten Zeitdauern, mit denen der Wert von  $60,8^{\circ}\text{C}$  überschritten wird, liegen knapp über 120 min und würden 20 min bei weitem überschreiten.

Aus den Erkenntnissen der durchgeführten Analysen könnte eine Maßnahme abgeleitet werden, die eine einfache und frühzeitige Erkennung potenzieller Schädigungen der Naturumlaufklappen ermöglicht. Aus den Ergebnissen der Analysen hat sich folgender Zusammenhang ergeben: Wenn nach Abschaltung des Notkühlsystems die Kernaustrittstemperaturen länger als 2 Minuten über  $60,8^{\circ}\text{C}$  liegen, so kann von einer relativ starken Schädigung der Naturumlaufklappen ausgegangen werden, bei der die Naturumlaufklappen einen verringerten Öffnungsquerschnitt von  $< 70\%$  aufweisen.

Des Weiteren konnte anhand des Anwendungsbeispiels gezeigt werden, dass mit dieser Methodik auch probabilistische Aussagen für relativ selten auftretende Ereignisse ermittelt werden können. Beispielsweise die Auswirkungen verringerter Öffnungsquer-

schnitte der Naturumlaufklappen von  $< 70\%$  auf den zeitlichen Verlauf der Kernaustrittstemperatur. Für die Wahrscheinlichkeit von Öffnungsquerschnitten  $< 70\%$  wurde unter den gegebenen Annahmen ein Wert von  $4,95E-05$  berechnet.

Durch die probabilistische Quantifizierung der Auswirkung stochastischer Einflussgrößen auf den Prozessablauf können aussagekräftige Informationen erhalten werden, welche Größen einen signifikanten Einfluss auf den Prozessablauf haben und welche nicht. Zum Beispiel konnte gezeigt werden, dass die Abschaltzeit und die Kapazität des Notkühlsystems keinen signifikanten Einfluss auf die Kernaustrittstemperatur im Naturumlauf haben. Im Gegensatz dazu hat sich bei den Öffnungsquerschnitten der Naturumlaufklappen ein signifikanter Einfluss auf die Kernaustrittstemperatur im Naturumlauf gezeigt.

In der durchgeführten Analyse wurde demonstriert, dass sich durch eine IDSPA unter Verwendung der Werkzeugs MCDET nicht nur die Einflüsse unsicherer Größen auf einen Prozessablauf probabilistisch quantifizieren lassen, sondern dass mit diesen Methoden auch das probabilistische Analysespektrum gegenüber der klassischen PSA erheblich erweitert werden kann. Probabilistische Aussagen bzgl. der Zeitdauer, mit der die Kernaustrittstemperatur einen gewissen Schwellenwert in Abhängigkeit verschiedener unsicherer Größen überschreitet, wären mit den klassischen PSA-Methoden nicht in dieser Form möglich.



## 7 Quantifizierung und Ergebnisdarstellung

Die im Programm RiskSpectrum® eingegebenen Ereignisbäume, Fehlerbäume und Daten werden ebenfalls mit diesem Programm quantifiziert. In der sogenannten Konsequenzanalyse werden mit der Minimalschnittmethode alle minimalen Ausfallkombinationen ermittelt, die zum untersuchten Endzustand (Konsequenz) führen. Deren Häufigkeiten werden aufsummiert und ergeben je nach Fragestellung zusammenfassende Ergebnisse, über alle Störfälle, bezogen auf Gruppen auslösender Ereignisse oder bezogen auf einzelne auslösende Ereignisse. Die in der Minimalschnittanalyse ermittelten Ergebnisse sind Punktwerte, die aus den Erwartungswerten der Eingabedaten ohne Wahrscheinlichkeitsverteilung errechnet werden. Die statistischen Unsicherheiten der Eingabedaten werden in der Unsicherheitsanalyse mittels Monte-Carlo-Simulation berücksichtigt. Aus der Breite der Ergebnisverteilungen (z. B. Unterschied zwischen den 5 %- und 95 %-Quantilen) können somit Rückschlüsse auf die Aussagesicherheit der Ergebnisse gezogen werden. Die Beiträge der Systemfunktionsausfälle bzw. Komponentenausfälle sowie der Einfluss der Zuverlässigkeitskenngrößen an den Ergebnissen werden mit Importanz- und Sensitivitätsanalysen ermittelt. Diese basieren wiederum auf den Punktwerten der Minimalschnittanalysen.

In den folgenden Abschnitten werden zunächst die Ergebnisse der anlageninternen Ereignisse und anschließend die Ergebnisse der beiden Detailanalysen der Einwirkung von außen „Flugzeugabsturz“ und der Einwirkung von innen „anlageninterne Überflutung“ dargestellt. Damit werden alle für die Referenzanlage notwendigen detaillierten Analysen beschrieben.

Für die übergreifenden Einwirkungen wurde nicht die Kernschadenshäufigkeiten, sondern die bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeiten (CCDP) quantifiziert. Die bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit gibt die Wahrscheinlichkeit eines Kernschadens unter der Voraussetzung eines auslösenden Ereignisses bzw. wie hier einer übergreifenden Einwirkung an (Flugzeugabsturz bzw. anlageninterne Überflutung). Ohne Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit eines auslösenden Ereignisses kann somit keine Rückschlüsse auf die Häufigkeit eines Kernschadens gezogen werden.

## **7.1 Anlageninterne Ereignisse: Auswertung des PSA-Modells mit aktuellen Zuverlässigkeitskenngrößen einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen**

Auf der Basis, der im Vorgängervorhaben /MAY 19/ durchgeführten Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse für die zu berücksichtigenden internen auslösenden Ereignisse, wurden unter Berücksichtigung der neu ermittelten Zuverlässigkeitskenngrößen die bedingten Wahrscheinlichkeiten für Schadenszustände ermittelt.

### **7.1.1 Ergebnisse für Brennstoffschadenszustände**

Die hier berechnete Kernschadenshäufigkeit ist deutlich kleiner als im Vorgängervorhaben, was an der Verbesserung der Zuverlässigkeitskenngrößen liegt.

Der Vergleich mit den Ergebnissen aus dem Vorgängervorhaben zeigt zudem, dass sich die Anteile der auslösenden Ereignisse am Gesamtergebnis für interne auslösende Ereignisse erheblich verändert haben. Das Ergebnis wird nun mit einem Anteil von 93,7 % Anteil durch das auslösende Ereignis 'Notstromfall' bei Leistungsbetrieb dominiert. Weitere 4,4 % Anteil hat das Ereignis 'Leck am Beckenboden im Leistungsbetrieb' und 1,7 % das Ereignis 'Leck am Beckenboden im Nichtleistungsbetrieb'. Alle anderen auslösenden Ereignisse haben einen vernachlässigbaren Anteil am Ergebnis für einen Brennelementscha den. Das dominierende Ereignis hatte im Vorgängervorhaben einen Anteil von 36 %. Gründe für diese Veränderung ist die Neubewertung der Zuverlässigkeit der Handmaßnahmen zur Ereignisbeherrschung und zum anderen die Neubewertung der Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten (siehe Abschnitt 4). Während die Neubewertung der Handmaßnahmen zu einer Erhöhung der Werte führte, sind die neu ermittelten Zuverlässigkeitswerte für die unabhängigen und für die gemeinsam verursachten Ausfälle zum Teil erheblich niedriger als die im Vorgängervorhaben. Insbesondere ist die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Reaktorschnellabschaltung durch die Neubewertung von  $2,4 \text{ E-}04$  auf  $2,7 \text{ E-}08$  gesunken.

Die Brennelementscha denhäufigkeiten der einzelnen auslösenden Ereignisse verteilen sich zu 98 % auf den Leistungsbetrieb und zu 2 % auf den Nichtleistungsbetrieb.

### **7.1.2 Ergebnisse für den Ausfall der Konverterplattenkühlung und der Reaktorbeckenkühlung**

Für die Endzustände, die sich bei Ausfall der Kühlung der Konverterplatten bzw. des Reaktorbeckens einstellen, zeigt der Vergleich mit dem Vorgängervorhaben ein deutlich niedrigeres Ergebnis durch die Neubewertung der RESA. Die Verringerung des Ergebnisses bei der Bewertung der RESA ist jedoch im Vergleich zu anderen Transienten nicht so deutlich, da im Fall des Ausfalls der Konverterplattenkühlung die Anregung der RESA nur durch das Teilsystem A erfolgt und es keine zweite Redundante gibt. Somit wird hier das Ergebnis durch den Ausfall des Reaktorschutzteilsystems A bestimmt.

Im Fall der Überhitzung des Reaktorbeckens ergibt sich ein etwas höherer Wert durch die Neubewertung der Handmaßnahme zum Abschalten der Primärpumpen, welche zu 100 % zum Ergebnis beiträgt.

### **7.2 Auswertung des PSA-Modells einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen für die zivilisatorische Einwirkung ‘Flugzeugabsturz‘**

In diesem Vorhaben und weiteren Untersuchungen wurde die Kernschadenshäufigkeit durch Flugzeugabsturz der Referenzanlage berechnet. Dazu wurden unterschiedliche Methoden zur Berechnung der Absturzhäufigkeit herangezogen. Die Untersuchungen zeigten, dass Luftfahrzeugabstürze nur einen geringen Beitrag zur gesamten Kernschadenshäufigkeit der internen Ereignisse liefern. Dies gilt auch, wenn eine Penetration des Reaktorgebäudes nach einem Absturz berücksichtigt wird, obwohl sie entsprechend des Methodenbandes /FAK 05/ vernachlässigt werden kann.

Aus den Ergebnissen der Analysen lassen sich folgende Schlussfolgerungen ziehen:

- Abstürze großer Flugzeuge > 20 t oder kleine, schnellfliegender Militärflugzeuge auf das Reaktorgebäude mit hypothetisch angenommener Penetration liefern den Hauptbeitrag zur Kernschadenshäufigkeit durch Luftfahrzeugabsturz (97,5 %). Die durch die anderen Luftfahrzeugkategorien (Flugzeuge zwischen 5,7 t und 20 t oder Flugzeuge < 5,7 t) ausgelösten Transienten (z. B. Notstromfall, Ausfall der Hauptwärmesenke) spielen eine untergeordnete Rolle.
- Neben dem Schutz des Reaktorgebäudes vor einer Penetration sind auch die Zuverlässigkeit der Naturumlaufkühlung und der RESA relevant.

- Zur Beherrschung der Ereignisabläufe nach einem Flugzeugabsturz spielen passive Systeme (Einfall des Regelstabes bzw. der Abschaltstäbe; Naturumlaufklappen) eine zentrale Rolle.

Die hier durchgeführten Unsicherheitsanalysen berücksichtigen die Parameterunsicherheiten des PSA-Modells. Unsicherheiten aus der Unvollständigkeit des PSA-Modells ('incompleteness uncertainty' /IAE 10/, S. 53) werden jedoch nicht untersucht. Weiterhin werden Modellunsicherheiten nicht direkt berücksichtigt. Dabei ist insbesondere auf die Unsicherheiten aus den Modellen zur Berechnung der Eintrittshäufigkeit und der bedingten Eintrittswahrscheinlichkeit  $p_s$  hinzuweisen, die bisher nur aus der Grobanalyse ohne Unsicherheitsbetrachtungen übernommen wurden.

Die Annahme „eine Penetration nach direktem Absturz auf das Reaktorgebäudes ist möglich (Wahrscheinlichkeit  $p = 0,01$ )“ hat einen deutlichen und direkten Einfluss auf die gesamte bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit. Diese Auswirkungen dieser Annahme werden deshalb in der folgenden Sensitivitätsanalyse bestimmt. Sofern entsprechend dem PSA-Methodenband /FAK 05/, S. 82 **nicht** von einer Penetration des Reaktorgebäudes ausgegangen wird würden sich die Beiträge der betrachteten Szenarien wie folgt ändern:

- Die Beiträge zur CCDP der Ereignisabläufe mit Penetration entfallen (Beitrag von insgesamt knapp 97,5 % zur CCDP).
- Die Beiträge zur CCDP der Ereignisabläufe ohne Penetration werden mit dem Faktor  $1/0,99$  multipliziert (bisheriger Beitrag zur CCDP von insgesamt etwa 0,35 %) und bleiben somit praktisch unverändert.

Somit würde sich die bedingte Kernschadenwahrscheinlichkeit um knapp 97,5 % verringern.

Die Untersuchung dieser Annahme verdeutlicht den Einfluss von nicht direkt berücksichtigten Unsicherheiten in Annahmen bei der PSA-Modellierung. Sie steht repräsentativ für zahlreiche weitere getroffene Annahmen, insbesondere bei der Berechnung der Eintrittshäufigkeit im quantitativen Screening.

### **7.3 Auswertung des PSA-Modells einschließlich Importanz- und Unsicherheitsanalysen für die Einwirkung von innen ‘anlageninterne Überflutung‘**

Die Einwirkung von innen ‘anlageninterne Überflutung‘ führt zu einer erheblich kleineren Kernschadenshäufigkeit als die internen auslösenden Ereignisse. Den größten Beitrag hat das Szenario mit Bruch der Leitung bei gleichzeitiger Funktion der Sumpfpumpe. Obwohl ein Bruch im Wasserversorgungssystem deutlich seltener eintritt als ein Riss, hat er dennoch einen größeren Beitrag zur Kernschadenswahrscheinlichkeit. Grund hierfür ist, dass zusammen mit einem Riss auch die Sumpfpumpe ausfallen muss.

Aus den Ergebnissen können folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Brüche im Wasserversorgungssystem haben einen größeren Beitrag zur Kernschadenswahrscheinlichkeit als Risse, da die funktionsfähige Sumpfpumpe, die bei Rissen anfallende Wassermenge abführen kann.
- Die Handmaßnahme zum Absperren des Wasserversorgungssystems trägt bei einer internen Überflutung aus dem Wasserversorgungssystem wesentlich zur Vermeidung weiterer Schäden bei.

### **7.4 Zusammenfassung der Analyse übergreifender Einwirkungen**

#### **7.4.1 Vergleich mit der Analyse anlageninterner Ereignisse**

Die Kernschadenshäufigkeiten der internen Ereignisse sowie von den relevanten übergreifenden Einwirkungen wurden quantifiziert. Die relevanten übergreifenden Einwirkungen wurden in einem qualitativen und quantitativen Screening ausgewählt. Für die nach dem Screening verbliebenen übergreifenden Einwirkungen wurden Grobanalysen durchgeführt, in denen mit pessimistischen Annahmen die Kernschadenshäufigkeit bestimmt wurde. Die Grobanalyse für die drei Einwirkungen Tornado C.2.2; Anlagenexterne Explosion Z.2.1, Z.2.3.1; Absturz und Anprall von Lasten, I.5 liegt in der Größenordnung der Ergebnisse für interne Ereignisse. Wie die Detailanalysen der übergreifenden Einwirkungen Flugzeugabsturz und Anlageninterne Überflutung gezeigt haben, ist jedoch von einer, um mehrere Größenordnungen geringeren Kernschadenshäufigkeit als in der Grobanalyse auszugehen. Von den drei übergreifenden Einwirkungen, die nur in der Grobanalyse untersucht wurden, ist somit ein sehr geringer Beitrag zur



Kernschadenshäufigkeit der Referenzanlage zu erwarten. Dies spiegelt auch die Erkenntnis aus anderen PSAs für Forschungsreaktoren wider.

Die im quantitativen Screening von einer Grobanalyse ausgeschlossenen Ereignisse tragen zu einem vernachlässigenden Maße zur gesamten Kernschadenshäufigkeit bei.

Zudem wurden in dem Vorhaben Einwirkungskombinationen untersucht. Das qualitative und quantitative Screening ergab, dass ein Folgebrand nach der anlageninternen Überflutung (Szenario: Bruch im Wasserversorgungssystem im Zugangsgebäude) berücksichtigt werden muss. Diese Einwirkungskombination wurde in der Grobanalyse untersucht. Da die Einwirkungskombination jedoch einen ähnlichen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefert wie die Einzeleinwirkung anlageninterne Überflutung, wurde sie nicht weiter in der Detailanalyse berücksichtigt.

Im aktuellen Vorhaben konnten zwei übergreifende Einwirkungen nicht abschließend bearbeitet werden. Die anlageninterne Explosion I.8 wurde auf Basis der Erkenntnisse aus dem quantitativen Screening von einer weiteren Analyse ausgeschlossen. Der Absturz und Anprall von Lasten, I.5 konnte nach der Grobanalyse nicht einer Detailanalyse unterzogen werden, da dafür notwendige Informationen innerhalb des Vorhabens nicht zur Verfügung standen. Von beiden Einwirkungen ist jedoch ein geringer Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit zu erwarten. Insbesondere zum Absturz und Anprall von Lasten sollten jedoch weitere Analysen durchgeführt werden.

#### **7.4.2 Schlussfolgerung aus den Detailanalysen für ausgewählte übergreifende Einwirkungen**

Für die Referenzanlage wurden die übergreifende Einwirkung von innen 'anlageninterne Überflutung' und die zivilisatorische Einwirkung von außen 'Flugzeugabsturz' einer Detailanalyse unterzogen. Die Untersuchung der beiden übergreifenden Einwirkungen ergab, dass die anlageninterne Überflutung zu einer erheblich kleineren bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit führt als ein Flugzeugabsturz. Grund hierfür ist, dass bei der anlageninternen Überflutung vor dem Eintritt von Transienten Gegenmaßnahmen getroffen werden können und zusätzliche Systeme Transienten verhindern können (Sumpfpumpe bei einem Riss im wasserführenden System). Beides ist bei einem Flugzeugabsturz nicht bzw. nur eingeschränkt möglich.

Ergänzend wurde die Kernschadenshäufigkeit durch Luftfahrzeugabsturz bestimmt. Aus den Ergebnissen kann geschlossen werden, dass Luftfahrzeugabstürze nur zu einem geringen Beitrag (unter der Annahme einer möglichen Penetration des Reaktorgebäudes: 1 %) zur gesamten Kernschadenshäufigkeit der internen Ereignisse liefern. Eine Penetration des Reaktorgebäudes kann jedoch auf Basis der in Deutschland gültigen FAK-Methode ausgeschlossen werden, da es gegen entsprechende Luftfahrzeugabstürze ausgelegt ist.

Generell hat sich durch die Detailanalysen gezeigt, dass folgende Charakteristika der Referenzanlage eine hohe Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen übergreifende Einwirkungen bewirken:

- der bauliche Schutz des Reaktorgebäudes vor Einwirkungen von außen (in der Detailanalyse Flugzeugabsturz wurde zwar konservativ unterstellt, dass ein Flugzeugabsturz mit einer geringen Wahrscheinlichkeit das Reaktorgebäude durchdringen kann, strukturelle Untersuchungen legen jedoch einen vollständigen Schutz vor Penetration nahe),
- das Reaktor- und Abklingbecken als Hauptwärmesenke nach einer RESA, wodurch keine aktive Kühlung mehr notwendig ist, wenn sich ein Naturumlauf einstellen kann.

Für beide Detailanalysen wurde gemäß IAEA SSG-3 /IAE 10/, S. 52f eine Sensitivitätsanalyse durchgeführt. Dabei wurden beim Flugzeugabsturz die Auswirkungen von Annahmen und bei der anlageninternen Überflutung die Auswirkungen von verwendeten Methoden auf die Ergebnisse der PSA genauer untersucht. Beide Sensitivitätsanalysen zeigen deutliche Effekte auf die bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit (Flugzeugabsturz: Verringerung um 97,5 % bei Ausschluss der Penetration; anlageninterne Überflutung: Erhöhung um Faktor 4,1 bei Verwendung der Methode SPAR-H) sowie deutliche Effekte auf die Gewichtung unterschiedlicher Szenarien (Szenarien mit Penetration werden beim Flugzeugabsturz berücksichtigt oder nicht; Szenarien mit Bruch haben bei der anlageninternen Überflutung einen größeren Beitrag als Szenarien mit Riss). Allerdings zeigen die Ergebnisse auch nur geringen Einfluss auf die qualitativen Ergebnisse (z. B. Reihenfolge der Minimalschnitte). Das heißt, die Ergebnisse sind gegenüber den unterschiedlichen Annahmen oder Methoden stabil. Diese beiden Untersuchungen sollen zum einen die in einer Detailanalyse oft unbekanntes Unsicherheiten durch die Verwendung von Annahmen und Methoden verdeutlichen und damit im Einklang mit SSG-3 /IAE 10/ und /IAE 21a/ auf die Notwendigkeit von Sensitivitätsanalysen hinweisen, sowie

bei fehlenden Sensitivitätsanalysen den qualitativen Charakter der PSA-Ergebnisse verdeutlichen.

Die Schlussfolgerungen zum Schutz der Referenzanlage und zur Relevanz von Sensitivitätsanalysen lassen sich auf die Analysen aller weiteren übergreifenden Einwirkungen und Einwirkungskombinationen übertragen.

## 8 Zusammenfassung

Das vorliegende Forschungsvorhaben folgt dem Vorgängervorhaben /MAY 19/, in welchem gezeigt wurde, dass die Methodik zur Durchführung einer PSA für Kernkraftwerke grundsätzlich auch auf einen Forschungsreaktor angewendet werden kann. In diesem Vorhaben wurden die im Vorgängervorhaben identifizierten Schwachstellen bzgl. der Methodik beseitigt. Insbesondere wurde ein weitestgehend vollständiges Ereignisspektrum übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen (mit Ausnahme von Einwirkungen Erdbeben und anlageninterner Brand, siehe auch Abschnitt 3.2.1) untersucht. Weiterhin wurden anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt, um die im Vorgängervorhaben erkannten Konservativitäten abzubauen und die Ergebnisunsicherheiten zu reduzieren. Darüber hinaus wurden die Untersuchungen um die Definition einer Schnittstelle zwischen der PSA der Stufe 1 und der PSA der Stufe 2 sowie um die Anwendung der fortschrittlichen Methode MCDET für eine dynamische PSA auf ein Analysebeispiel erweitert.

Die Quantifizierung der anlageninternen auslösenden Ereignisse mit den neu ermittelten Zuverlässigkeitskenngrößen ergibt eine Verringerung der Häufigkeit für Brennelementschadenzustände um etwa eine Größenordnung im Vergleich zu den Ergebnissen des Vorgängervorhabens. Die Beiträge der auslösenden Ereignisse zum Gesamtergebnis haben sich deutlich verändert. Während im Vorgängervorhaben drei Transienten hauptsächlich zum Gesamtergebnis beitrugen, trägt nun der Notstromfall hauptsächlich zum Gesamtergebnis im Leistungsbetrieb bei. Der Unterschied lässt sich durch die Neubewertung der Zuverlässigkeit der Komponenten, die für die Schnellabschaltung benötigt werden, erklären. Dadurch reduzieren sich die Anteile der Transienten, bei denen der Ausfall der Schnellabschaltung einen großen Beitrag zur Häufigkeit von Brennelementschadenzuständen liefert.

Bei der umfassenden Bewertung übergreifender Einwirkungen von innen und außen wurden der Luftfahrzeugabsturz und die anlageninterne Überflutung im Detail analysiert. Da es nicht Aufgabe dieses Forschungsvorhabens war, lag der Schwerpunkt der Auswertungen von Luftfahrzeugabstürzen auf der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeiten (CCDP) für die unterschiedlichen Szenarien (verschiedene Flugzeugklassen, verschiedene Aufprallorte), ohne dabei die Absturzhäufigkeit von Luftfahrzeugen zu berücksichtigen. Aus den Ergebnissen lassen sich folgende Schlussfolgerungen ziehen:

- Abstürze großer Flugzeuge auf das Reaktorgebäude mit Penetration führen zu einem ähnlichen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit wie durch Abstürze kleinerer Flugzeuge ausgelöste Transienten (z. B. Notstromfall, Ausfall der Hauptwärmesenke).
- Neben dem Schutz des Reaktorgebäudes vor einer Penetration ist auch die Zuverlässigkeit der RESA für die Verhinderung von Kernschäden relevant.
- Zur Beherrschung der Ereignisabläufe nach einem Flugzeugabsturz spielen passive Systeme (Einfall des Regelstabes bzw. der Abschaltstäbe; Naturumlaufklappen) eine zentrale Rolle.

Ergänzend zu den in diesem Vorhaben durchgeführten Untersuchungen wurde die Kernschadenshäufigkeit durch Luftfahrzeugabsturz auf die Referenzanlage bestimmt. Aus den Ergebnissen kann geschlossen werden, dass Luftfahrzeugabstürze auch unter der methodischen Annahme (Postulat) einer möglichen Penetration des Reaktorgebäudes nur einen geringen Beitrag zur gesamten Kernschadenshäufigkeit der internen Ereignisse liefern. Eine Penetration des Reaktorgebäudes kann jedoch aufgrund seiner Auslegung gegen Luftfahrzeugabstürze vernachlässigt werden, was zu einem noch deutlich geringeren Beitrag von Luftfahrzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit führt. Aus Sicht der GRS ist deshalb keine weitere Untersuchung von Luftfahrzeugabstürzen auf die Referenzanlage mittels der FAK-Methode notwendig.

Die Untersuchungen zur anlageninternen Überflutung haben ergeben, dass diese Einwirkung von innen zu einer deutlich geringeren bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit führt als ein Flugzeugabsturz. Grund hierfür ist, dass bei der anlageninternen Überflutung vor dem Eintritt von Transienten Gegenmaßnahmen getroffen werden und zusätzliche Systeme Transienten verhindern können. Beide Maßnahmen sind bei einem Flugzeugabsturz nicht möglich.

Generell zeigen die Detailanalysen, dass folgende Charakteristika der Referenzanlage eine hohe Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen übergreifende Einwirkungen bewirken:

- der bauliche Schutz des Reaktorgebäudes vor Einwirkungen von außen sowie
- das Reaktor- und Abklingbecken als Hauptwärmesenke nach einer RESA, wodurch keine aktive Kühlung mehr notwendig ist, wenn sich ein Naturumlauf einstellen kann.

Eine weitere Aufgabenstellung dieses Vorhabens bestand in der Definition einer Schnittstelle von der PSA der Stufe 1 zur PSA der Stufe 2. Diese ist erforderlich, um Kern- oder Brennstabschadensabläufe, die in der PSA der Stufe 1 ermittelt wurden, bis zur Freisetzung von Radioaktivität fortführen zu können. Als Eingangsinformationen waren die spezifischen Merkmale der einzelnen Kernschadenszustände zu ermitteln und geeignet aufzubereiten, die für die Fortführung der Unfallabläufe in der PSA der Stufe 2 relevant sind. Eine für die PSA eines Leistungsreaktors vorhandenen Schnittstelle wurde an die Gegebenheiten eines Forschungsreaktors angepasst. Da die Erstellung einer solchen Schnittstelle einen iterativen Prozess darstellt, in welchem eine Rückmeldung seitens des Erstellers der PSA der Stufe 2 hinsichtlich des konkreten Informationsbedarfs erforderlich ist, ist die in diesem Vorhaben definierte Schnittstelle vorläufig.

Es wurde eine dynamische Analyse des Szenarios ‚Übergang in den Naturumlaufbetrieb in der Nachkühlphase nach Abfahren des Reaktors‘ mit der GRS-Methode MCDET durchgeführt. Dabei sollten die Einflüsse auf den Naturumlaufbetrieb durch zeitliche Variationen bei der Abschaltung der Primär- und des Notkühlsystems oder Schädigungen technischer Komponenten, die sich z. B. auf die Förderrate von Pumpen oder Öffnungsquerschnitte von Ventilen auswirken ermittelt werden. Es zeigte sich, dass die Kapazität, mit der das Notkühlsystem arbeitet, keinen nennenswerten Einfluss auf die untersuchten Fragestellungen bzgl. der Kernaustrittstemperatur hat. Im Gegensatz dazu zeigte sich bzgl. des Öffnungsquerschnitts der Naturumlaufklappen ein erkennbarer Einfluss z. B. auf die Kühlmitteltemperatur.



## Literaturverzeichnis

- /BHA 18/ Bhatia, A.: Battery Room Ventilation and Safety, Course No.: M05-21, Continuing Education and Development, Inc., New York, NY, USA, 2018.
- /BIE 18/ Biese, M.: Loss of offsite power frequency estimates due to external events at a Finnish nuclear power plant, in: Proceedings of 14<sup>th</sup> International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM14), Los Angeles, CA, USA, September 2018.
- /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 (EC), Petten, Niederlande, 2017, <http://asampsa.eu>.
- /DOE 06/ United States Department of Energy (DOE): Accident analysis for aircraft crash into hazardous facilities, DOE Standard DO E-STD-3014-2006, Washington, DC, USA, 2006.
- /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](https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243824/1/BfS_2005_SCHR-37_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>.



- /FAS 18/ Faßmann, W., J. Peschke: Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit in PSA für übergreifende Einwirkungen, GRS-516, ISBN 978-3-947685-01-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2018, <https://www.grs.de/publikationen/grs-516>.
- /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, 2006.
- /GAL 10/ Gallner, L., et al.: Methodenentwicklung zur konsistenten Berücksichtigung gemeinsam verursachter Ausfallereignisse (GVA) in PSA, Technischer Fachbericht, GRS-A-3552, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2010.
- /GER 05/ Gertman, D., et al.: The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, INL/EXT-05-00509, Idaho National Laboratory (INL) und NUREG/CR-6883, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, DC, USA, 2005, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6883/cr6883.pdf>.
- /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 21/ Trapp, M.: Entwicklung von Bewertungsmethoden für Umrüststrategien bei Forschungsreaktoren von hochangereicherten (HEU) auf niederangereicherten (LEU) Brennstoff, GRS-627, ISBN 978-3-949088-15-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2021.

- /IAE 88/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment, IAEA-TECDOC-478, Wien, 1988.
- /IAE 97/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Generic Component Reliability Data for Research Reactor PSA, IAEA TECDOC-930, Wien, 1997.
- /IAE 09/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, Safety Guide No. NS-G-2.13, Wien, 2009,  
[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1379\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1379_web.pdf).
- /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, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1430\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1430_web.pdf).
- /IAE 11/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-18, STI/PUB/1506, ISBN 978-92-0-115210-7, Wien, 2011, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1506\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1506_web.pdf).
- /IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1804, Wien, 2016.
- /IAE 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Consideration of external hazards in probabilistic safety assessment for single unit and multi-unit nuclear power plants, Safety Reports Series No. 92, Wien, 2018, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1777\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1777_web.pdf).

- /IAE 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Approaches to Safety Evaluation of New and Existing Research Reactor Facilities in Relation to External Events, Safety Reports Series No. 94, SRS-94, STI/PUB/1782, ISBN 978–92–0–102617–0, Wien, April 2019, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1782\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1782_web.pdf).
- /IAE 20/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Reliability Data for Research Reactor Probabilistic Safety Assessment, IAEA-TECDOC-1922, Wien, 2020.
- /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, August 2021, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1947\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1947_web.pdf).
- /IAE 21a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Draft Safety Guide DS523, Step 9, Wien, 2021.
- /IPC 21/ The Intergovernmental Panel on Climate Change: Climate Change 2021, The Physical Science Basis, Entwurf des Abschlussberichts des Assessment Reports 6, Kapitel 12, finalisiert am 06.08.2021, Sixth Assessment Report (ipcc.ch), zuletzt abgerufen am 28.2.2022.
- /KLO 18/ Kloos, M., et al.: MCDET: A Tool for Integrated Deterministic Probabilistic Safety Analyses, in: Aldemir, T. (Ed.): Modern Nuclear Energy Analysis Methods, Vol. 1 – Advanced Concepts in Nuclear Energy Risk Assessment and Management, World Scientific Publishing, 2018.
- /LR 20/ Lloyd’s Register (LR): RiskSpectrum, Risk and Reliability Software, <https://www.lr.org/en/riskspectrum/>.
- /MAY 19/ Mayer, G., et al.: PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor, Technischer Abschlussbericht, GRS-544, ISBN 978-3-947685-29-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2019, <https://www.grs.de/publikationen/grs-544>.

- /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.
- /NRC 07/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, Washington, DC, USA, 2007.
- /NRC 16/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): CCF Parameter Estimations, 2015 Update, Washington, DC, USA, 2016.
- /NRG 97/ Nuclear Research and Consultancy Group (NRG): Methods for determining and processing probabilities – Red Book – CPR 12E, Arnhem, Niederlande, 1997.
- /PES 97/ Peschke, J.: Der Superpopulationsansatz zur Ermittlung von Verteilungen für Ausfallraten und Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse, Abschlussbericht Teil 3, GRS-A-2444, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, März 1997.
- /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, April 2018.
- /STI 09/ Stiller, J. C., J. Peschke: Konsistente Berücksichtigung der Unsicherheit bezüglich der Rate von GVA-Ereignissen bei der Anwendung des Kopplungsmodells, GRS-A-3466, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, 2009.
- /STI 14/ Stiller, J., A. Kreuser, C. Verstegen: Further Development of the GRS Common Cause Failure Quantification Method, Proceedings of the 12th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, Honolulu, Hawaii, 2014.

- /STR 20/ Strack, G., M. Röwekamp: Hazards Screening Tool (HST) – Users Guide – Hazards Screening Tool (HST), Technische Notiz / Technical Note, GRS – V – RS1556 - 1/2020, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020.
- /STR 21/ Strack, C., G. Thuma, M. Röwekamp: Recent Developments in the Assessment of Hazard Combinations, Paper 104, EUROSAFE Forum 2021, Paris, November 22-23, 2021, <https://www.etsn.eu/eurosafe>.
- /SWA 83/ Swain, A. D.; Guttman, H. E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, U.S. Nuclear Regulatory Commission, August 1983.
- /SWA 87/ Swain, A. D.: Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure, NUREG/CR-4772, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, DC, USA, 1987.

## Abbildungsverzeichnis

<b>Abb. 3.1</b>	Ergebnis des Screenings für Ereigniskombinationen kausaler Folgeeinwirkungen .....	23
-----------------	---	----



## Tabellenverzeichnis

<b>Tab. 2.1</b>	Übersicht relevanter Literaturquellen zu Zuverlässigkeitskenngrößen für Forschungsreaktoren (geordnet nach Übertragbarkeit und Zeitraum der Datenerfassung) .....	8
<b>Tab. 2.2</b>	Faktoren in der PSA der Stufe 1 mit Relevanz für die Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA .....	9
<b>Tab. 3.1</b>	Übersicht aller nach dem qualitativen Screening für die Referenzanlage verbliebenen Einzeleinwirkungen .....	15
<b>Tab. 3.2</b>	Eintrittshäufigkeiten relevanter Szenarien der nach dem quantitativen Screening verbleibenden Einwirkungen mit Schadenspotenzial.....	18
<b>Tab. 3.3</b>	Ergebnisse der probabilistischen Grobanalyse für Einzeleinwirkungen .....	24
<b>Tab. 4.1</b>	Berechnete GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen GVA-Komponentengruppen (Die Raten sind in 1/h angegeben.).....	31
<b>Tab. 4.2</b>	Charakteristika der Unsicherheitsverteilung der Rate von 3 von 4 bzw. 4 von 4-GVA von Zellenkühlern.....	35
<b>Tab. 4.3</b>	Expertenbewertungen des GVA-Ereignisses.....	36
<b>Tab. 4.4</b>	GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Abschaltstäbe eines Forschungsreaktors .....	36
<b>Tab. 4.5</b>	GVA-Wahrscheinlichkeiten für Überströmventile des Notkühlsystems .....	37
<b>Tab. 5.1</b>	Merkmale für die Schnittstelle zur PSA Stufe 2.....	40





## Abkürzungsverzeichnis

AE	Auslösendes Ereignis
ANS	American Nuclear Society
ASAMPSA_E	Advanced Safety Assessment Methodologies: Extended PSA
ATHLET	Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten
CCDP	conditional core damage probability
CDF	core damage frequency (Englisch für: Kernschadenshäufigkeit)
CDP	core damage probability (Englisch für: Kernschadenswahrscheinlichkeit)
DC	design class
DOE	Department of Energy
DWR	Druckwasserreaktor
EPRI	Electric Power Research Institute
ESREL	European Safety and Reliability Conference (Konferenz)
EVA	Einwirkung von außen
EVI	Einwirkung von innen
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
HL	Handlungsliste
HST	Hazards Screening Tool
HWS	Hauptwärmesenke
IDPSA	Integrierte deterministisch-probabilistische Sicherheitsanalyse
IE	initiating event (Englisch für: auslösendes Ereignis)
IGORR	International Group on Research Reactors (Konferenz)
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
KKW	Kernkraftwerk
LEI	Lithuanian Energy Institute
LOOP	loss of offsite power
MCDET	Monte Carlo Dynamic Event Tree
NEA	Nuclear Energy Agency
NPP	nuclear power plant
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NRG	Nuclear Research and Consultancy Group
NSF	Notstromfall
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
OM	Operation Monitoring
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse

PSAM	Probabilistic Safety Assessment and Management (Konferenz)
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RF	Reaktorfahrer
RR	research reactor
RRFM	European Research Reactor Conference(s)
SSC	structures, systems, and components (Englisch für bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten)
SL	Schichtleiter
SWR	Siedewasserreaktor

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

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)