

**Generische  
Sicherheitsbewertung  
von Kernkraftwerken  
im Nachbetrieb**

## Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb

Siegfried Babst  
Yvonne Kilian-Hülsmeier  
Michael Maqua  
Gerhard Mayer  
Matthias Papra

Juli 2019

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 4716R01323 wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

## **Deskriptoren**

deterministische Bewertung, Nachbetrieb, probabilistische Bewertung, relevante Systeme

## Kurzfassung

Als Folge der 13. Novellierung des AtG (August 2011) wurden 8 Kernkraftwerke dauerhaft abgeschaltet. Da diese Kernkraftwerke nicht auf die Abschaltung vorbereitet waren, waren Anträge für eine Genehmigung zur Stilllegung der Anlagen zu diesem Zeitpunkt noch nicht gestellt oder vorbereitet. Bis zur Erteilung der Stilllegungsgenehmigung befanden sich diese Anlagen mit weiterhin gültiger Betriebsgenehmigung, aber ohne Berechtigung zum Leistungsbetrieb, in einer Betriebsphase, die auch vereinfacht „Nachbetriebsphase“ bzw. „dauerhafter Nichtleistungsbetrieb“ genannt wird. Für viele dieser Anlagen stand in den ersten Jahren keine ausreichende Anzahl von Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente zur Verfügung, so dass dieser Betriebszustand sehr lange ange dauert hat. Der lange Zeitraum zwischen der Beendigung des Leistungsbetriebes und der Erteilung der Stilllegungsgenehmigung war bis zu diesem Zeitpunkt nicht detailliert betrachtet worden. Für diesen Zeitraum bestanden daher keine spezifischen Regelungen.

Die Sicherheit und Systemverfügbarkeit für den (längerfristigen) Nachbetrieb sind unter Berücksichtigung der aktuell durch das deutsche Regelwerk gegebenen Anforderungen ausreichend gewährleistet. Ebenfalls lassen sich aus der Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke keine neuen Erkenntnisse hinsichtlich der Merkpostenliste oder dem bestehenden Regelwerk selbst identifizieren. Aus den Recherchen zum Stand von Wissenschaft und Technik und der durchgeführten Analysen der vorliegenden Betriebserfahrungen (Meldepflichtige Ereignisse und Weiterleitungsnachrichten) deutscher Kernkraftwerke lassen sich aus Sicht der GRS keine zusätzlichen Maßnahmen ableiten.

Aufbauend auf den erzielten Ergebnissen der Auswertung der Betriebserfahrung wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Für die betrachtete DWR- und SWR-Anlage lag der Erwartungswert für die Brennstabschadenshäufigkeit in der gleichen Größenordnung wie bei den Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb. Auch aus den ermittelten Brennstabschadenshäufigkeiten ergeben sich keine Hinweise auf Schwachstellen. Die im Nachbetrieb verfügbaren Sicherheitseinrichtungen und deren Redundanzen erscheinen ausreichend und angemessen. In den betrachteten Anlagen können Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Quellen als dem Kernbrennstoff führen. Die potenziellen Strahlenexpositionen sind bei diesen Ereignissen jedoch deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle.



## Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung.....</b>	<b>I</b>
<b>1</b>	<b>Einleitung und Bezüge zu anderen Vorhaben .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Aufarbeiten des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>5</b>
<b>3</b>	<b>Generische Sicherheitsbetrachtungen zum Nachbetrieb aus der Betriebserfahrung.....</b>	<b>13</b>
3.1	Anlagen- und Systembeschreibungen .....	13
3.1.1	Dieselmotorenanlagen XJ mit zugehörigem Notstromnetz.....	13
3.1.2	Krananlagen, Stationäre Hebezeuge, Befahreinrichtungen SM .....	14
3.1.3	Brandschutzsysteme SG .....	14
3.1.4	Gesicherte Zwischenkühlwassersysteme PJ .....	15
3.1.5	Gesicherte Nebenkühlwassersysteme PE/PF .....	16
3.1.6	Nukleartechnische Probenahmesysteme KU .....	16
3.1.7	Nukleartechnische Sammel- und Ableitsysteme KT .....	16
3.1.8	Behandlung radioaktiver Abfälle KP .....	17
3.1.9	Nukleartechnische Lüftungsanlagen KL.....	19
3.1.10	Kühlmittelbehandlung KB.....	20
3.1.11	Brennelement-Lagerbecken-Reinigungssystem FA .....	20
3.1.12	Nukleare Nachwärmeabfuhrsysteme JN und Brennelement- Lagerbecken-Kühlsystem FA.....	21
3.1.13	Reaktorschutzsystem JR .....	22
3.1.14	Nukleartechnische Zwischenkühlkreise KA.....	23
3.1.15	Wechsel- und Transporteinrichtungen für Brennelemente FC.....	24
3.1.16	Lagerung von Brennelementen und anderen radioaktiven Teilen FA .....	24
3.1.17	Elektrischer Eigenbedarf B .....	24
3.2	Ereignisauswertung .....	26
3.3	Formulierung der relevanten Ereignisabläufe.....	30

3.4	Generische Sicherheitsbetrachtungen zum Nachbetrieb aus der Betriebserfahrung .....	33
<b>4</b>	<b>Probabilistische Abschätzungen von deterministisch begründeten Mindestanforderungen – Probabilistische Bewertung von Ereignisabläufen im Nachbetrieb.....</b>	<b>35</b>
4.1	Relevante auslösende Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten .....	35
4.1.1	Relevante auslösende Ereignisse in Anlagen mit Druckwasserreaktor ....	38
4.1.2	Relevante auslösende Ereignisse in Anlagen mit Siedewasserreaktor ....	41
4.1.3	Zusammenfassung .....	44
4.2	Probabilistische Bewertung der Ereignisabläufe .....	44
4.2.1	Karenzzeiten für Personalhandlungen .....	45
4.2.2	Endzustände.....	48
4.2.3	Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme.....	49
4.2.4	Probabilistische Bewertung von Ereignisabläufen in Anlagen mit Druckwasserreaktor .....	50
4.2.5	Probabilistische Bewertung von Ereignissen in Anlagen mit Siedewasserreaktor .....	61
4.3	Probabilistische Bewertung von Einzelfragestellungen .....	70
4.3.1	Ereignisabläufe die ohne Kernschäden zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen führen können .....	70
4.3.2	Einwirkung von außen .....	79
4.4	Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen .....	91
4.4.1	Ergebnisse für Anlage mit Druckwasserreaktor .....	92
4.4.2	Ergebnisse für Anlage mit Siedewasserreaktor.....	93
4.5	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen .....	95
4.5.1	Interne Ereignisse.....	96
4.5.2	Übergreifende Einwirkungen von innen .....	97
4.5.3	Übergreifende Einwirkungen von außen.....	97
4.5.4	Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme, Karenzzeiten .....	97
4.5.5	Ereignisabläufe die ohne Kernschäden zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen führen können .....	98
4.5.6	Schlussfolgerungen .....	98

<b>5</b>	<b>Zusammenfassung und Ableitung generischer Empfehlungen.....</b>	<b>101</b>
	<b>Literatur.....</b>	<b>105</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>109</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>111</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>113</b>



## **1 Einleitung und Bezüge zu anderen Vorhaben**

Als Folge der 13. Novellierung des AtG (August 2011) wurden 8 Kernkraftwerke dauerhaft abgeschaltet. Da diese Kernkraftwerke nicht auf die Abschaltung vorbereitet waren, waren Anträge für eine Genehmigung zur Stilllegung der Anlagen zu diesem Zeitpunkt noch nicht gestellt oder vorbereitet. Dazu kamen noch weitere Anlagen, die zu einem späteren Zeitpunkt nach der 13. Novellierung des AtG abgeschaltete wurden (Kernkraftwerk Grafenrheinfeld) oder in der Vorhabenslaufzeit abgeschaltet wurden (z. B. KRB-II B). Für viele dieser Anlagen stand in den ersten Jahren keine ausreichende Anzahl von Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente zur Verfügung.

Aufgrund der Engpässe in der Lieferung geeigneter Transport- und Lagerbehälter hat dieser Zustand einige Jahre angehalten, der dadurch gekennzeichnet ist, dass sich abgebrannte Brennelemente im Brennelementlagerbecken und/oder im Reaktordruckbehälter befinden, die weiterhin abgeschirmt und gekühlt werden mussten oder noch gekühlt werden.

Bis zur Erteilung der Stilllegungsgenehmigung befanden sich diese Anlagen mit weiterhin gültiger Betriebsgenehmigung, aber ohne Berechtigung zum Leistungsbetrieb, in einer Betriebsphase, die auch vereinfacht „Nachbetriebsphase“ bzw. „dauerhafter Nichtleistungsbetrieb“ genannt wird. Der Restbetrieb beginnt formal nach Erteilung und Nutzung der Stilllegungsgenehmigung /MU 16/. Ein Abbau sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile, auch wenn sie im Nachbetrieb nicht mehr benötigt werden, ist ohne spezielle Genehmigung nicht erlaubt. Dennoch können aufgrund des Anlagenzustands etliche Auflagen der Betriebsgenehmigung nicht mehr erfüllt werden – z. B. bestimmte wiederkehrende Prüfungen – da die systemtechnischen Voraussetzungen (z. B. Druck und Temperatur im Primärkreis) nicht mehr gegeben sind.

Für diese Nachbetriebsphase haben der Bund und die Bundesländer in Zusammenarbeit mit der GRS frühzeitig eine Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus einer Anlage für die Nachbetriebsphase entwickelt /BMU 14/. Das Ziel der Merkpostenliste /BMU 14/ ist die Unterstützung der Betreiber und Behörden bei der Bewertung des Sicherheitsstatus der Anlage im Nachbetrieb. Sie beschreibt, welche Aspekte bei dieser Bewertung für den Nachbetrieb von Bedeutung sind und in dieser berücksichtigt werden sollten. Die Bewertung des Anlagenzustands soll als Grundlage

für den Betreiber dienen, die zur weiteren Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts erforderlichen Systeme, Einrichtungen, Bauwerke und Komponenten und deren Betriebsweisen zu identifizieren.

In diesem Vorhaben sollte auf der Grundlage der Merkpostenliste /BMU 14/ und weiterer Arbeiten eine generische Sicherheitsbewertung der Anlagen im Nachbetrieb erarbeitet werden. Damit soll eine Grundlage erstellt werden, um die Sicherheit von Anlagen im Nachbetrieb angemessen beurteilen zu können.

Im Rahmen der Eigenforschungsvorhaben der GRS sind verschiedene Untersuchungen durchgeführt worden, die einen Bezug zu diesem Vorhaben aufweisen und deren Ergebnisse (soweit möglich) mit herangezogen wurden. Diese Vorhaben sind maßgeblich:

- Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase (3614R01303) /GRS 17a/

Im Rahmen dieses Projektes sollten für den Nachbetrieb relevante Fehlermechanismen identifiziert und beschrieben werden. Hierzu wurde im Wesentlichen:

- nationale und internationale Literatur mit Hinweisen zu Fehlermechanismen im Nachbetrieb ausgewertet,
  - Sicherheitsanalysen zu DWR-Anlagen im Nachbetrieb ausgewertet, um Fehlermechanismen ausgehend von der Systemtechnik zu identifizieren,
  - die nationale und internationale Betriebserfahrung ausgewertet, um anhand von aufgetretenen Ereignissen übergeordnete Fehlermechanismen herzuleiten.
- Vertiefte Untersuchung von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren (4715R01321) und (4718R01340) /GRS 17b/, /GRS 18a/ und /GRS 18b/

Im Rahmen dieser Projekte erfolgt die permanente Auswertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung. Hierzu wird eine Ereignisdatenbank (VERA) in der GRS geführt, in der systematisch alle nationalen Ereignisse erfasst, codiert und ausgewertet werden. Die Auswertung der Ereignisse aus Anlagen im Stillstand oder Nachbetrieb erfolgt mit dem Schwerpunkt der Übertragbarkeit der sicherheitstechnischen Bedeutung auf Anlagen im Leistungsbetrieb.

Zudem werden internationale Ereignisse (vorrangig International Reporting System for Operation Experience (IRS)) systematisch erfasst und ebenfalls mit dem Schwerpunkt der Übertragbarkeit der sicherheitstechnischen Bedeutung auf Anlagen im Leistungsbetrieb ausgewertet.

- Vertiefte Untersuchung von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren – Generische Aufbereitung der Erkenntnisse und Schlussfolgerungen sowie Fachberatung zu speziellen Themen (4715R01321) und (4718R01340)

In diesem Projekt erfolgt die generische Aufbereitung der Ergebnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung, Schlussfolgerungen werden gezogen und es erfolgt die wissenschaftliche Fachberatung zu Fragen der Sicherheit der Anlagen in Betrieb und Nachbetrieb. Weiterhin erfolgten Ausarbeitungen zu grundlegenden Fragen der Sicherheit von in Betrieb und Nachbetrieb befindlichen Anlagen.



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

Die bisherigen Arbeiten und Vorhaben der GRS zielten darauf ab, entweder Behörden und den Betreibern eine Anforderungsliste an die Hand zu geben oder Einzelfragen zu beantworten. Eine umfangreiche Bewertung der Fragen der Sicherheit von Anlagen im Nachbetrieb wurde bisher nicht durchgeführt.

Dazu ist zu beachten, dass für Anlagen im Nachbetrieb kein Regelwerk entwickelt wurde, da die Anlagen sich formal im gleichen Genehmigungsstaus befinden, allerdings ohne die Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Daher gelten für die Anlagen im Nachbetrieb grundsätzlich die gleichen Regeln wie für Anlagen mit Berechtigung zum Leistungsbetrieb. Allerdings werden etliche Systeme und Komponenten im Nachbetrieb nicht mehr benötigt. Diese Systeme können auch aus sicherheitstechnischer Sicht bereits außer Betrieb genommen werden. Andere Systeme wie etwa

- zur Kühlung der Brennelemente,
- zur Unterdruckhaltung,
- zur Lüftung,
- zum Brandschutz und
- zur Strom- bzw. Notstromversorgung

müssen weiter in Betrieb gehalten werden.

Aufgrund des gegenüber dem Leistungsbetrieb stark veränderten Risikopotenzials (siehe Abschnitt 4), insbesondere auch wegen deutlich vergrößerter zeitlicher Eingriffsspannen für Handmaßnahmen des Betriebspersonals, könnten weniger strenge Anforderungen zum Beispiel in der Redundanzanzahl auch bei noch notwendigen Systemen begründet werden.

Die GRS hat in verschiedenen Forschungsvorhaben den Stand von Wissenschaft und Technik zusammengestellt. So ist die „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR“ /GRS 03/ dargestellt und im Zuge der Bearbeitung dieses Projektes erweitert worden. Zusammenfassend wurde bereits in diesem Bericht dargestellt, dass bei Anlagen mit sehr hohem Sicherheitsniveau und dementsprechend

geringen Häufigkeiten von Systemschadenszuständen bei Leistungsbetrieb nur ein vernachlässigbarer Beitrag durch den Nichtleistungsbetrieb (Revision) hinzukommt. Als Ergebnis der Untersuchungen zu diesem Bericht konnten einige generische Aspekte hervorgehoben werden, die für den Nichtleistungsbetrieb von Bedeutung sind. Diese sind:

- Es soll eine klare BHB-Struktur zu den verschiedenen Phasen des Nichtleistungsbetriebs sowie zur Vorgehensweise nach einem auslösenden Ereignis geben. Nur auf dieser Basis können die erforderlichen Maßnahmen zur Erkennung und Beherrschung eines Ereignisses sicher und kurzfristig erkannt und durch Training verinnerlicht werden.
- Die zu treffenden Maßnahmen sollten so strukturiert sein, dass in jedem Fall eine Bildung von entborenen Bereichen im Primärkreis infolge einer Nachwärmeabfuhr über den in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger nach einem Ausfall der Nachkühlketten bei Mitte-Loop-Betrieb vermieden wird.
- Eine günstige Randbedingung ist die Unterbindung von Arbeiten am Reaktorschutz während sensibler Betriebsphasen, wie z. B. während der Füllstandabsenkung auf Mitte-Loop und während des Mitte-Loop-Betriebs. Die beobachteten Ausfälle der Nachwärmeabfuhr infolge von Fehlanregungen aus dem Reaktorschutz in der deutschen Betriebserfahrung mit DWR-Anlagen sind z. T. auf Arbeiten am Reaktorschutz in dieser Betriebsphase zurückzuführen.
- Ein weiterer Aspekt betrifft die Prüfstrategie wichtiger Komponenten (z. B. Mitte-Loop-Messung), die sicherheitsorientiert erfolgen sollte. Eine Festlegung von Prüfzeitpunkten ausschließlich unter dem Aspekt des Revisionsablaufs kann zu erheblichen Nichtverfügbarkeiten dieser Komponenten führen.
- Es sind Vorkehrungen gegen eine ungeplante Einspeisung von Deionat in den Primärkreis zu treffen. Die Analysen möglicher Fehleinspeisungen zeigten die hohe Bedeutung einer systematischen Vorgehensweise zur Vermeidung derartiger Einspeisungen auf.

Im Hinblick auf offene Punkte bzw. auf erforderliche Weiterentwicklungen wurden Verbesserungen in der PSA-Methodik und die Weiterentwicklung der thermohydraulischen und neutronenkinetischen Modelle zur Analyse von Reaktivitätsrückwirkungen angesprochen. Ein weiterer wesentlicher Aspekt wird in diesem Bericht für zukünftige Untersuchungen in der Analyse der Ereignisabläufe bis hin zu Kernschadenszuständen gesehen.

Weiterhin erfolgte eine „Methodenentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für SWR der Baulinie 69“ /GRS 06/. In diesem Bericht wurden Ereignisabläufe bei Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 untersucht. Wesentliche Ziele dieser Untersuchungen waren die Bereitstellung und Weiterentwicklung von Methoden für die probabilistische Bewertung von Ereignisabläufen bei Nichtleistungsbetrieb von SWR-Anlagen der Baulinie 69, die Überprüfung und die Weiterentwicklung der Anforderungen an eine PSA für den Nichtleistungsbetrieb und die Ermittlung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Ereignisabläufen während der verschiedenen Phasen des Nichtleistungsbetriebes dieser Anlagen. Basis der Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb war eine standardisierte dreiwöchige Revision einer Anlage mit Brennelementwechsel. Diese Revision wurde in Betriebsphasen eingeteilt und diesen Betriebsphasen auslösende Ereignisse zugeordnet, die innerhalb dieser Phasen auftreten können. Für die auslösenden Ereignisse wurden Ereignisablaufanalysen durchgeführt und die Häufigkeit für Gefährdungs- und Kernschadenzustände quantifiziert.

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen und Kernschadenzuständen variiert in den einzelnen Betriebsphasen.

Im Nachgang zu der im Vorläufervorhaben durchgeführten Analyse des Nichtleistungsbetriebs einer DWR-Anlage vom Typ Konvoi wurden Untersuchungen zur Übertragbarkeit der Ergebnisse auf andere DWR-Anlagen durchgeführt. Dazu wurden die anlagentechnischen Randbedingungen und die vorhandenen Vorkehrungen in drei Anlagen verglichen. Die Übertragbarkeitsanalyse ergab, dass die Bedeutung des  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs erkannt wurde und entsprechende Vorkehrungen getroffen wurden. Bei der Auswertung der Betriebshandbücher zeigte sich auch, dass eine Reihe von sicherheitstechnisch bedeutsamen Fragestellungen, wie z. B. vorhandene Verriegelungen, Vorgehensweisen und Randbedingungen bei Arbeiten am Reaktorschutz sowie Prüfzeitpunkte von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen, allein anhand des BHB nicht geklärt werden konnten. Für eine detaillierte und realistische Bewertung der Übertragbarkeit von Ereignisszenarien auf andere Anlagen war daher eine Zuarbeit der Betreiber erforderlich.

Der Vergleich der technischen Randbedingungen und der administrativen Vorgaben in den drei Anlagen ergab einige signifikante Unterschiede. Zu nennen sind hier u. a. ein anderer Aufbau der Loop-Füllstandsmessung und die Abkopplung bestimmter Bereiche des Reaktorschutzsystems in einer Anlage vor dem Absenkvorgang. Insgesamt ergaben

die Übertragbarkeitsuntersuchungen, dass in keiner der betrachteten Anlagen die sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignisabläufen bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb signifikant erhöht ist.

Für die Häufigkeit von Gefährdungszuständen der Brennelementkühlung im Nichtleistungsbetrieb wurde für die Referenzanlage ein Erwartungswert von  $3,4 \cdot 10^{-5}/a$  berechnet. Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen ist somit etwa eine Größenordnung höher als im Leistungsbetrieb. Die Gesamthäufigkeit für Kernschadenzustände ist mit  $4,0 \cdot 10^{-6}$  ca. doppelt so hoch wie im Leistungsbetrieb. Das heißt, die Gesamthäufigkeit für Schadenszustände wird vom Nichtleistungsbetrieb bestimmt. Diese Ergebnisse zeigen die sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Stillstand von SWR-Anlagen der Baulinie 69.

Die einzelnen Betriebsphasen liefern unterschiedliche Beiträge zur Gesamthäufigkeit für Schadenszustände. Interessanterweise werden die Ergebnisse nicht von der zeitlich am längsten währenden Umladephase bestimmt, in welcher auch die meisten auslösenden Ereignisse eintreten können. Die höchsten Beiträge stammen von den Betriebsphasen vor der Umladung, was auf bestimmte systemtechnische Randbedingungen zurückzuführen ist. Durch Bereitstellung von mehr Systemredundanz können diese Beiträge verringert werden.

Im Laufe der Untersuchungen wurde u. a. die sicherheitstechnische Bedeutung von Lecks im Sicherheitsbehälter erkannt. Durch die geöffnete Sicherheitsbehälter-Bodenluke (die so genannte Materialschleuse) kann es bei diesen Lecks zur Überflutung der im unteren Teil des Reaktorgebäudes befindlichen Nachkühlpumpen kommen. Zur Beherrschung solcher Szenarien wurde daraufhin vom Betreiber eine Reihe von Anlagenänderungen vorgenommen, die im Wesentlichen Prozeduren betreffen. Diese Änderungen wurden berücksichtigt und führten dazu, dass die Kühlmittelverluststörfälle nun nicht mehr den dominierenden Beitrag zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen bei Nichtleistungsbetrieb liefern.

Die Untersuchungen zeigten, dass vor allem die folgenden Punkte einen entscheidenden Einfluss auf die Häufigkeit von Schadenszuständen bei Nichtleistungsbetrieb haben:

- klare Regelungen im BHB zum Anlagenstillstand und zu den einzelnen Stillstandsphasen,
- detaillierte Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen im Stillstand und



- Prüfzeitpunkte für wiederkehrende Prüfungen an sicherheitstechnischen Einrichtungen, die während des Anlagenstillstandes zur Beherrschung von Störfällen angefordert werden.

Der Betreiber der Referenzanlage hat in diesem Sinne zahlreiche Änderungen vorgenommen, welche zur Verbesserung der Situation in der Anlage bezüglich der Vermeidung und Beherrschung von Störfällen führten.

Auf dem „13th International Nuclear Regulatory Inspection Workshop“ /NEA 01/ wurde in einer Arbeitsgruppe über „Inspection activities during the transition from an operating reactor to a de-fueled status with a commitment to permanently cease power operations“ diskutiert. Die Zielsetzungen dieses Workshops waren:

- ein Austausch der Teilnehmer über den Einfluss der „transition phase“ auf die Durchführung von Inspektionen der aufsichtsführenden Behörde und die Inspektionsprogramme,
- die Identifikation von empfehlenswerten Inspektionspraktiken durch die aufsichtsführende Behörde, damit eine ausreichende Kontrolle der Betreiber und deren Aktivitäten während der „transition phase“ gewährleistet ist.

Insgesamt wurden im Rahmen dieser Arbeitsgruppe 14 “commendable practices” herausgearbeitet, welche die mögliche Verlagerung von Inspektionsaktivitäten identifiziert (z. B. mehr BE-Handhabungen, dafür weniger Aufwand an Systemen, die nur für den Leistungsbetrieb benötigt werden) und die Vorbereitung und Qualifikation der aufsichtsführenden Organe auf die „transition phase“ herausstellt (Kenntnis der geplanten Änderungen an Systemen/Strukturen/Komponenten (SSK), aber auch organisatorische Änderungen).

Der „Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach §7 des Atomgesetzes“ /BMU 16/ fordert folgende Ereignisse sicherheitstechnisch zu betrachten:

- Brand in der Anlage,
- Leckage von Behältern oder Systemen,
- Absturz von Lasten,
- Kritikalitätsstörfall,
- Eindringen von Wasser in den sicheren Einschluss,

- Einwirkungen von außen.

In den „Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ der Entsorgungskommission (ESK) /ESK 15/ sind ebenfalls Empfehlungen enthalten, welche Ereignisse im Zuge der Stilllegung (und somit auch für den (längerfristigen) Nachbetrieb) betrachtet werden sollen. Diese sind:

- Einwirkungen von innen,
- anlageninterne Leckagen von Behältern und Überflutung,
- anlageninterne Brände,
- chemische Einwirkungen,
- Ausfälle und Störungen von Versorgungseinrichtungen,
- Ausfälle und Störungen von leittechnischen und Überwachungseinrichtungen,
- Ausfälle und Störungen von Brandschutzeinrichtungen,
- Ausfälle und Störungen von Lüftungsanlagen und Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe,
- Einwirkung von außen (standortspezifische Lastannahmen),
- Wechselwirkungen mit anderen Anlagen am Standort,
- Einwirkungen von innen (mechanische Einwirkungen):
  - Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktivem Inventar in der Beanspruchungssituation, die aus der ungünstigsten Kombination von Fallhöhe, Aufprallposition und Untergrundbeschaffenheit resultiert,
  - Herabstürzen von Lasten auf Behälter mit freisetzbarem radioaktivem Inventar unter Berücksichtigung der ungünstigsten Kombination von Masse und Einwirkungscharakteristik der Lasten,
  - Ereignisse bei Transportvorgängen (z. B. Kollision),
  - Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt,
- Einwirkung von außen (standortspezifische Lastannahmen):
  - naturbedingte Einwirkungen von außen durch Sturm, Regen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Waldbrände, Erdbeben, Erdbeben, Erdbeben,

- zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen, wie Einwirkungen gefährlicher Stoffe, Druckwellen aufgrund chemischer Reaktionen, externe Brände, Bergschäden, Flugzeugabsturz,
- Wechselwirkungen mit anderen Anlagen am Standort:
  - Umstürzen baulicher Einrichtungen,
  - Versagen von Behältern und Anlagenteilen mit hohem Energieinhalt,
  - Störungen und Ausfall gemeinsam genutzter Einrichtungen,
  - Rückwirkungen aus temporär vorhandenen Einrichtungen (wie z. B. Umstürzen von Schwenk- und Baukranen).

Auch die Merkpostenliste /BMU 14/ enthält Punkte, welche bei der Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für den Nichtleitungsbetrieb zu beachten sind. Diese sind u. a.:

- die Identifikation der Einrichtungen und Systeme, die für die Beherrschung der Ereignisse vorhanden und verfügbar sind,
- die Berücksichtigung weiterer Aspekte, die gegebenenfalls relevant für Fehlermechanismen sind,
- das Feststellen eines für den Nachbetrieb angemessenen Prüfumfangs und
- das Feststellen einer angemessenen Anpassung von Organisation und Personal.

Der Facharbeitskreis „Betrieb und Systeme“ des VdTÜV hat ebenfalls Empfehlungen bezüglich „Nachbetrieb vor Stilllegung“ (siehe /GRS 17a/) ausgesprochen. Diese sind:

- Es ist ein anlagenspezifisches Störfallspektrum ist zu definieren.
- Das Störfallspektrum ist auf Sicherheitsebenen zu beziehen.
- Ein zentraler Punkt hierbei ist die Festlegung von Nachweiszielen und -kriterien.
- Die Nachweisführung ist unter Berücksichtigung der besonderen Randbedingungen der Nachbetriebsphase durchzuführen.
- Das Betriebsreglement soll unter Berücksichtigung des DiD-Konzeptes (Defence-in-Depth) erfolgen.



### **3 Generische Sicherheitsbetrachtungen zum Nachbetrieb aus der Betriebserfahrung**

#### **3.1 Anlagen- und Systembeschreibungen**

In diesem Abschnitt erfolgt eine kurze Beschreibung der Systeme, die für einen (längerfristigen) Nachbetrieb als relevant für eine SWR-Anlage der Baulinie 69 und eine DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi angesehen werden. Viele System kommen in beiden Anlagentypen vor, anlagenspezifische Systeme werden auch spezifisch beschrieben.

##### **3.1.1 Dieselmotorenanlagen XJ mit zugehörigem Notstromnetz**

Über die Dieselmotoranlagen und das zugehörige Notstromnetz werden sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher bei Ausfall des externen Netzes mit elektrischer Energie versorgt. Das sind insbesondere die Verbraucher, die erforderlich sind, um den unterkritischen (abgeschalteten) Zustand zu erhalten, die Nachzerfallswärme abzuführen und unnötige Freisetzungen radioaktiver Stoffe zu verhindern. Die Dieselmotoranlagen und die Notstromnetze sind in Übereinstimmung mit den Anforderungen nach den Regeln des KTA 3701 „Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken“ /KTA 14a/ und 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken“ /KTA 14b/ unter Berücksichtigung der in Betracht zu ziehenden Störfälle und des zeitlichen Störfallablaufs ausgelegt. Die Notstromstränge sind funktionsunabhängig und räumlich getrennt aufgebaut. Die Dieselmotoranlagen verharren in einem Bereitschaftszustand, d. h. sie sind ständig vorgewärmt und die Lagerstellen werden durch eine Dauervorschmierpumpe mit Öl versorgt. Somit können die Dieselmotoranlagen nach dem Start bereits nach 10 s mit den ersten Verbrauchern belastet werden. Um dies sicherzustellen erfolgen in festgelegten Zeitabständen Wiederkehrende Prüfungen. Die Anlagen bestehen im Wesentlichen aus den Hauptkomponenten:

- Notstromdieselmotor,
- Hilfssysteme:
  - Kraftstoffsystem,
  - Schmierölsystem,
  - Druckluft-Anlasssystem,

- Kühlwassersystem,
- Ansaugluft,
- Abgassystem,
- Notstromgenerator mit Erregung und Schmierölsystem und
- Niederspannungstransformatoren.

### **3.1.2 Krananlagen, Stationäre Hebezeuge, Befahrenrichtungen SM**

Krananlagen sind notwendig, um alle Arten von Materialtransporten durchzuführen. Damit dies auch sicher und störungsfrei ablaufen kann, bestehen an die Krananlagen in Kernkraftwerken neben den Anforderungen an die Arbeits- und konventionelle Sicherheit erhöhte Anforderungen. Die Anforderungen an die Krananlagen sind in den Regeln des KTA 3902 „Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken“ /KTA 12a/ und KTA 3903 „Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken“ /KTA 12b/ festgelegt. Aus den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) /SIA 15/ gehen übergeordnete Anforderungen hervor.

### **3.1.3 Brandschutzsysteme SG**

Brandschutzsysteme bestehen im Wesentlichen aus den Brandmeldeanlagen und den Brandbekämpfungssystemen.

Brandmeldeanlagen haben den Zweck, einen Brand bevorzugt bereits in der Entstehungsphase, also bevor Personal gefährdet und Sachwerte beschädigt werden, zu erkennen. Teilweise werden bereits erste (automatisierte) Interventionsmaßnahmen zur Brandbekämpfung und Schadensminimierung durch die Brandmeldeanlagen eingeleitet. Hierzu zählen neben der Alarmierung auch das simple Schließen von Brandschutztüren und somit Isolation der einzelnen Brandabschnitte, aber auch die Auslösung von CO<sub>2</sub>-Lösch-, Sprinkler- und Sprühflutanlagen, Starten von Überdruckventilatoren oder das Öffnen von Entqualmungsklappen.

Brandbekämpfungssysteme sind beispielsweise Sprinkler- oder Sprühflutanlagen. Werden diese ausgelöst (automatisiert oder manuell) geben sie Wasser ab, welches über

dem Brandherd zur Brandbekämpfung und Eindämmung versprüht wird. Sprinkleranlagen verteilen das Wasser gleichmäßig, wogegen bei Sprühflutanlagen das zu schützende Objekt mit großen versprühten Wassermengen komplett abgedeckt wird.

Zusätzlich dazu befinden sich auf dem Anlagengelände Hydranten, Wandlöschposten und anlagen- und systemspezifisch verteilt Handfeuerlöscher, welche zur Brandbekämpfung eingesetzt werden können. Der bestehende bauliche Brandschutz und die Aufteilung in Brandabschnitte leisten auch im (längerfristigen) Nachbetrieb einen entscheidenden Beitrag zum Brandschutz in den Anlagen.

### **3.1.4 Gesicherte Zwischenkühlwassersysteme PJ**

Das gesicherte Zwischenkühlwassersystem besteht im Wesentlichen aus der sicherheitstechnisch wichtigen Kühlkette:

- nukleare Nachwärmeabfuhrsysteme,
- nukleartechnische Zwischenkühlkreise,
- gesicherte Zwischenkühlanlage und
- Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlagenteile.

Neben den betrieblichen Aufgaben bestehen auch sicherheitstechnische Aufgaben. U. a. wird die Verlustwärme der Notstromdieselaggregate und der zugehörigen Kältemaschinen abgeführt.

Komponenten und Rohrleitungen sind so ausgelegt, dass Ihre Funktion auch beim Auftreten von Sicherheits- / Auslegungserdbeben und Berstdruckwellen aus Behälterbersen erhalten bleibt.

Die gesicherte Zwischenkühlwasserpumpe fördert das Zwischenkühlwasser über den gesicherten Zwischenkühler zu den Kühlstellen. Von dort wird es über eine Sammelleitung wieder der Zwischenkühlwasserpumpe zugeführt. Temperaturbedingte Volumenschwankungen werden über einen Ausgleichsbehälter ausgeglichen.

### **3.1.5 Gesicherte Nebenkühlwassersysteme PE/PF**

Das gesicherte Nebenkühlwassersystem ist Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Kühlkette. Diese ist bereits im Abschnitt 3.1.4 beschrieben.

Auch dieses System hat betriebliche Aufgaben neben der sicherheitstechnischen Aufgabe, die Nachzerfallsleistung auch bei einem Kühlmittelverluststörfall (KMV) oder Einwirkung von außen (EVA) abzuführen.

Das gesicherte Nebenkühlwassersystem wird von der gesicherten Nebenkühlwasserpumpe versorgt. Jede Pumpe versorgt einen nuklearen Zwischenkühler und einen parallel geschalteten gesicherten Zwischenkühler.

### **3.1.6 Nukleartechnische Probenahmesysteme KU**

Die Probeentnahmesysteme dienen zur Überwachung der Wasserqualität des Hauptkühlmittels und der damit in Verbindung stehenden Systeme; ferner werden Gase aus verschiedenen Behältern und Kreisläufen chemisch und radiochemisch untersucht.

Die Wasserprobeentnahmen aus dem Reaktorkühlsystem werden zentral im Labor über eine abgeschirmte Probeentnahmebox entnommen, örtliche Entnahmestellen dienen zur Überwachung der Nukleartechnischen Hilfsanlagen.

### **3.1.7 Nukleartechnische Sammel- und Ableitsysteme KT**

Nukleartechnische Sammel- und Ableitsysteme führen Leckagen und Restentleerungen kontrolliert ab aus:

- dem Anlagenentwässerungssystem des Reaktorgebäude:
  - Betriebsentwässerungen,
  - Reparaturenentwässerungen
- dem Anlagenentlüftungssystem des Reaktorgebäudes und
- dem Anlagenentwässerungssystem des Reaktorhilfsanlagegebäudes.



### 3.1.8 Behandlung radioaktiver Abfälle KP

Während Betriebs- und Stillstandszeiten, aber auch im (längerfristigen) Nachbetrieb fallen im Kontrollbereich radioaktive Stoffe wie Abgas, Abluft, Abwasser, Konzentrate und Feststoffe an, welche letztendlich die Anlage verlassen müssen. Dies darf jedoch nur aufbereitet und kontrolliert im Rahmen der regulatorischen Vorgaben und der erteilten Betriebserlaubnis erfolgen. Hierzu müssen diese Stoffe aufbereitet werden.

Aktive Abwässer werden gesammelt und gemäß der Regel des KTA 3603 „Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken“ /KTA 17a/ so aufbereitet, dass sie abgegeben werden können. Die Abgabe erfolgt u. a. unter Beachtung der Regel des KTA 1504 „Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser“ /KTA 17b/ und wasserrechtlicher Vorschriften.

Die Systeme zur Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle haben keine sicherheitstechnisch relevante Funktion, sind jedoch vor allem im Hinblick auf einen möglicherweise geplanten Rückbau der Anlage von sehr großer Bedeutung.

Die Lagerung radioaktiver Abwässer umfasst:

- die Sammlung und Vorbereitung der Abwässer,
- die Zwischenlagerung aufbereiteter Abwässer und deren kontrollierte Abgabe,
- die Sammlung und Zwischenlagerung radioaktiver Konzentrate und
- die Bereitstellung der zur Behandlung der Abwässer benötigten Chemikalien.

Die Behandlung radioaktiver Abwässer umfasst:

- die Verdampfung mittels Verdampferanlagen,
- die Feststoffabtrennung mittels Zentrifugen,
- die chemische Behandlung der Abwässer und
- die Filtration mittels Mischbettfilter.

Radioaktive Konzentrate (Verdampferkonzentrate, Schlämme, verbrauchte Ionentauscherharze) werden zu Zwischen- oder Endprodukten verarbeitet und an die Vor- und Endkonditionierungsanlagen oder Transportbehälter abgegeben. Hier werden zur Minimierung des Abfallvolumens Dekantiereinrichtungen eingesetzt, um Überschusswasser abzuziehen.

Radioaktive Feststoffe, wie:

- verfestigte Konzentrate und Harze,
- weiterverarbeitete Zwischenprodukte,
- mit Bindemittel übergossene verbrauchte Filtereinsätze und Verschleißteile aus nukleartechnischen Systemen,
- Rückstände aus Dekontaminierungssystemen,
- verbrauchte Filter aus Lüftungstechnischen Anlagen des Kontrollbereichs und
- verbrauchte Betriebsmittel, Bekleidung, Laborabfälle, ...

werden gesammelt, verdichtet und geeignet verpackt. Nach einer Zwischenlagerung auf dem Anlagengelände werden sie abgeholt und zum Endlager transportiert.

Für die Behandlung sind folgende Einrichtungen vorgesehen:

- Filterwechselmaschine,
- Feststoffpresse für radioaktive Abfälle,
- Fassreinigungseinrichtung,
- Fasskontrollstation mit Fasskennzeichnungseinrichtung und
- Fasstransportwagen.

Es wird in der Lagerung zwischen schwach- und mittelaktiven Abfällen unterschieden.

Das Abgassystem soll verhindern, dass radioaktive Gase aus den angeschlossenen Komponenten in die Gebäudeluft dringen. Vorrangig sollen radioaktive Edelgase vor der Abgabe an die Fortluft solange zurückgehalten werden, bis sie weitgehend abgeklungen sind. Darüber hinaus soll der Wasserstoffgehalt in der Gasatmosphäre kleiner 4 Vol.-% und der Sauerstoffgehalt kleiner 0,1 Vol.-% gehalten werden.

Hierzu besteht das Abgassystem aus:

- den Abgaskompressoren,
- Gel-Trocknern mit Regenerationseinrichtung,

- Verzögerungsstrecken (Aktivkohlebetten),
- dem Rekombinator mit Flammensperren und Gaskühlern und
- Mess- und Kontrollstation.

### **3.1.9 Nukleartechnische Lüftungsanlagen KL**

Ein zu berücksichtigender Aspekt neben den konventionellen Aufgaben von Lüftungsanlagen (zufuhr von Frischluft, Abfuhr verbrauchter Luft) ist in Kernkraftwerken das mögliche Vorhandensein von luftgetragener Aktivität. Diese kann durch Undichtigkeiten oder bei Wartungsarbeiten aktivitätsführender Systeme austreten.

Zu diesem Zweck sind lüftungstechnische Einrichtungen installiert, die eine Anreicherung und unkontrollierte Verteilung luftgetragener Aktivität in der Raumluft des Kontrollbereiches verhindern. Die Aufgaben dieser Systeme sind:

- Einhaltung definierter Unterdrücke,
- gerichtete Luftströmungen (um unzulässige Aktivitätsverschleppung zu vermeiden und unkontrollierte Abgabe zu verhindern),
- Abbau eventuell vorhandener luftgetragener Aktivität (durch Filtration oder Luftaustausch),
- Rückhaltung von radioaktivem Jod und Schwebeteilchen durch Filtration der Fortluft und Ableitung in den Fortluftkamin,
- Versorgung der Räume mit Außenluft
- Wärmeabfuhr und Einstellung definierter Luftfeuchte zur Einhaltung zulässiger Temperaturwerte für Personal und Ausrüstung und
- Abfuhr möglicher brennbarer und schädlicher Gase / Dämpfe aus der Raumluft.

Die Unterdrücke im Kontrollbereich sind so gestaffelt, dass Räume mit dem höchsten Aktivitätsinventar den größten Unterdruck gegenüber der Atmosphäre aufweisen und so eine gezielte Luftströmung von Räumen mit niedrigem zu Räumen mit hohem Aktivitätsinventar erreicht wird.

Hierzu sind die Systeme folgendermaßen aufgebaut:

- gemeinsame Außenluftanlage für die Zuluft mit Filtern zur Partikelabscheidung,
- Fortluftanlagen,
- Unterdruckhalteanlage,
- Ringraumabsauganlage,
- Umluft(kühl)anlagen und
- Anlage zur Aktivitätsüberwachung.

### **3.1.10 Kühlmittelbehandlung KB**

Während in einer Siedewasser-Anlage die Reinigung (mechanische / ionale Filtration) des Kühlmittels und die Ergänzung des Verlust- /Verdunstungswassers ausreicht, ist in einer Druckwasser-Anlage die Kühlmittelborierung notwendig.

Zur Kühlmittelbehandlung sind sowohl in Siedewasser- als auch in Druckwasser-Anlagen Systeme installiert. Diese sind (nicht spezifisch für SWR- / DWR-Anlagen aufgeschlüsselt):

- Volumenregelsystem (auch im (längerfristigen) Nachbetrieb notwendig) zur Kühlmittelreinigung und zum Ausgleich von Volumenschwankungen,
- Kühlmittellagerung (zur Lagerung von Kühlmittel mit definiertem Borgehalt),
- Kühlmittelaufbereitung (zur Erstellung von Kühlmittel mit definiertem Borgehalt),
- Borsäure und Deionatnachspeisesystem und
- Chemikalieneinspeisung.

### **3.1.11 Brennelement-Lagerbecken-Reinigungssystem FA**

Das Reinigungssystem des Brennelement-Lagerbeckens entfernt feste Verunreinigungen aus dem Beckenwasser, um eine klare Sicht zu gewährleisten. Darüber hinaus werden Spalt- und Aktivierungsprodukte aus dem Kühlmittel entfernt.

Das System besitzt eigene Anschlüsse an die Becken, benutzt aber auch die Rohrleitungen des Brennelement-Lagerbecken-Kühlsystems.

Zu dem System gehören ferner noch Beckenreinigungspumpen und Mischbettfilter.

### **3.1.12 Nukleare Nachwärmeabfuhrsysteme JN und Brennelement-Lagerbecken-Kühlsystem FA**

Die nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme haben im (längerfristigen) Nachbetrieb folgende Aufgaben:

- betrieblich:
  - Nachkühlung des Kerns (wenn sich der Brennstoff noch im Druckbehälter befindet),
  - Kühlen der im Brennelement-Lagerbecken gelagerten bestrahlten Brennelemente,
  - (das Fluten und Entleeren des Reaktorraumes) und
- sicherheitstechnisch:
  - Kühlung des Kerns und / oder des Brennelement-Lagerbeckens nach Störfällen bzw. „Einwirkung von außen“ (EVA).

Dazu bestehen die nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme aus (nicht spezifisch für SWR- / DWR-Anlagen aufgeschlüsselt):

- Flutbecken,
- Sicherheitseinspeisepumpe,
- Nachkühlpumpe,
- Nachwärmekühler und
- Druckspeichern.

Für den Sumpfbetrieb sind die Nachkühlkreisläufe mit dem Sicherheitsbehälter verbunden.

Die nuklearen Nachwärmeabfuhrsysteme sind derart ausgelegt, dass die sicherheitstechnische Funktionalität auch dann gewährleistet ist, wenn ein Einzelfehler (deterministisch festgelegter Ausfall) auftritt und gleichzeitig ein Reparaturfall vorliegt.

### **3.1.13      Reaktorschutzsystem JR**

Die Auslegungsgrundlagen des Reaktorschutzsystems sind in der Regel des KTA 3501 „Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems“ /KTA 15/ detailliert dargelegt.

Das Reaktorschutzsystem ist so ausgelegt, ausgeführt und wird so betrieben, dass versagensauslösende Ereignisse (zufalls- und systematische Ausfälle) die notwendigen Schutzaktionen im Bedarfsfall nicht verhindern. Dies gilt ebenso für versagensauslösende Ereignisse. Die zu betrachtenden versagensauslösenden Ereignisse innerhalb und außerhalb der Anlage sind:

- Brände,
- Wassereinbruch,
- Schlagende Rohrleitungen,
- Berstende Armaturen und Behälter,
- Mechanische Strahlwirkungen von Medien wie Dampf, Wasser, Flüssigmetall, Gase oder Öl,
- Fehler bei der Bedienung und Wartung durch das Personal,
- Überflutung und
- Blitz und Sturm.

Das Reaktorschutzsystem beinhaltet einen Teil der Kraftwerks-Leittechnik, die im Anforderungsfall Vorrang vor der betrieblichen Leittechnik sowie vor Handeingriffen hat und Maßnahmen einleitet, die der Störfallbeherrschung dienen. Hierzu stehen eigene Messumformer und Geber zur Verfügung. Es werden analoge Eingangssignale verarbeitet, die entsprechenden Messumformer sind Vorort.

Alle Signale vom und zum Reaktorschutzsystem sind rückwirkungsfrei entkoppelt. Die Entkopplung wird durch eine hochohmige oder galvanische Trennung des Eingangs- und Ausgangssignals oder durch eine Spannungsbegrenzung realisiert.

In einer Notsteuerstelle kann bei Ausfall der Warte die Anlage durch handmaßnahmen in einen sicheren Zustand gebracht und gehalten werden. Sie ist gegen „Einwirkung von außen“ (EVA) gesichert untergebracht und von der Warte unabhängig.

Die für den (längerfristigen) Nachbetrieb relevanten Reaktorschutz-Auslösesignale sind u. a.:

- Aktivitätseinschluss (Gebäudeabschluss),
- Sicherstellung der Notstromversorgung,
- Start notwendiger Komponenten/Systeme und
- Bereichsumschaltung EVA.

### **3.1.14 Nukleartechnische Zwischenkühlkreise KA**

Die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise sind ein Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Nachkühlkette:

- Nachkühlkreislauf,
- Nukleartechnische Zwischenkühlkreise,
- Nebenkühlwassersystem für gesicherte Anlagen,

über die bei jedem Betriebsfall und bei jedem Störfall die an den Kühlstellen der Reaktoranlage übertragenen Wärmemengen sicher an das Nebenkühlwasser abgeführt werden. Neben der Versorgung der Wärmetauscher der Nukleartechnischen Hilfsanlagen mit Kühlwasser dienen die Nukleartechnischen Zwischenkühlkreise gleichzeitig als Barriere gegen die Abgabe von Aktivität an das Nebenkühlwasser bei evtl. Leckagen der Kühler im Kontrollbereich.

Die betriebliche Aufgabe besteht hauptsächlich in der Kühlwasserversorgung der Nukleartechnischen Hilfsanlagen im Reaktorgebäude, Ringraum und im Reaktorhilfsanlagegebäude. Die im Brennelement-Lagerbecken anfallende Nachwärme wird an das Nebenkühlwasser abgegeben.

Die sicherheitstechnisch wichtige Aufgabe besteht darin, die Anlage nach einem Störfall in einem sicheren Zustand zu halten. Dies erfolgt durch Abfuhr der Nachzerfallsleistung der bestrahlten Brennelemente bei niedrigem Temperaturniveau.

### **3.1.15 Wechsel- und Transporteinrichtungen für Brennelemente FC**

Mit den Wechsel- und Transporteinrichtungen für Brennelemente werden Brennelemente und Hilfswerkzeuge über den Becken und dem Reaktor manipuliert und es finden hiermit Transportvorgänge innerhalb des Lagers oder in Brennelement-Transportbehälter statt.

### **3.1.16 Lagerung von Brennelementen und anderen radioaktiven Teilen FA**

Die Lagerbecken haben die Aufgaben, den Lagerraum bereitzustellen für:

- Druckgefäßkomponenten und -einbauten,
- Brennelemente und
- Steuerstäbe.

Die Becken sind mit rostfreiem Stahl ausgekleidet und so konstruiert, dass Leckagen erfasst, ermittelt und begrenzt werden können. Die einzelnen Becken lassen sich gegeneinander abschotten. Die Wasserüberdeckung der Brennelemente stellt die notwendige Abschirmung u. a. der Brennelemente sicher.

### **3.1.17 Elektrischer Eigenbedarf B**

Die Eigenbedarfsversorgung hat die Aufgabe, die kraftwerksinternen Verbraucher auf der entsprechenden Spannungsebene mit elektrischer Energie zu versorgen. Dies erfolgt im (längerfristigen) Nachbetrieb vom Hochspannungsnetz oder vom Reservenetz. Darüber hinaus wird die Eigenbedarfsversorgung überwacht und Störungen im Bereich der Eigenbedarfstransformatoren, des Reservenetz-Transformators und der Hauptverteilungen ermittelt.



Bei der Auslegung der Eigenbedarfsversorgung sind die folgenden Kriterien berücksichtigt, die sowohl für den Leistungsbetrieb galten, als auch für den (längerfristigen) Nachbetrieb gelten:

- Übertragung der maximal erforderlichen Leistung bei allen Betriebszuständen der Anlage,
- Anpassung des schaltungstechnischen Aufbaus an das verfahrenstechnische und das Notstromkonzept mit Redundanzen,
- gleichmäßige Verteilung der Belastung auf die Hauptverteilungen,
- Kurzschlussbelastungen,
- Spannungseinbruch bei Motoranlauf,
- Spannungseinbrüche bei Blockabschaltung,
- Netzabschaltungen und
- Weiterbetrieb der Anlage bei Ausfall eines EB-Transformators durch automatische Umschaltung auf den Reservenetzanschluss.

Hierfür stehen auf verschiedenen Spannungsebenen und für verschiedene Anpeisemöglichkeiten Transformatoren, Schalter, Hilfsmedien und Schutzeinrichtungen zur Verfügung.

Für bestimmte Aufgaben, wie z. B.:

- Mess-, Regel- und Steuerungstechnik,
- konventionelle Schutzeinrichtungen,
- die Betätigung von Leistungsschaltern und
- verschiedene Magnetspulen

wird Gleichstrom benötigt und erzeugt. In bestimmten Bereichen (u. a. Notstromanlage) werden zur Sicherstellung einer unterbrechungsfreien Versorgung auch Batterien eingesetzt.

### 3.2 Ereignisauswertung

Nach der Bestimmung der für den (längerfristigen) Nachbetrieb notwendigen Systeme muss nun die vorliegende Betriebserfahrung, die in Abschnitt 3.1 beschriebenen Systeme betreffend, für die deutschen Anlagen auf Relevanz ausgewertet werden. Dabei sollten, falls vorhanden, Fehlermechanismen aufgedeckt werden, welche für den (längerfristigen) Nachbetrieb von sicherheitstechnischer Bedeutung sind.

In der Datenbank zur „Vertieften Auswertung Meldepflichtiger Ereignisse“ (VERA) der GRS sind insgesamt 6.966 Meldepflichtige Ereignisse enthalten. In deutschen SWR- und DWR-Anlagen ereigneten sich insgesamt 6.331 Meldepflichtige Ereignisse (Stand März 2019).

**Tab. 3.1** Anzahl Meldepflichtiger Ereignisse (anlagenspezifisch)

<b>Ereignisse SWR</b>	<b>Ereignisse SWR-69</b>	<b>Ereignisse DWR</b>	<b>Ereignisse DWR-Vor- Konvoi</b>	<b>Ereignisse DWR-Konvoi</b>
2.170	1.832	4.161	1.071	381

Bezüglich der in Abschnitt 3.1 beschriebenen Systeme sind in der Datenbank zur „Vertieften Auswertung Meldepflichtiger Ereignisse“ (VERA) folgende Meldepflichtige Ereignisse eingetragen.

**Tab. 3.2** Anzahl Meldepflichtiger Ereignisse (system- und anlagenspezifisch)

<b>System</b>	<b>Ereignisse SWR</b>	<b>Ereignisse SWR-69</b>	<b>Ereignisse DWR</b>	<b>Ereignisse DWR Vor-Konvoi</b>	<b>Ereignisse DWR Konvoi</b>
Dieselmotorenanlagen XJ	131	114	261	84	31
Krananlagen, ... SM	4	3	18	3	4
Brandschutzsysteme SG	18	14	58	7	9
Gesicherte Zwischenkühlwassersysteme PJ	6	6	28	15	5
Gesicherte Nebenkühlwassersysteme PE/PF	75	73	159	31	17
Nukleartechnische Probenahmesysteme KU	3	3	23	6	3
Nukleartechnische Sammel- und Ab- leitsysteme KT	25	23	34	10	9
Behandlung radioaktiver Abfälle KP	64	57	129	23	11
Nukleartechnische Lüftungsanlagen KL	44	36	199	41	11
Kühlmittelbehandlung KB	51	40	151	28	4
Brennelement-Lagerbecken-Reini- gungssystem FA	14	11	39	17	2
Nukleare Nachwärmeabfuhrsysteme JN und Brennelement-Lagerbecken- Kühlsystem FA	142	117	265	89	35

System	Ereignisse SWR	Ereignisse SWR-69	Ereignisse DWR	Ereignisse DWR Vor-Konvoi	Ereignisse DWR Konvoi
Reaktorschutzsystem JR	60	54	165	53	29
Nukleare Zwischenkühlkreise KA	34	25	120	37	15
Wechsel- und Transporteinrichtungen für Brennelemente FC	35	32	51	11	4
Lagerung von Brennelementen und anderen radioaktiven Teilen FA	14	11	39	17	2
Elektrischer Eigenbedarf B	159	135	310	63	39

Aus diesen Ereignissen resultierten 455 Weiterleitungsnachrichten (Stand März 2019). Die Ereignisse wurden nicht einer bestimmten Betriebsphase zugeordnet, sondern ganzheitlich im Kontext auf System-(un)verfügbarkeiten hin bewertet und die möglichen sicherheitstechnischen Auswirkungen betrachtet. Nicht alle Ereignisse weisen eine, im Sinne der Analyse, Bedeutung für den (längerfristigen) Nachbetrieb auf. Meldungen, die ausschließlich Systeme betreffen, welche für den Leistungsbetrieb relevant sind, wurden nicht in die Betrachtungen und die Formulierung relevanter Ereignisabläufe einbezogen.

Als Beispiele werden drei Ereignisse, die im Zusammenhang mit der Notstromversorgung, der Nachwärmeabfuhr und mit der Leittechnik stehen, beschrieben. Diese Ereignisabläufe wurden jeweils in Weiterleitungsnachrichten behandelt. Die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Ereignisabläufe liegt darin begründet, dass sie potenziell zu Brennstabschäden führen könnten. So zeigen diese Ereignisse, aus den im Leistungsbetrieb befindlichen Anlagen auf, warum auch für den (längerfristigen) Nachbetrieb die Beibehaltung des Redundanzgrades und die bisher bestehenden Mindestanforderungen ihre Berechtigung haben, damit kritische Ereignisabläufe vermieden werden können.

## **Beispiel 1: Notstromanlagen**

In den deutschen Kernkraftwerken gab es 131 Meldepflichtige Ereignisse bezüglich Notstromdieselanlagen (XJ) für SWR- und 261 Meldepflichtige Ereignisse für DWR-Anlagen.

*In einer Anlage kam es aus bis heute nicht vollständig geklärter Ursache (mit hoher Wahrscheinlichkeit wurden unzureichende Spülvorgänge und die Vermischung von Kühlwasserzusätzen, deren Vermischung und Reaktion untereinander in Toträumen nach dem Tausch der Kühlmittelzusätze angenommen) mehrfach zu Ablagerungen an den Kühlwasser-Temperaturreglern der Notstromdieselmotoren. Diese Ablagerungen führten dazu, dass in einem Fall der Regler in der Stellung „starke Kühlung“ und in einem anderen Fall in der Stellung „geringe Kühlung“ hängen geblieben ist. Während der erste Fall nur zu potenziell längeren Startzeiten des Aggregates geführt hätte, hätte der Diesel bei zu geringer Kühlung im Anforderungsfall eine nachhaltige Schädigung erfahren können, da das Kriterium „hohe Kühlwassertemperatur“ gemäß der Regel des KTA 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken“ /KTA 14b/ nicht zu den vorrangigen Schutzkriterien gehört. In anderen, auch redundant vorhandenen Sicherheitssystemen könnten die Funktionen von Komponenten durch den nicht sachgerechten Austausch von Betriebsstoffen beeinträchtigt werden (z. B. Dichtheit, Beständigkeit, Beweglichkeit).*

## **Beispiel 2: Nachwärmeabfuhrsysteme**

In den deutschen Kernkraftwerken gab es 142 Meldepflichtige Ereignisse bezüglich Nachwärmeabfuhrsystemen (JN) für SWR- und 265 Meldepflichtige Ereignisse für DWR-Anlagen.

*In einer Anlage kam es durch einen Montagefehler dazu, dass sich das Laufrad einer Nachkühlpumpe gelöst hatte. Dadurch kam es zu massivem Materialabtrag an Laufrad, Leitappart und Spaltring. Das abgetragene Material wurde in Form von Spänen und Metallstaub in die angeschlossenen Rohrleitungen, die Komponenten des Not- und Nachkühlsystems, den Primärkreis mit seinen Komponenten, das Brennelement-Lagerbecken und die Reaktorgrube gespült und dort abgelagert. Teilweise haben sich auch Späne in Brennelementen verhakt. Trotz dieser nachhaltigen Schädigung der Nachkühlpumpe waren die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) /SIA 15/ mit dem gegebenen Regelwerk jederzeit erfüllt.*

### **Beispiel 3: Digitale Leittechnik**

*In mehreren ausländischen Anlagen sind Fälle bekannt geworden, wo es zum unerkannten Einsatz nicht qualifizierter Relais mit programmierbaren Bauelementen gekommen ist. Dieser Einsatz liegt darin begründet, dass in der Lieferkette die Qualitätskontrollen und Kommunikationswege nicht eingehalten wurden. Das deutsche Regelwerk verlangt, dass Produktänderungen kommuniziert und auf nukleare Relevanz bewertet werden müssen. Werden das Regelwerk des KTA und die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (SiAnf) /SIA 15/ konsequent angewendet, wäre möglicherweise eine vollständige neue Qualifizierung für derartige Komponenten erforderlich.*

Die weitere Auswertung der vorliegenden internationale Betriebserfahrung aus dem International Reporting System for Operation Experience (IRS) der IAEA und der OECD/NEA ergab keine Erkenntnisse, die über den Stand der deutschen Betriebserfahrung hinausgehen. Die Meldungen, welche im International Reporting System for Operation Experience (IRS) der IAEA und der OECD/NEA veröffentlicht werden, sind nur im sehr geringen Umfang aus Anlagen, welche sich im (längerfristigen) Nachbetrieb oder Stillstand befinden. Viele dieser Ereignisse befassen sich mit Werkstofffragen und für den Betrieb bedeutsamen Alterungsphänomenen, aus denen sich für den (längerfristigen) Nachbetrieb keine Erkenntnisse ableiten lassen. Daher wurden diese Ereignisse nicht weiter berücksichtigt.

### **3.3 Formulierung der relevanten Ereignisabläufe**

Die Mindestanforderungen an die Systemverfügbarkeit ergeben sich aus:

- den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) /SIA 15/,
- den probabilistischen Sicherheitsanalysen der Anlagen und
- den Betriebshandbüchern der Anlagen.

Die Mindestanforderungen können sich ändern aufgrund:

- der Berücksichtigung langer Karennzeiten und
- Systemabmeldungen und damit einhergehender Unverfügbarkeit von Systemen oder Systemteilen.

Daraus ergeben sich mögliche Gefährdungspotenziale bei (längerfristigem) Nachbetrieb. Diese wären u. a. die Lagerung und Kühlung von bestrahlten Brennelementen im Reaktordruckbehälter, wobei hier auch zu betrachten ist, ob der RDB geöffnet oder ge-/verschlossen ist. Aus dieser Situation, welche zu Beginn des Vorhabens noch in einer Anlage bestanden hat, ergeben sich andere Anforderungen an die verfügbaren Systeme, als wenn sich die bestrahlten Brennelemente ausschließlich im Brennelementlager befinden. Weiterhin ergeben sich Gefährdungspotenziale aus Transportvorgängen und Brennstoffhandhabungen im Brennelement-Lagerbecken. Auch von noch vorhandenen unbestrahlten Brennelementen im Trockenlager kann eine Gefährdung ausgehen.

Weiterhin wurden mögliche Gefährdungspotenziale im Bereich der Aufbereitung radioaktiver Abwässer und Abfälle identifiziert. Diese sind:

- die Entleerung radioaktiver Abwässer aus Systemen in die Gebäudeentwässerung,
- das Sammeln, Lagern und Verarbeiten von radioaktiven Abwässern, Verdampferkonzentraten, radioaktiver Schlämme und kontaminierter Ionenaustauscherharze und
- die Aufbereitung radioaktiver Abwässer in Verdampferanlagen und Zentrifugen.

In Lüftungssystemen können sich Gefährdungspotenziale für den (längerfristigen) Nachbetrieb aus dem Ausbau, dem Sammeln, dem Verpacken und der Entsorgung von Aerosol- und Aktivkohlefiltern, als auch von Filterkerzen, etc., ergeben. Hier ist besonderes Augenmerk auf die Abluft aus Räumen zu legen, in welchen kontaminierte Medien vorhanden sind bzw. wo mit diesen gearbeitet wird. Die Unterdruckhaltung und vorhandene Umluftanlagen (auch Filtermobile) sind hier zu betrachten. Ebenso ist die gerichtete Führung der Abluft in die Kamin-Fortluft mit einer Aktivitätsbilanzierung und Grenzwertüberwachung zu betrachten und bildet ein Gefährdungspotenzial.

Auch die Konditionierung, die Verpackung und die Lagerung gering bis hoch kontaminierter bzw. aktivierter fester Abfälle weist ein Gefährdungspotenzial auf, welches betrachtet werden muss.

Aus der sogenannten „Systemabmeldung“ (standort-/bundeslandabhängig) lässt sich ebenfalls ein Gefährdungspotenzial ableiten. Hier werden Systeme, welche für den (längerfristigen) Nachbetrieb nicht mehr notwendig sind außer Funktion gesetzt bzw. können aufgrund des Anlagenzustandes in ihrer Funktion nicht mehr eingesetzt werden. Dies bedeutet aber auch, dass Wiederkehrende Prüfungen an diesen Systemen gar nicht mehr oder nicht mehr in vollem Umfang durchgeführt werden bzw. werden können. Diese Situation, vor allem im Hinblick darauf, dass Systemteile oder -komponenten für den (längerfristigen) Nachbetrieb noch benötigt/eingesetzt werden, stellt hohe Anforderungen an die klare Kennzeichnung von Systemgrenzen, die Zugänglichkeit und Verfügbarkeit.

Aus der vorliegenden Betriebserfahrung deutscher Kernkraftwerke ließen sich Beispiele konstruieren, die aber aufgrund des geltenden Regelwerkes hypothetischer Natur sind und aus diesem Grund nicht weiterverfolgt und ausgewertet wurden.

#### **Beispiel 1: Verringerung der Anzahl der Notstromredundanzen**

*Die fiktive Anlage, welche sich im längerfristigen Nachbetrieb befindet, konnte aufgrund von Regelwerksänderungen die Anzahl der Notstromdieselgeneratoren reduzieren. Dieselgeneratoren wurden abgemeldet bzw. vielleicht sogar abgebaut. Somit wurden diese nicht mehr gewartet und wiederkehrend geprüft bzw. standen gar nicht mehr zur Verfügung. Die langen Karenzzeiten der Anlage, welche eine reduzierte Notwendigkeit der Brennelement-Lagerbeckenkühlung und -nachspeisung zur Folge hat, wirkt sich auch auf die Mindestlast der Notstromdieselgeneratoren aus.*

*Käme es in dieser Situation zu einem längerfristigen (abhängig von der anfallenden Nachzerfallsleistung, ein bis mehrere Tage) Ausfall des externen Netzes, gepaart mit einem nachhaltigen Schaden an dem/den verfügbaren Notstromdieselgenerator/-en, der längerfristig nicht zu beheben wäre, so ergäbe sich eine Konstellation, welche Notfallmaßnahmen und hohen personellen und materiellen Aufwand nach sich ziehen würde.*

#### **Beispiel 2: Verringerung der Redundanzen der Nachkühlsysteme**

*Die fiktive Anlage, welche sich im längerfristigen Nachbetrieb befindet, konnte aufgrund von Regelwerksänderungen und langen Karenzzeiten die Anzahl der verfügbaren Nachkühlsysteme reduzieren.*



*Käme es in dieser Situation zu einem längerfristigen (abhängig von der anfallenden Nachzerfallsleistung, ein bis mehrere Tage) Ausfall des externen Netzes und es gibt einen nachhaltigen Schaden an den verbliebenen Nachkühlssystemen (beispielsweise durch Schäden am Laufzeug der Pumpen, welche nicht sofort instandgesetzt werden können), so ergäbe sich eine Konstellation, welche Notfallmaßnahmen und hohen personellen und materiellen Aufwand nach sich ziehen würde.*

### **3.4 Generische Sicherheitsbetrachtungen zum Nachbetrieb aus der Betriebserfahrung**

Im Zuge dieses Arbeitspaketes wurden die Vorläufervorhaben und die Anforderungen an die Systemverfügbarkeit ausgewertet. Aus diesen Anforderungen wurden getrennt nach SWR- und DWR-Anlage die notwendigen Systeme zusammengestellt. Auf der Basis dieser Systemzusammenstellung erfolgte die Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse und der durch die GRS erstellten Weiterleitungsnachrichten mit dem Fokus auf Häufungen bestimmter Ereignisse und Schädigungsmechanismen, sowie Alterungsmechanismen bzw. -fehlerhäufungen den (längerfristigen) Nachbetrieb betreffend.

Ebenfalls ausgewertet wurde die vorliegende internationale Betriebserfahrung aus dem International Reporting System for Operation Experience (IRS) der IAEA und der OECD/NEA. Aus dieser Auswertung ergaben sich jedoch keine Erkenntnisse, die über den Stand der deutschen Betriebserfahrung hinausgehen.

Für den (längerfristigen) Nachbetrieb relevante Systeme sind u. a. die Systeme zur Notstromversorgung, speziell die Notstromdieselanlagen mit ihren zugehörigen Subsystemen. Solange der Brennstoff sich noch in Brennelement-Lagerbecken befindet, sind auch die Systeme zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung und -reinigung relevant. Ebenfalls relevant ist der Reaktorschutz mit seiner zugehörigen Leittechnik und den untergeordneten Auslösefunktionen. Hierbei ist auch die notwendige Ersatzteilversorgung mit qualifizierten (dem ursprünglich zertifizierten Design entsprechenden) Komponenten wichtig. Die Qualitätssicherung (entsprechend den Regeln des KTA) für die Ersatzteilversorgung umfasst die gesamte Lieferantenkette bis zur Eingangskontrolle auf der Anlage.

Zusammenfassend aus den Recherchen zum Stand von Wissenschaft und Technik und der durchgeführten Analysen der vorliegenden Betriebserfahrungen (meldepflichtige Ereignisse und Weiterleitungsnachrichten) deutscher Kernkraftwerke lassen sich aus Sicht der GRS keine zusätzlichen Maßnahmen ableiten. Die Sicherheit und Systemverfügbarkeit für den (längerfristigen) Nachbetrieb sind unter Berücksichtigung der aktuell durch das deutsche Regelwerk gegebenen Anforderungen ausreichend gewährleistet. Ebenfalls lassen sich aus der Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke keine neuen Erkenntnisse hinsichtlich der Merkpostenliste /BMU 14/ oder dem bestehenden Regelwerk selbst identifizieren.

Die Merkpostenliste /BMU 14/ umfasst alle Anforderungen an Kernkraftwerke, welche sich im (längerfristigen) Nachbetrieb befinden. Werden diese Anforderungen erfüllt und eingehalten, sind keine besonderen Schwachstellen identifizierbar.

Übergreifende Ereignisse wurden probabilistisch untersucht (siehe Abschnitt 4).

## **4 Probabilistische Abschätzungen von deterministisch begründeten Mindestanforderungen – Probabilistische Bewertung von Ereignisabläufen im Nachbetrieb**

Ergänzend zu deterministischen Sicherheitsbetrachtungen werden gemäß den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ probabilistische Sicherheitsanalysen gefordert, um die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung zu überprüfen und eventuell vorhandene Schwachstellen zu identifizieren. In diesem Arbeitspaket werden die relevanten auslösenden Ereignisse für den Nachbetrieb ermittelt und mit probabilistischen Methoden dahingehend untersucht, ob die Anforderungen an Systeme im Nachbetrieb ausreichend und angemessen sind. Hierzu werden die zu untersuchenden relevanten Ereignisabläufe beispielhaft auf Basis von der GRS vorliegenden probabilistischen Analysen untersucht.

In diesem Arbeitspaket werden folgende Arbeitsschritte durchgeführt:

- Ermittlung der relevanten auslösenden Ereignisse für den Nachbetrieb;
- Probabilistische Bewertung der Ereignisabläufe unter Verwendung vorhandener Zuverlässigkeitskenngrößen für den Nichtleistungsbetrieb aus früheren PSA Studien der GRS und
- Probabilistische Bewertung von Einzelfragestellungen; dies betrifft Einwirkungen von außen und Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Quellen.

Für die probabilistischen Abschätzungen wird für DWR beispielhaft eine DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi/Konvoi betrachtet und für SWR-Anlage der Baulinie 69.

### **4.1 Relevante auslösende Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten**

Im ersten Schritt werden die für den Nachbetrieb zu berücksichtigenden auslösenden Ereignisse ermittelt. Die Untersuchungen beschränken sich dabei auf das BE-Lagerbecken, da der Reaktor meist schon zu Beginn des Nachbetriebes entladen wird.

Bei Beschädigung der Brennstabhüllrohre kann es zu einer erheblichen Radionuklidfreisetzung aus dem BE-Lagerbecken kommen. Ursachen dafür können das Versagen der

Brennelementkühlung oder mechanische Einwirkungen sein. Eine erhebliche Radionuklidfreisetzung bedeutet einen unbeherrschten Endzustand. Solche unbeherrschten Endzustände werden als „Brennstabschadenszustände“ bezeichnet /FAK 15/.

#### **Ausfall der Brennelementkühlung:**

Vereinfachend wird von einem Brennstabschadenszustand ausgegangen, wenn der Füllstand im BE-Lagerbecken die Oberkante des Brennstoffs unterschreitet /FAK 15/. Dazu kann es kommen,

- wenn die Systeme zur BE-Lagerbeckenkühlung ausfallen und das BE-Lagerbecken in der Folge ausdampft oder
- durch Lecks am BE-Lagerbecken, die nicht überspeist werden können.

#### **Mechanische Beschädigung der Brennstabhüllen:**

Eine mechanische Beschädigung der Brennstabhüllen kann auftreten

- bei einem Absturz schwerer Lasten in das BE-Lagerbecken oder
- bei einem Fehler bei der Brennelement-Handhabung.

Für die Auswahl der probabilistisch zu bewertenden Ereignisabläufe werden herangezogen:

- Erkenntnisse, Ereignisabläufe, die in dem vorangegangenen Arbeitspaket (siehe Abschnitt 3) definiert wurden,
- die Ereignislisten aus den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/,
- der aktualisierte PSA-Leitfaden /FAK 15/,
- die Untersuchung der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/ und
- die Untersuchung der GRS zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/.

Aus dem Spektrum der dort betrachteten Ereignisse sind die folgenden Ereignisse auch für den Nachbetrieb relevant:

- Notstromfall (intern oder extern),
- Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung durch Ausfälle von Komponenten der Kühlkette,
- Leck am BE-Lagerbecken durch Lastabsturz mit Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung,
- Leck am BE-Lagerbecken an angeschlossenen Rohrleitungen,
- interne Brände und
- interne Überflutung

Interne Brände und interne Überflutungen werden nicht weiter betrachtet, da für den Nichtleistungsbetrieb keine geeigneten probabilistischen Untersuchungen vorhanden sind und probabilistische Bewertungen für diese Einwirkungen sehr aufwendig sind.

Mögliche mechanische Beschädigungen von Brennelementen als Folge von Handhabungsfehlern wurden in /GRS 06/ diskutiert. Aufgrund der getroffenen Vorkehrungen:

- festgelegte Kranfahrwege,
- Kranverriegelung über dem Becken,
- geeignete Gehänge, die wiederkehrend geprüft werden,
- Kranauslegung (redundante Auslegung der mechanischen Teile im Kraftfluss und der Bremsen) und
- wiederkehrende Prüfung der sicherheitsrelevanten Bauteile,

wurde der Absturz schwerer Lasten in das BE-Lagerbecken als wenig wahrscheinlich eingestuft und daher nicht probabilistisch bewertet.

Aufgrund der beschriebenen Vorüberlegungen und Randbedingung sind folgende relevante Ereignisse für den Nachbetrieb probabilistisch zu bewerten:

- Notstromfall,
- Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung,

- Leck am BE-Lagerbecken durch Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung,
- Leck am BE-Lagerbecken an angeschlossenen Rohrleitungen.

Für diese auslösenden Ereignisse werden im Folgenden die zugehörigen Eintrittshäufigkeiten ermittelt.

#### 4.1.1 Relevante auslösende Ereignisse in Anlagen mit Druckwasserreaktor

##### 4.1.1.1 Notstromfall

Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb sind in den deutschen DWR-Anlagen aufgetreten (8 Notstromfälle in 11 Jahren bezogen auf 12 Anlagen, Beobachtungszeitraum von 1986 - 1996) /GRS 03/. Damit kann die Eintrittshäufigkeit zu  $6,4 \cdot 10^{-2}/a$  abgeschätzt werden /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.1** Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb in DWR

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Notstromfall	8,5	132	$6,4 \cdot 10^{-2}$	pro Jahr	Beta

##### 4.1.1.2 Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung

In der Untersuchung der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/ wurde hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit für den Ausfall der Lagerbeckenkühlung ein anderer Ansatz verfolgt, so dass diese Daten hier nicht herangezogen werden können. Diese Eintrittshäufigkeit wird daher hier neu abgeschätzt.

Im Zeitraum von 2000 – 2015 (16 Jahre) traten in den deutschen DWR-Anlagen (11 Anlagen ohne KWO und KKS) sechs Ausfälle der laufenden Beckenkühlpumpe auf, so dass eine Reparatur der Pumpe und die Umschaltung auf den Reservestrang erforderlich wurde (ME 2004/013, 2005/119, 2007/071, 2007/113/, 2014/010, 2015/035).

Damit ergibt sich eine Eintrittshäufigkeit für einen Ausfall des laufenden BE-Lagerbeckenkühlstranges von  $3,7 \cdot 10^{-2}/a$  /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.2** Ausfälle laufender Beckenkülpumpen in DWR

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Ausfall der laufenden Beckenkülpumpe	6,5	176	$3,7 \cdot 10^{-2}$	pro Jahr	Beta

#### 4.1.1.3 Leck am Brennelement-Lagerbecken

In den Untersuchungen der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/ wurden Lecks infolge eines Brennelementabsturzes und Lecks in angeschlossene Systeme nicht weiter betrachtet. Es wurde auf die Untersuchungen zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung infolge wahrscheinlicherer Ursachen verwiesen.

Im Rahmen dieser Untersuchung soll auch die Relevanz dieser Lecks probabilistisch bewertet werden. Lecks am BE-Lagerbecken sind durch Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung oder von angeschlossenen Rohrleitungen möglich.

##### 4.1.1.3.1 Beschädigung der Brennelement-Lagerbeckenauskleidung

Bei einem Lastabsturz (z. B. Brennelement oder Werkzeug) kann der Boden des Brennelement-Lagerbeckens beschädigt werden. Ein solches Leck würde zu einem Kühlmittelverlust aus dem Brennelement-Lagerbecken führen.

Zwischen dem Stahl liner und dem Beton des Brennelement-Lagerbeckens befindet sich ein Spalt. Der Liner ist auf Stegen gelagert, so dass sich einzelne gegeneinander dichte Segmente zwischen Liner und Beton ergeben. Die Segmente werden einzeln mittels eines Prüfrohrs auf Leckagen überwacht. Im Falle einer Leckage erfolgt eine Meldung auf der Warte. Das Leckwasser fließt dem Sumpf im Sicherheitsbehälter zu. Dadurch ergeben sich weitere Erkennungsmöglichkeiten (KMA-Meldung Sumpffüllstand hoch). Durch die automatische Nachspeisung der Leckverluste aus dem Deionatsystem würde es keine Meldung von der Füllstandsüberwachung des Brennelement-Lagerbeckens geben.

Lecks an der Lagerbeckenauskleidung sind in den deutschen DWR-Anlagen nicht aufgetreten. Beginnend mit dem Jahr 1986 (Beginn des Beobachtungszeitraums in

/GRS 03/ ergibt sich bis zum Jahr 2015 (11 Anlagen ohne KWO und KKS) eine Gesamtbeobachtungszeit von 319 Jahren.

Damit kann die Eintrittshäufigkeit für eine Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz zu  $1,6 \cdot 10^{-3}/a$  abgeschätzt werden /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.3** Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz in DWR

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz	0,5	319	$1,6 \cdot 10^{-3}$	pro Jahr	Beta

#### 4.1.1.3.2 Lecks an angeschlossenen Rohrleitungen

Bei Lecks am Beckenkühlsystem kann der Füllstand bis maximal zur Höhe der Anschlüsse an das BE-Lagerbecken, d. h., um ca. 1 m abfallen. Ohne Überspeisung des Lecks oder Wiederauffüllen des BE-Lagerbeckens ist dann die vorgesehene Beckenkühlung mit dem Lagerbeckenkühlsystem oder dem Nachkühlsystem nicht mehr möglich.

Werkstoff, Auslegung und Betriebsbedingungen der Rohrleitungen des Beckenkühlsystems entsprechen denen des Nachkühlsystems. Daher kann die für das Nachkühlsystem ermittelte Bruchhäufigkeiten auf das Beckenkühlsystem übertragen werden. In /GRS 03/ wurde für das Nachkühlsystem eine Bruchhäufigkeit von  $5 \cdot 10^{-4}/a$  ermittelt (Leckquerschnitt  $< 25 \text{ cm}^2$ ), welche hier für die probabilistischen Bewertungen herangezogen werden soll. Lecks größeren Querschnitts wurden in /GRS 03/ nicht unterstellt.

In /GRS 03/ wurde keine Unsicherheit für diese Eintrittshäufigkeit angegeben. Es wird hier vereinfachend ein Errorfaktor von  $k_{95} = 10$  angenommen.

**Tab. 4.4** Bruchhäufigkeit der Beckenkühlleitung in DWR

Randbedingung	K95	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Bruch Beckenkühlleitung	10	$5 \cdot 10^{-4}$	pro Jahr	Lognormal



Diese Leckhäufigkeit wird vereinfachend zu gleichen Teilen auf den absperrbaren und auf den nichtabsperrbaren Bereich aufgeteilt.

#### 4.1.2 Relevante auslösende Ereignisse in Anlagen mit Siedewasserreaktor

##### 4.1.2.1 Notstromfall

Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb in den deutschen SWR-Anlagen aufgetreten (2 Notstromfälle in 11 Jahren bezogen auf 6 Anlagen, Beobachtungszeitraum 1990 – 2000) /GRS 06/. Damit kann die Eintrittshäufigkeit zu  $3,8 \cdot 10^{-2}/a$  abgeschätzt werden /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.5** Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb in SWR

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Notstromfall	2,5	66	$3,8 \cdot 10^{-2}$	pro Jahr	Beta

##### 4.1.2.2 Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung

Es wurden im Zeitraum von 1990 – 2000 in den sechs deutschen SWR-Anlagen drei Ereignisse beobachtet, bei denen es zur Abschaltung bzw. Außerbetriebnahme der laufenden Beckenkühlung kam, so dass eine Umschaltung auf den Reservestrang erforderlich wurde /GRS 06/. Damit kann die Eintrittshäufigkeit für einen Ausfall des laufenden BE-Lagerbeckenkühlstranges zu  $5,3 \cdot 10^{-2}/a$  abgeschätzt werden /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.6** Ausfälle laufender Beckenkühlpumpen in SWR

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Ausfall der laufenden Beckenkühlpumpe	3,5	66	$5,3 \cdot 10^{-2}$	pro Jahr	Beta

##### 4.1.2.3 Leck am Brennelement-Lagerbecken

Leckagen am BE-Lagerbecken können auftreten durch:

- Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung,
- Undichtigkeiten am Schleusentor und

- Leckagen an den angeschlossenen Rohrleitungen /GRS 06/.

#### **4.1.2.3.1 Beschädigung der Brennelement-Lagerbeckenauskleidung**

Eine Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung ist durch Abstürze von Lasten in das Lagerbecken möglich. Dieser Ereignisablauf wurde in den Untersuchungen der GRS zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/ probabilistisch bewertet.

Es wurde unterstellt, dass beim Absturz eines Brennelementes durch den ringförmigen Brennelementfuß ein Leck mit einem Durchmesser von ca. 90 mm in den BE-Beckenboden gestanzt wird. Die BE-Becken- auskleidung ist doppelwandig ausgeführt. Der Stahl liner ist auf Stegen gelagert, so dass sich einzelne gegeneinander dichte Segmente zwischen dem Liner und der zweiten Haut ergeben. Die zweite Dichthaut besteht aus Glasfaserlaminat mit Epoxidharz. Zwischen den beiden Beckenauskleidungen befindet sich eine ca. 35 cm starke Schüttung aus epoxidharzgebundenem Filterkies, Korngröße 7/15 mm. Die Segmente werden einzeln mittels Prüfröhren (DN 25) auf Leckagen überwacht. Im Falle einer Leckage kommt es zu einem Wasseranfall im Leckagensammelschrank. Dieser Überwachungsschrank wird durch den Schichtrundgang (1-mal pro Nachtschicht) kontrolliert. Das Leckwasser würde dem Reaktorgebäudesumpf zulaufen. Weitere Erkennungsmöglichkeiten für eine Leckage am BE-Becken ergeben sich durch:

- die Gefahrenmeldung „Brennstofflagerbecken Füllstand tief“,
- die Gefahrenmeldung „Brennstofflagerbecken Störung“ und
- Meldungen über erhöhten Füllstand im Reaktorgebäudesumpf.

Das Leck wird durch das Leckageüberwachungssystem auf die Nennweite DN 25 begrenzt. Unter Berücksichtigung des Strömungswiderstandes über die Schüttung zwischen den Beckenauskleidungen wurde eine Ausströmrate von max. 15 m<sup>3</sup>/h am Ende des Leckagerohres abgeschätzt. Für dieses Leck wurde eine Eintrittshäufigkeit von  $3,4 \cdot 10^{-3}/a$  ermittelt /GRS 06/.

**Tab. 4.7** Beschädigung der Brennelement-Lagerbeckenauskleidung in SWR

<b>Randbedingung</b>	<b>Alpha</b>	<b>Beta</b>	<b>Erwartungswert</b>	<b>Bezug</b>	<b>Verteilungstyp</b>
Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz	0,5	146,5	$3,4 \cdot 10^{-3}$	pro Anforderung	Gamma

#### **4.1.2.3.2 Undichtigkeiten am Schleusentor**

Beschädigungen an der Schleusentordichtung sind möglich bei der BE-Umladung oder bei der Handhabung des Schleusentors. Fällt der Füllstand bei oder nach Entleerung des Flutraums, so kann durch Sichtkontrolle die Leckage am Schleusentor erkannt werden. Bei Überschreitung einer bestimmten Leckrate sind die Dichtungen am Schleusentor auszuwechseln. Undichtigkeiten am Schleusentor werden nicht weiter betrachtet, da nach erkannter Leckage der Flutraum wieder gefüllt, und die Dichtung repariert werden kann.

#### **4.1.2.3.3 Lecks an angeschlossenen Rohrleitungen**

Bei Beschädigung von Anschlussleitungen am BE-Lagerbecken kann Kühlmittel aus dem BE-Lagerbecken auslaufen. Der Füllstand kann bis maximal zu den Ansaugleitungen für die Beckenkühlung, d. h. ca. 1 m abfallen. Die vorgesehene Beckenkühlung mit dem Lagerbeckenkühlsystem oder dem Nachkühlsystem ist dann nicht mehr möglich.

Eine Ausnahme stellt die Anschlussleitung zur Restentleerung des BE-Beckens dar. Diese ist durch eine geschlossen verriegelte Armatur und einen Blindflansch gesichert. Ein Leck an dieser Leitung wird nicht unterstellt, da dieser Leitungsabschnitt nicht betrieben wird.

Werkstoff, Auslegung und Betriebsbedingungen der Rohrleitungen des Beckenkühlsystems entsprechen denen des Nachkühlsystems. Daher können die für das Nachkühlsystem ermittelten Bruchhäufigkeiten auf das Beckenkühlsystem übertragen werden. In /GRS 06/ wurde für diesen Bereich eine Bruchhäufigkeit von  $4 \cdot 10^{-5}/a$  ermittelt.

**Tab. 4.8** Bruchhäufigkeit der Beckenkühlleitung in SWR

Randbedingung	K95	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Bruch Beckenkühlleitung	8,4	$4 \cdot 10^{-5}$	pro Jahr	Lognormal

#### 4.1.3 Zusammenfassung

In der folgenden Tab. 4.9 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten zusammenfassend dargestellt.

**Tab. 4.9** Betrachtete auslösende Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten

Auslösendes Ereignis	Eintrittshäufigkeit	
	DWR	SWR
Notstromfall im Nachbetrieb	$6,4 \cdot 10^{-2}/a$	$3,8 \cdot 10^{-2}/a$
Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung	$3,7 \cdot 10^{-2}/a$	$5,3 \cdot 10^{-2}/a$
Leck an der BE-Lagerbeckenauskleidung	$1,6 \cdot 10^{-3}/a$	$3,4 \cdot 10^{-3}/a$
Leck am BE-Lagerbecken an angeschlossenen Rohrleitungen	$5 \cdot 10^{-4}/a$	$4 \cdot 10^{-5}/a$

#### 4.2 Probabilistische Bewertung der Ereignisabläufe

Die relevanten auslösenden Ereignisse wurden unter Zugrundelegung vorhandener probabilistischer Untersuchungen für Systeme, Komponenten und menschliche Handlungen für die betrachteten Referenzanlagen probabilistisch bewertet. Dabei wurde für die DWR-Anlage die Untersuchung der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/ und für die SWR-Anlage die Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/ herangezogen.

Die in diesen PSA-Modellen fehlenden Fehlerbäume für vorhandene Systemfunktionen wurden neu erstellt. Dies betraf u. a. auch die neuen Notfallmaßnahmen zum Einspeisen von Kühlmittel in das BE-Lagerbecken von außen und zur ungefilterten Druckentlastung, welche im Nachgang zum Störfall in Fukushima in den deutschen Anlagen eingeführt

wurden. In den vorhandenen Fehlerbäumen fehlende Ereignisse wurden ergänzt. Dies betraf vor allem Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache.

#### **4.2.1      Karenzzeiten für Personalhandlungen**

Die vorhandenen Karenzzeiten sind von der im BE-Lagerbecken vorhandenen Nachzerfallsleistung abhängig. Mit zunehmendem zeitlichen Abstand vom Abschaltzeitpunkt vergrößert sich die vorhandene Karenzzeit. Im Rahmen des BMWi-Forschungsvorhabens RS1198 „Fortschrittliche Methoden und Werkzeuge für probabilistische Sicherheitsanalysen“ wurden für eine DWR- und eine SWR-Anlage Szenarien mit vollständigem Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung untersucht /GRS 14/. Dabei wurden eine DWR-Anlage vom Typ Konvoi und eine SWR-Anlage der Baulinie 72 betrachtet.

Für die betrachtete DWR-Anlage ergab sich im ungünstigsten Fall (vollständigen Kernausladung in das BE-Lagerbecken unmittelbar nach der Abschaltung der Anlage) eine Karenzzeit von ca. 28 h, bis sich die Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken auf ca. 120 °C aufheizt, siehe Tab. 4.10: Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in DWR. Spätestens zu diesem Zeitpunkt sind Personalhandlungen zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um langfristig Schäden am BE-Lagerbecken zu verhindern. Nach spätestens 50 h müsste wieder Kühlmittel in das BE-Lagerbecken eingespeist werden, um die Freilegung der Brennelemente zu verhindern.

**Tab. 4.10** Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in DWR

<b>DWR-Lagerbecken</b>	<b>Normalbeladung nach einer Revision</b>	<b>Vollbeladung, Becken isoliert</b>
Nachzerfallsleistung	2,43 MW	13,6 MW
Sieden	ca. 45 h	ca. 8,5 h
Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken > 120 °C	ca. 8 d	ca. 28 h
Wasserstand Oberkante Brennelemente	ca. 14 d	ca. 50 h

Für die in diesem Vorhaben betrachtete SWR-Anlage der Baulinie 69 liegen uns keine Berechnungen zum zeitlichen Verlauf bei einem vollständigen Ausfall der Beckenkühlsysteme vor. Es wird daher auf ältere Abschätzungen in /GRS 06/ zurückgegriffen, siehe Tab. 4.11. Im ungünstigsten Fall (vollständige Kernausschmelze in das BE-Lagerbecken unmittelbar nach der Abschaltung der Anlage) ergibt sich für die betrachtete SWR-Anlage eine Karenzzeit von ca. 3 d, ehe der Füllstand im BE-Lagerbecken soweit abgesunken ist, dass es zur Freilegung von Brennelementen kommt. Spätestens zu diesem Zeitpunkt müsste wieder Kühlmittel in das BE-Lagerbecken eingespeist werden.

An dieser Stelle muss erwähnt werden, dass sich die SWR-Anlagen der Baulinie 69 bereits seit dem Jahr 2011 im Nachbetrieb befinden und die im BE-Lagerbecken verbliebene Nachzerfallsleistung deutlich unter 1 MW liegt. Vor diesem Hintergrund sind die hier angegebenen Karenzzeiten sehr konservativ.

In der SWR-Anlage ist eine Druckentlastung von Hand wie beim DWR nicht erforderlich. Der Überdruck im Reaktorgebäude bliebe auch bei langfristiger Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken durch Verdampfung auf ca. 100 mbar begrenzt. Bei diesem Überdruck öffnen zunächst die Druckabbauklappen des Reaktorgebäudes in Richtung Maschinenhaus und später die Dachklappen des Maschinenhauses.

**Tab. 4.11** Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in SWR

SWR-Lagerbecken	Vollbeladung, Becken isoliert
Nachzerfallsleistung	11,7 MW
Sieden	ca. 12 h
Wasserstand Oberkante Brennelemente	ca. 3 d

Nach einem Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung sind in jedem Fall Personalhandlungen erforderlich, um einen in Reserve stehenden Beckenkühlstrang zuzuschalten. Misslingen diese Maßnahmen und fallen auch die Systemfunktionen zur automatischen Füllstandshaltung aus, so sind weitere Personalhandlungen (Notfallmaßnahmen) zur Einspeisung von Kühlmittel in das BE-Lagerbecken und zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vorzunehmen (nur DWR). In den entsprechenden Fehlerbäumen ist daher eine übergeordnete Diagnose berücksichtigt. Ziel der Diagnose ist es, den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung zu erkennen und eine Strategie zu deren Wiedereinrichtung zu wählen.

Das Wartpersonal wird durch verschiedene Meldungen auf einen Ausfall der Lagerbeckenkühlung hingewiesen. Diese sind z. B.:

- Störmeldung bei Ausfall der laufenden Beckenkühlpumpe,
- Meldungen über den Kühlmitteltemperaturanstieg im BE-Lagerbecken und
- Ansprechen von Brandmeldern, bei Verdampfung von Kühlmittel aus dem BE-Lagerbecken.

Es wird hier von einer guten Erkennbarkeit der oben genannten Meldungen ausgegangen. Für diese Situation kann entsprechend dem Alarmreaktions-Modell /SWA 83/ eine Wahrscheinlichkeit (Erwartungswert) von ca.  $2,7 \cdot 10^{-4}$  (Table 20-23, Item 1, Median 0,0001, Error-Faktor 10) dafür angesetzt werden, dass die Meldungen durch einen einzelnen Operateur nicht korrekt beantwortet werden.

Nach einem Ausfall der Lagerbeckenkühlung vergeht viel Zeit (abhängig von der verbliebenen Nachzerfallsleistung, siehe Tab. 4.10 : Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in DWR und Tab. 4.11), ehe das Kühlmittel zu Sieden beginnt. Für die Diagnose steht daher sehr viel Zeit zur Verfügung. Eine nicht korrekt erkannte Situation kann bei der Überprüfung der aufgelaufenen Meldungen spätestens bei der Schichtübergabe durch das neue Personal erkannt werden. Für diese zusätzliche Überprüfung kann von einer geringen Abhängigkeit zur vorausgegangenen Überprüfung ausgegangen werden /SWA 83, Table 20-4, Item 4/. Diese geringe Abhängigkeit ist auch dadurch gegeben, dass zu späteren Zeitpunkten Meldungen auf der Warte auflaufen, die auf den Zustand des BE-Lagerbeckens hinweisen (Kühlmitteltemperatur, Brandmelder, Feuchte im Sicherheitsbehälter).

Gemäß Table 20-17, Gleichung 10-15, ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von ca. 0,063 (Medianwert 0,05; Error-Faktor 3 gemäß Table 20-21, Item 2 a) dafür, dass der Ausfall der Beckenkühlung bei der nächsten Überprüfung der Wartenmeldungen nicht erkannt wird.

Insgesamt ergibt sich mit den hier durchgeführten Abschätzungen ein Erwartungswert von  $1,7 \cdot 10^{-5}$  (Medianwert  $5 \cdot 10^{-6}$ , Error-Faktor 12,8) dafür, dass diese übergeordnete Diagnose nicht erfolgreich durchgeführt wird.

#### **4.2.2 Endzustände**

Gemäß dem PSA-Leitfaden /FAK 15/ wird als Ergebnis der Untersuchungen die Brennstabschadenshäufigkeit pro Jahr ausgewiesen. Mit der Beschädigung der Brennstäbe wird eine wesentliche Radionuklidfreisetzung erwartet.

In den Ereignisbäumen wird vereinfachend nur ein beherrschter und ein unbeherrschter Endzustand unterschieden.

##### **4.2.2.1 Beherrschter Zustand**

**OK:** beherrschter Ereignisablauf



Die Brennelemente bleiben bis über ihre Oberkante mit Kühlmittel bedeckt. Beim DWR wurde die Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken ggf. mittels ungefilterter Druckentlastung des Sicherheitsbehälters auf 120 °C begrenzt. Bis zu dieser Temperatur ist die Integrität des BE-Lagerbeckens langfristig gewährleistet. /VGB 13/

#### **4.2.2.2 Unbeherrschter Zustand**

**BSZ:** Brennstabschadenszustand (in den Ereignisbäumen für SWR mit **B5** bezeichnet)

- Der Füllstand im BE-Lagerbecken ist durch Ausfall der aktiven Kühlsysteme und Ausfall der Nachspeisung von verdampftem Kühlmittel bis unter die Oberkante der Brennelemente abgefallen. Es kommt zur Freilegung der Hüllrohre. Ab diesem Zeitpunkt sind Hüllrohrschäden und dadurch die Freisetzung der Spaltgase aus den beschädigten Brennstäben möglich.
- Die Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken überschreitet 120 °C. D. h., bei Ausfall der aktiven Systeme zur BE-Lagerbeckenkühlung ist die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters misslungen. Oberhalb dieser Temperatur ist die Integrität des BE-Lagerbeckens langfristig nicht gewährleistet.

Dieser Zustand kann nur bei DWR-Anlagen eintreten.

#### **4.2.3 Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme**

Es wird davon ausgegangen, dass die Einrichtungen zur Beckenkühlung inklusive aller Hilfs- und Versorgungseinrichtungen auch im Nachbetrieb vollständig verfügbar bleiben.

Bei der DWR-Anlage stehen neben dem Beckenkühlstrang FAK20 die beiden Nachkühlstränge FAK/JNA10 und FAK/JNA40 als Reservestränge für die Beckenkühlung zur Verfügung. Es wird ferner davon ausgegangen, dass auch die Flutbecken dieser Nachkühlstränge gefüllt bleiben, um ihr Inventar bei einem Kühlmittelverlust in das BE-Lagerbecken einspeisen zu können.

Bei der SWR-Anlage stehen neben dem Beckenkühlstrang TG die beiden Nachkühlstränge TH30 und TH40 als Reservestränge für die Beckenkühlung zur Verfügung. Daneben wird hier von der Verfügbarkeit des Rückfördersystems TZ ausgegangen, um bei einem Leck Kühlmittel aus dem Reaktorgebäudesumpf in das BE-Lagerbecken zurückzuführen zu können.

Es wird weiterhin davon ausgegangen, dass die hier aufgeführten Sicherheitseinrichtungen über den gesamten Zeitverlauf des Nachbetriebes vollständig verfügbar bleiben. Eine mögliche Verringerung des Redundanzgrades einzelner Stränge des Sicherheitssystems im Laufe des Nachbetriebes wird in diesem Vorhaben nicht betrachtet.

Da sich die Nachzerfallsleistung im BE-Lagerbecken über den Zeitraum des Nachbetriebes verringert, steht mit zunehmender Dauer des Nachbetriebes mehr Zeit für die Diagnose sowie für ungeplante Maßnahmen und Reparaturen zur Verfügung. Solche Maßnahmen wurden in den hier durchgeführten probabilistischen Analysen nicht berücksichtigt, was zu einem konservativen Ergebnis führt.

#### **4.2.4 Probabilistische Bewertung von Ereignisabläufen in Anlagen mit Druckwasserreaktor**

Die Nachzerfallsleistung der Brennelemente im BE-Lagerbecken kann über drei Kühlstränge abgeführt werden. Vorzugsweise wird zur Beckenkühlung der 3. Beckenkühlstrang FAK20 betrieben. Dieser gibt die Nachwärme über den Betriebskühlkreis an einen gesicherten Nebenkühlwasserkreislauf (2 oder 3) ab. Die beiden anderen Beckenkühlstränge FAK10 und FAK40 sind mit den Strängen JNA10 und JNA40 des Not- und Nachkühlsystems verknüpft. Bei diesen wird die Nachwärme über die Nachkühlkette des Nachkühlsystems abgeführt. Sollten die Beckenkühlpumpen nicht verfügbar sein, kann die entsprechende Nachkühlpumpe JNA10/40 AP001 für die Beckenkühlung genutzt werden.

Der Füllstand im Lagerbecken wird über eine Steuerung zwischen 13,50 m und 13,60 m gehalten, indem das Deionatnachspeiseventil FAL11 AA007 bei den oben genannten Füllständen geöffnet bzw. geschlossen wird.

##### **4.2.4.1 Notstromfall**

Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung über das Hauptnetz und das Reservenetz werden die Notstromdiesel automatisch gestartet und übernehmen die Stromversorgung der Notstromschienen.

Die notstromgesicherten Verbraucher werden je nachdem, ob sie vor Eintritt des Notstromfalls in Betrieb waren, gestaffelt wieder zugeschaltet oder zur Zuschaltung freigegeben. Dadurch wird auch der 3. Beckenkühlstrang mit der zugehörigen Nachkühlkette

wieder in Betrieb genommen. Gelingt die Wiedereinschaltung des 3. Beckenkühlstrangs, ist der Ereignisablauf beherrscht. Gelingt die Wiedereinschaltung nicht, beispielsweise als Folge des Ausfalls des Notstromdiesels 2, so muss die BE-Lagerbeckenkühlung über einen der Becken-/Nachkühlstränge FAK/JNA 10 oder 40 eingerichtet werden.

Fallen auch beide Becken-/Nachkühlstränge FAK/JNA 10 und 40 aus, muss die Nachwärme über Verdampfung aus dem BE-Lagerbecken abgeführt werden. Über das Deionatnachspeiseventil FAL11 AA007 wird der Füllstand im BE-Lagerbecken auch bei einem Notstromfall automatisch konstant gehalten, da das Deionatnachspeiseventil und die Deionat-Betriebspumpen notstromgesichert sind.

Ist auch die automatische Nachspeisung mit dem Deionatsystem unverfügbar, beispielsweise durch den Ausfall der vier Notstromdiesel, kann die Nachwärme mit der Notfallmaßnahme „Externe Bespeisung des BE-Beckens mit ungefilterter Druckentlastung des RSB“ abgeführt werden. Dazu wird eine Schlauchverbindung von einem Deionatbecken im Notspeisegebäude über eine mobile Pumpe zum BE-Beckenkühlsystem FAK 10 hergestellt.

Bei der Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken über Verdampfung kommt es zu einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Daher ist zusätzlich eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um die Strukturen des BE-Lagerbeckens vor unzulässigen Temperaturen zu schützen. Diese Druckentlastung erfolgt über die Kompressorleitung für die Druckprobe des Sicherheitsbehälters und dient dazu, die Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken auf ca. 120 °C zu begrenzen. Bei dieser Temperatur ist die Integrität des BE-Lagerbeckens langfristig gewährleistet.

Notstromfall im Nachbetrieb	Wiederzuschicken Beckenkühlung mit FAK 20 bei NSF	Beckenkühlung mit FAK10 oder JNA10	Beckenkühlung mit FAK40 oder JNA40	Nachspeisen mit Deionat	Notfahrspeisung von außen	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
T1-NB	FAK20-EIN-NSF	FAK10-JNA10	FAK40-JNA40	GHC	NFM-GHC	SHB-DE				
							1		OK	
							2		OK	FAK20-EIN-NSF
							3		OK	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10
							4		OK	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40
							5		BSZ	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-SHB-DE
							6		OK	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC
							7		BSZ	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC-SHB-DE
							8		BSZ	FAK20-EIN-NSF-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC-NFM-GHC

**Abb. 4.1** Ereignisablaufdiagramm „Notstromfall“ (DWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Notstromfall im Nachbetrieb“ beträgt

$$H_{BZ\_T2\_NB} = 3 \cdot 10^{-8}/a. \quad (4.1)$$

Das Ergebnis wird durch den Ausfall der übergeordneten Diagnose (siehe Abschnitt 4.2.1) und der Reaktorschutzsignale zum Start der Notstromdiesel bestimmt.

#### 4.2.4.2 Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung

Bei Ausfall des 3. Beckenkühlstranges muss die BE-Lagerbeckenkühlung über einen der Becken-/Nachkühlstränge FAK/JNA 10 oder 40 fortgesetzt werden.

Fallen auch die beiden Becken-/Nachkühlstränge FAK/JNA 10 und 40 aus, muss die Nachwärme über Verdampfung aus dem BE-Lagerbecken abgeführt werden. Über das Deionatnachspeiseventil FAL11 AA007 und die Deionat-Betriebspumpen wird der Füllstand im BE-Lagerbecken automatisch konstant gehalten.

Ist auch die automatische Nachspeisung mit dem Deionatsystem unverfügbar, kann die Nachwärme mit der Notfallmaßnahme „Externe Bespeisung des BE-Beckens mit ungefilterter Druckentlastung des RSB“ abgeführt werden, siehe Ereignisablaufbeschreibung zum Notstromfall Abschnitt 4.2.4.1.

Bei der Wärmeabfuhr über Verdampfung kommt es zu einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Daher ist zusätzlich eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um die Strukturen des BE-Lagerbeckens vor unzulässigen Temperaturen zu schützen, siehe Ereignisablaufbeschreibung zum Notstromfall Abschnitt 4.2.4.1.

Die Wiedereinrichtung der Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken erfolgt nicht automatisch. Dafür sind in jedem Fall Handmaßnahmen erforderlich, z. B. für die Zuschaltung der Beckenkühlstränge FAK/JNA10/40 oder die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. In den Fehlerbäumen ist daher eine übergeordnete Diagnose berücksichtigt, siehe Abschnitt 4.2.1.

Ausfall	Beckenkühlung mit FAK20 im Nachbetrieb	Beckenkühlen mit FAK10 oder JNA10	Beckenkühlen mit FAK40 oder JNA40	Nachspeisen mit Deionat	Notfallmaßnahme Deionatspeisung von außen	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
T9-NB	FAK10-JNA10	FAK40-JNA40	GHC	NFM-GHC	SHB-DE					
							1		OK	
							2		OK	FAK10-JNA10
							3		OK	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40
							4		BSZ	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-SHB-DE
							5		OK	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC
							6		BSZ	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC-SHB-DE
							7		BSZ	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-GHC-NFM-GHC

**Abb. 4.2** Ereignisablaufdiagramm „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ (DWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ beträgt

$$H_{BZ\_T9\_NB} = 9,2 \cdot 10^{-7}/a. \tag{4.2}$$

Das Ergebnis wird mit einem Anteil von ca. 67 % vom Ausfall der übergeordneten Diagnose (siehe Abschnitt 4.2.1) bestimmt.

#### **4.2.4.3 Leck an der Brennelement-Lagerbeckenauskleidung**

Ein Leck an der Lagerbeckenauskleidung wird in der betrachteten Referenzanlage durch das Leckageüberwachungssystem gemeldet. Das Leckwasser wird dem Sumpf im Reaktorgebäude zugeführt. Dadurch ergeben sich weitere Erkennungsmöglichkeiten (Meldung „Sumpffüllstand hoch“).

Die Prüfröhre des Leckagenüberwachungssystems am BE-Lagerbecken haben eine Nennweite von DN 10. Damit würde sich eine maximale anfängliche Ausströmrates von 1,6 kg/s ergeben ( $\Delta h$  ca. 20 m). Diese Leckrate würde automatisch durch das Deionatsystem überspeist werden. D. h., solange die automatische Nachspeisung mit dem Deionatsystem funktioniert, kommt es nicht zum Ausfall des laufenden Beckenkühlstranges.

Ein kurzfristiges Abdecken des Lecks wird hier nicht kreditiert. Dazu müsste zunächst der abgestürzte Gegenstand geborgen werden. Zudem ist der GRS nicht bekannt, ob die Anlage über eine Dichtglocke verfügt.

Bei Ausfall des Deionatsystems käme es zu einem langsamen Füllstandsabfall im BE-Lagerbecken. Ohne Gegenmaßnahmen wäre der Füllstand im BE-Lagerbecken nach ca. 16 h um 1 m, d. h., bis zu den Ansaugstutzen für die BE-Lagerbeckenkühlung abgefallen.

Bei Ausfall des Deionatsystems kann das Lagerbecken mit der Notfallmaßnahme „Externe Bespeisung des BE-Beckens“ wieder aufgefüllt werden. Das Einspeisen des Inventars der Flutbecken in das BE-Lagerbecken wird hier vereinfachend nicht berücksichtigt.

Nach dem Auffüllen des Lagerbeckens mit der Notfallmaßnahme kann die Lagerbeckenkühlung mit einem der Beckenkühlstränge JNA10/FAK10 oder JNA40/FAK40 fortgesetzt werden. Der dritte Beckenkühlstrang wird als Folge von Luftansaugung als nicht verfügbar angesehen. Gelingt es nicht einen der Beckenkühlstränge in Betrieb zu nehmen, muss die Nachwärme durch Verdampfung des Kühlmittels aus dem Lagerbecken abgeführt werden. Dafür sind langfristig die Überspeisung der Leckrate und der Verdampfungsverluste sowie eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich.

Leck am BE: Lagerbecken durch Lastabsturz	Nichtspazieren mit Deiconat	Notfallmaßnahme Deiconatspeisung von außen	Beckenkühlen mit FAK10 oder JNA10	Beckenkühlen mit FAK40 oder JNA40	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
LA-NB	GHC	NFM-GHC	FAK10-JNA10	FAK40-JNA40	SHB-DE				
						1		OK	
						2		OK	GHC
						3		OK	GHC-FAK10-JNA10
						4		OK	GHC-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40
						5		BSZ	GHC-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-SHB-DE
						6		BSZ	GHC-NFM-GHC

**Abb. 4.3** Ereignisablaufdiagramm „Leck an der Lagerbeckenauskleidung“ (DWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Leck an der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz“ beträgt

$$H_{BZ\_LA\_NB} = 2 \cdot 10^{-8}/a. \quad (4.3)$$

Das Ergebnis wird mit einem Anteil von ca. 50 % von den Handmaßnahmen zu Über-speisung des Lecks bestimmt.

#### 4.2.4.4 Leck an angeschlossenen Rohrleitungen

Es wird von einem Leck an einer Anschlussleitung des laufenden Beckenkühlstranges FAK20 mit einem Leckquerschnitt  $< 25 \text{ cm}^2$  ausgegangen. Für den Ereignisablauf ist zu unterscheiden, ob sich das Leck im absperrbaren Bereich (im Ringraum) oder im nicht absperrbaren Bereich (im Sicherheitsbehälter) befindet.

##### 4.2.4.4.1 Leck im absperrbaren Bereich

Das Leck befindet sich im Ringraum hinter den am Sicherheitsbehälter befindlichen Absperrarmaturen. Es wurde eine maximale anfängliche Leckrate von ca. 53 kg/s abge-

schätzt ( $\Delta h$  ca. 23 m). Ein Wasseranfall im Sumpf des entsprechenden Ringraumquadranten wird auf der Warte signalisiert. Das Leck kann durch die automatische Nachspeisung des Deionatsystems nicht überspeist werden.

Der vom Leck betroffene Nachkühlstrang muss von Hand durch Schließen der Armaturen auf der Saug- und der Druckseite abgesperrt werden. Nach dem Absperrern des Lecks kann das BE-Lagerbecken mit dem Deionatsystem oder mit der Notfallmaßnahme „Externe Bespeisung des BE-Beckens“ wieder aufgefüllt werden. Anschließend kann die Lagerbeckenkühlung mit einem der Beckenkühlstränge JNA10/FAK10 oder JNA40/FAK40 fortgesetzt werden. Gelingt es nicht einen der Beckenkühlstränge in Betrieb zu nehmen, muss die Nachwärme durch Verdampfung des Kühlmittels aus dem Lagerbecken abgeführt werden. Dafür sind langfristig die Überspeisung der Verdampfungsverluste sowie eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich. Das Einspeisen des Inventars der Flutbecken in das BE-Lagerbecken wird hier vereinfachend nicht berücksichtigt.

Gelingt die Absperrung des Lecks nicht, dann strömt langfristig Kühlmittel in den Ringraum. Es wird davon ausgegangen, dass es dadurch zum Ausfall aller verfügbaren Beckenkühlstränge durch Überflutung der Pumpen kommt. Die Nachwärme müsste dann durch Verdampfung des Kühlmittels aus dem Lagerbecken abgeführt werden. Dafür sind langfristig die Überspeisung der Verdampfungsverluste sowie eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich.



Leck am BE- Lagerbecken absperrbar	Leckabsperrung	Nachspeisen mit Deionat	Notfallmaßnahme Druckentlastung von außen	Beckenkühlen mit FAK10 oder JNA10	Beckenkühlen mit FAK40 oder JNA40	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
LBA-NB	LABSP	GHC	NFM-GHC	FAK10-JNA10	FAK40-JNA40	SHB-DE				
							1		OK	
							2		OK	FAK10-JNA10
							3		OK	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40
							4		BSZ	FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-SHB-DE
							5		OK	GHC
							6		OK	GHC-FAK10-JNA10
							7		OK	GHC-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40
							8		BSZ	GHC-FAK10-JNA10-FAK40-JNA40-SHB-DE
							9		BSZ	GHC-NFM-GHC
							10		OK	LABSP
							11		BSZ	LABSP-SHB-DE
							12		OK	LABSP-GHC
							13		BSZ	LABSP-GHC-SHB-DE
							14		BSZ	LABSP-GHC-NFM-GHC

**Abb. 4.4** Ereignisablaufdiagramm „Absperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ (DWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Absperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ beträgt

$$H_{BZ\_LBA\_NB} = 1,6 \cdot 10^{-8}/a. \quad (4.4)$$

Das Ergebnis wird von den Handmaßnahmen zur Absperrung des Lecks bestimmt.

#### 4.2.4.4.2 Leck im nicht absperrbaren Bereich

Das Leck befindet sich im Sicherheitsbehälter. Es wurde eine maximale anfängliche Leckrate von ca. 30 kg/s abgeschätzt ( $\Delta h$  ca. 7,5 m). Das Leck wird durch den Füllstandsabfall im BE-Lagerbecken und den Wasseranfall im Sumpf des Sicherheitsbehälters auf der Warte gemeldet. Das Leck kann durch die automatische Nachspeisung des Deionatsystems nicht überspeist werden. Der Füllstand im BE-Lagerbecken kann bis maximal zur Höhe der Anschlüsse an das BE-Lagerbecken auslaufen. D. h., der Füllstand wird um ca. 1 m abfallen.

Das Leck müsste durch Fluten mit den Nachkühlsträngen 1 oder 4 überspeist werden. Nach der Einspeisung des Inventars der Flutbecken beider Nachkühlstränge (1 und 4)

befindet sich genügend Kühlmittel im Sicherheitsbehältersumpf, um einen Nachkühlstrang im Sumpfumwälzbetrieb und den anderen im Beckenkühlbetrieb zu betreiben.

Versagen die Maßnahmen zum Fluten, Sumpfumwälzbetrieb oder Beckenkühlbetrieb mit dem Nachkühlsystem, muss die Nachwärme durch Verdampfung des Kühlmittels aus dem Lagerbecken abgeführt werden. Dafür sind langfristig die Überspeisung der Verdampfungsverluste sowie eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich.

Leck an BE-Lagerbecken nicht absperrbar	Fluten mit JNA10 und 40	Sumpfumwälzbetrieb mit JNA10	Beckenkühlen mit FAK40 oder JNA40	Nachspeisen mit Delestat	Notfallmaßnahme Deionalspeisung von außen	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
LBN-NB	FLUTEN	SUB10	FAK40-JNA40	GHC	NFM-GHC	SHB-DE				
							1		OK	
							2		OK	FAK40-JNA40
							3		BSZ	FAK40-JNA40-SHB-DE
							4		OK	FAK40-JNA40-GHC
							5		BSZ	FAK40-JNA40-GHC-SHB-DE
							6		BSZ	FAK40-JNA40-GHC-NFM-GHC
							7		OK	SUB10
							8		BSZ	SUB10-SHB-DE
							9		OK	SUB10-GHC
							10		BSZ	SUB10-GHC-SHB-DE
							11		BSZ	SUB10-GHC-NFM-GHC
							12		OK	FLUTEN
							13		BSZ	FLUTEN-SHB-DE
							14		OK	FLUTEN-GHC
							15		BSZ	FLUTEN-GHC-SHB-DE
							16		BSZ	FLUTEN-GHC-NFM-GHC

Abb. 4.5 Ereignisablaufdiagramm „Nichtabsperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ (DWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Nichtabsperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ beträgt

$$H_{BZ\_LBN\_NB} = 4,3 \cdot 10^{-8}/a. \tag{4.5}$$

Das Ergebnis wird von der übergeordneten Diagnose und den Handmaßnahmen zur Überspeisung des Lecks bestimmt.

#### **4.2.4.5 Neu modellierte Systemfunktionen**

Für die hier durchgeführten probabilistischen Bewertungen wurde das RiskSpectrum-Modell aus den Untersuchungen der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR herangezogen /GRS 03/. Dieses Modell wurde um die folgenden Systemfunktionen erweitert:

##### **FAK40-JNA40 – Beckenkühlen mit FAK40 oder JNA40**

Bei Ausfall des 3. Beckenkühlstranges (FAK20) und des Beckenkühlstranges FAK10/JNA10 kann die Nachwärmeabfuhr mit dem Beckenkühlstrang FAK40 fortgesetzt werden. Bei Ausfall der Beckenkühlpumpe kann die Nachkühlpumpe genutzt werden.

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse:

- Notstromfall T1-NB,
- Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung T9-NB,
- Leck an der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz LA-NB,
- absperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBA-NB und
- nichtabsperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBN-NB.

##### **NFM-GHC – Notfallmaßnahme Deionateinspeisung von außen**

Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr über das Beckenkühlsystem und der Nachspeisung mit dem Deionatsystem kann Kühlmittel von außen mit einer mobilen Pumpe in das Lagerbecken eingespeist werden. Dabei handelt es sich um eine Notfallmaßnahme, die im Nachgang zum Störfall in Fukushima in den deutschen Anlagen eingeführt wurde.

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse:

- Notstromfall T1-NB,
- Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung T9-NB,
- Leck an der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz LA-NB,
- absperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBA-NB und

- nichtabsperribares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBN-NB.

### **SHB-DE – Sicherheitsbehälter Druckentlastung**

Wird aufgrund eines Ausfalls der Nachwärmeabfuhr über das Beckenkühlsystem verdampfendes Kühlmittel durch Nachspeisen ersetzt, kommt es langfristig zu einem Temperaturanstieg und einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Bei einer Temperatur von ca. 120 °C ist eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters vorzunehmen, um unzulässige Kühlmitteltemperaturen im BE-Lagerbecken zu vermeiden. Auch hierbei handelt es sich um eine Notfallmaßnahme, die im Nachgang zum Störfall in Fukushima in den deutschen Anlagen eingeführt wurde.

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse:

- Notstromfall T1-NB,
- Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung T9-NB,
- Leck an der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz LA-NB,
- absperribares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBA-NB und
- nichtabsperribares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBN-NB.

### **FLUTEN – Fluten mit JNA10 und JNA40**

Ein nichtabsperribares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen kann durch Fluten mit den Nachkühlsträngen 1 und 4 überspeist werden. Dabei muss das Inventar der Flutbecken beider Nachkühlstränge (1 und 4) eingespeist werden, damit sich genügend Kühlmittel im Sicherheitsbehältersumpf für einen anschließenden Sumpfumwälzbetrieb ansammeln kann.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Nichtabsperribares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBN-NB.

### **SUB10 – Sumpfumwälzbetrieb mit JNA10**

Nach dem Fluten mit den Nachkühlsträngen 1 und 4 (Systemfunktion FLUTEN) kann der Nachkühlstrang JNA10 auf Sumpfumwälzbetrieb umgeschaltet werden. Das Leck würde

dadurch überspeist und der Füllstand im BE-Lagerbecken auf einem ausreichenden Niveau für den gleichzeitigen Nachkühlbetrieb mit FAK/JNA40 gehalten werden.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Nichtabsperbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen LBN-NB.

Die anderen in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen sind im Bericht „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR“ /GRS 03/ beschrieben.

#### **4.2.5 Probabilistische Bewertung von Ereignissen in Anlagen mit Siedewasserreaktor**

##### **4.2.5.1 Notstromfall**

Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung über das Hauptnetz und das Reservenetz werden die Notstromdiesel automatisch gestartet und übernehmen die Stromversorgung der Notstromschienen.

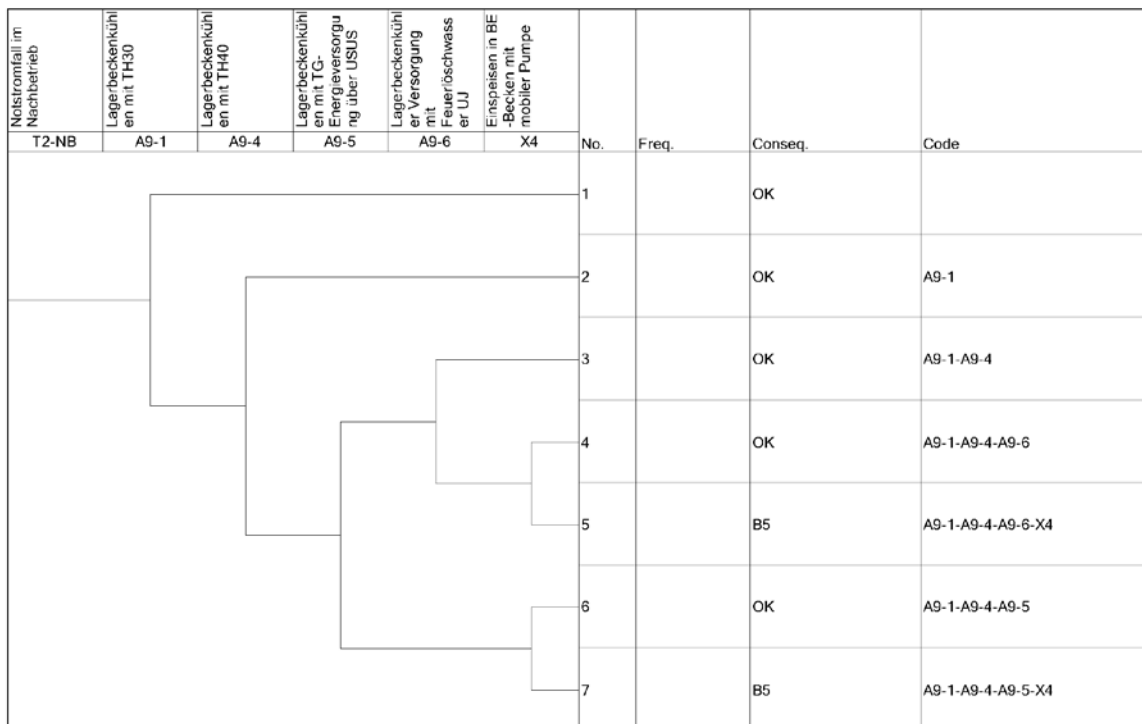
Im Nachbetrieb wird die Beckenkühlung über das einsträngige Beckenkühlsystem TG betrieben. Die Nachkühlstränge TH30 und TH40 stehen in Bereitschaft. Bei einem Notstromfall fällt zunächst die Lagerbeckenkühlung mit dem Beckenkühlsystem TG aus. Die Lagerbeckenkühlung kann nach Start der Notstromdiesel mit einem der beiden Nachkühlstränge fortgesetzt werden.

Bei Ausfall beider Nachkühlstränge besteht noch die Möglichkeit der Beckenkühlung mit dem Beckenkühlsystem TG. Dazu müssen die Beckenkühlpumpe auf eine der notstromversorgten USUS-Schienen aufgeschaltet und der Lagerbeckenkühler sekundärseitig über Schläuche mit Feuerlöschwasser versorgt werden. Diese Maßnahmen sind im schutzzielorientierten BHB beschrieben.

Bei Ausfall des Beckenkühlstrangs und beider Nachkühlstränge ist die Aufheizung des Kühlmittels im BE-Lagerbecken unvermeidbar. Es kommt zum Sieden im Lagerbecken und die Nachwärme wird über Verdampfung abgeführt. Das Zusatzwassersystem TR steht nicht zur Ergänzung der Verdampfungsverluste zur Verfügung, da es nicht notstromversorgt ist. Die Verdampfungsverluste müssen dann durch die Notfallmaßnahme

„Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ mit Hilfe einer mobilen Pumpe ersetzt werden.

In der SWR-Anlage bliebe der Überdruck im Reaktorgebäude auch bei langfristiger Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken durch Verdampfung auf ca. 100 mbar begrenzt. Bei diesem Überdruck öffnen zunächst die Druckabbauklappen des Reaktorgebäudes in Richtung Maschinenhaus und später die Dachklappen des Maschinenhauses. Eine Druckentlastung wie sie bei den DWR-Anlagen erforderlich wäre, um eine Kühlmitteltemperatur < 120 °C zu gewährleisten, ist hier nicht erforderlich.



**Abb. 4.6** Ereignisablaufdiagramm „Notstromfall“ (SWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Notstromfall im Nachbetrieb“ beträgt

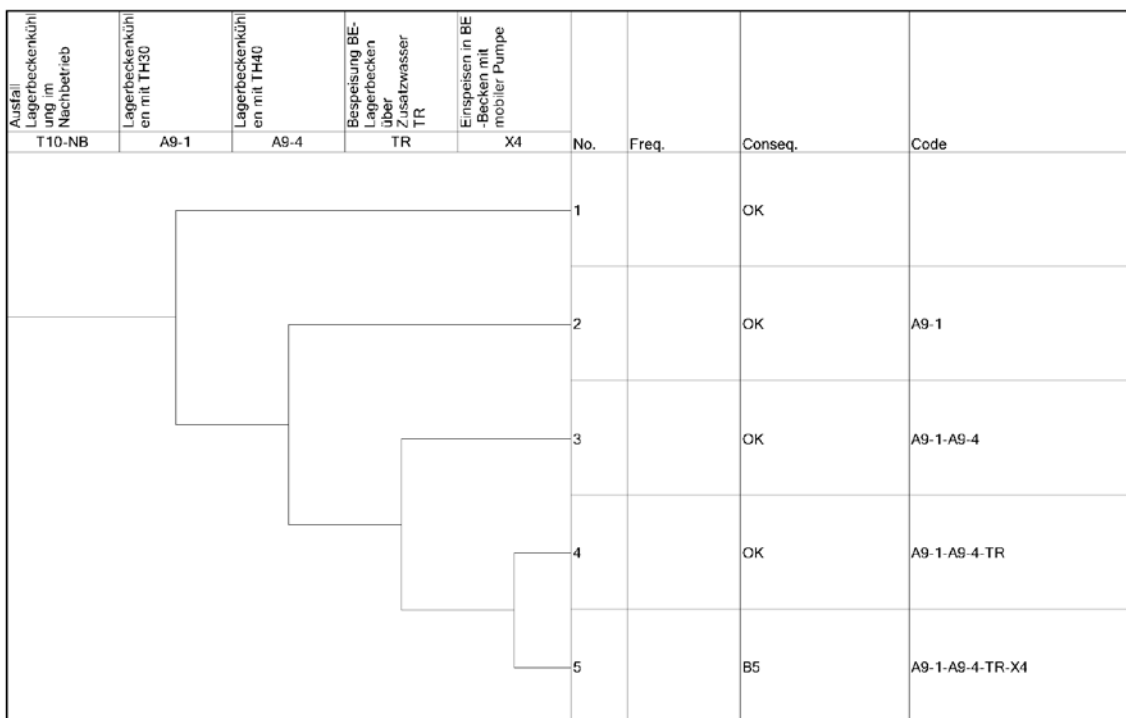
$$H_{BZ\_T2\_NB} = 2,6 \cdot 10^{-6}/a. \quad (4.6)$$

Das Ergebnis wird zu 24 % durch den Ausfall der übergeordneten Diagnose (siehe Abschnitt 4.2.1) bestimmt.

#### 4.2.5.2 Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung

Bei Ausfall des laufenden Beckenkühlstrangs TG muss die Beckenkühlung auf den in Reserve stehenden Nachkühlstrang TH30 umgeschaltet werden. Ist auch TH30 aufgrund von Funktionsausfällen oder Instandhaltungsmaßnahmen nicht verfügbar, kann die Beckenkühlung mit dem Nachkühlstrang TH40 fortgesetzt werden.

Bei Ausfall des Beckenkühlstrangs und beider Nachkühlstränge ist die Aufheizung des Kühlmittels im BE-Lagerbecken unvermeidbar. Es kommt zum Sieden im Lagerbecken und die Nachwärme wird über Verdampfung abgeführt. Die Ergänzung der Verdampfungsverluste erfolgt durch Nachspeisen mit dem Zusatzwassersystem TR, welches ab einem Füllstand von 11,74 m automatisch einspeist. Ist auch TR ausgefallen, kann man die Verdampfungsverluste durch die Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ ersetzen.



**Abb. 4.7** Ereignisablaufdiagramm „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ (SWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ beträgt

$$H_{BZ\_T10\_NB} = 1,1 \cdot 10^{-7}/a. \quad (4.7)$$

Die Brennstabschadenshäufigkeit ist beim auslösenden Ereignis „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ deutlich geringer als beim Notstromfall. Das liegt an der automatischen Einspeisung durch das TR-System, welches bei Ausfall der Lagerbeckenkühlung mit TH den Füllstand im Lagerbecken aufrechterhält.

#### **4.2.5.3 Leck an der Lagerbeckenauskleidung**

Es wird von einem Leck am Boden der Lagerbeckenauskleidung mit einer anfänglichen Leckrate vom 15 m<sup>3</sup>/h ausgegangen, siehe Abschnitt 4.1.2.3.1.

Fällt der Beckenfüllstand unter 11,74 m wird die Nachspeisung mit dem Zusatzwassersystem (TR) automatisch in Betrieb gesetzt, Fördermenge 20 m<sup>3</sup>/h. Bei funktionierender Nachspeisung wird das Leck überspeist. Bei Ausfall dieser automatischen Nachspeisung würde nach ca. 8 h der Füllstand im Becken unter 10,9 m abfallen und die Beckenkühlpumpe einen AUS-Befehl erhalten.

Die Leckstelle kann nach Bergung des abgestürzten Brennelements mit der vorhandenen Saugglocke abgedichtet werden. Dafür stehen bei Ausfall der automatischen Nachspeisung mit TR ca. 8 h zur Verfügung, ehe es durch den Füllstandsabfall zur Abschaltung der laufenden Beckenkühlpumpe kommt.

Gelingt das Abdichten des Lecks mit der Saugglocke nicht und fällt die Nachspeisung über TR aus, dann sinkt der Füllstand im BE-Becken weiter ab. In diesem Fall können die Notfallmaßnahmen „Rückfördern in das Brennelementlagerbecken aus dem Reaktorgebäudesumpf“ und „Nachspeisen des Brennelementlagerbeckens mit Deionatsystem UB“ zur Überspeisung der Leckverluste herangezogen werden.



Leck am BE-Becken durch Absturz BE (Schutz BE geschlossen)	Bespeisung BE-Lagerbecken über Zusatzwasser	Leck abdichten mit Sauglocke	Rückfördern aus RGB in das BE-Lagerbecken mit TZ	Einspeisen in BE-Becken mit mobiler Pumpe	No.	Freq.	Conseq.	Code
H1	TR	L2	TZ-TG	X4				
					1		OK	
					2		OK	TR
					3		OK	TR-L2
					4		OK	TR-L2-TZ-TG
					5		B5	TR-L2-TZ-TG-X4

**Abb. 4.8** Ereignisablaufdiagramm „Leck an der Lagerbeckenauskleidung“ (SWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Leck an der Lagerbeckenauskleidung“ beträgt

$$H_{BZ\_H1\_NB} = 1 \cdot 10^{-7}/a. \quad (4.8)$$

Das Ergebnis wird im Wesentlichen bestimmt durch die Handmaßnahme zum Abdichten des Lecks, in Kombination mit dem Versagen von Komponenten, welche zur Überspeisung oder zum Rückfördern benötigt werden.

#### 4.2.5.4 Leck an angeschlossenen Rohrleitungen

Es wird von einem Leck an einer Anschlussleitung am BE-Lagerbecken mit einem Durchmesser von DN 200 bis DN 350 ausgegangen. Bei Lecks dieser Größe kommt es zu einem schnellen Auslaufen des BE-Lagerbeckens. Dabei kann der Füllstand bis maximal zur Unterkante der Ansaugleitungen für die Beckenkühlung, d. h., um ca. 1,2 m abfallen. Die vorgesehene Beckenkühlung mit dem Beckenkühlsystem TG- oder dem Nachkühlsystem TH-System ist dann nicht mehr möglich.

Das Leckwasser würde dem Reaktorgebäudesumpf zulaufen. Über folgende Meldungen kann das Leck am BE-Becken erkannt werden:

- Gefahrenmeldung „Brennstofflagerbecken Füllstand tief“,
- Gefahrenmeldung „Brennstofflagerbecken Störung“ und
- Meldungen über erhöhten Füllstand im Reaktorgebäudesumpf.

Bei einem Beckenfüllstand von 11,74 m wird die Nachspeisung mit dem Zusatzwassersystem TR mit einer Fördermenge von 20 m<sup>3</sup>/h in Betrieb gesetzt. Fällt der Füllstand auf 10,9 m, schaltet sich die Beckenkühpumpe automatisch aus.

Für den Ereignisablauf wird zwischen Lecks im absperzbaren Bereich und Lecks im nicht absperzbaren Bereich unterschieden.

#### **4.2.5.4.1 Leck am Brennelement-Lagerbecken im absperzbaren Bereich**

Liegt das Leck im Bereich zwischen dem saugseitigen Absperrschieber und dem druckseitigen Absperrschieber, so kann der betroffene Bereich durch Schließen dieser Schieber abgesperrt werden. Nach dem Absperrern des Lecks wird der Füllstand im Becken automatisch mit dem TR-System wieder bis über 10,9 m angehoben. Danach kann die Beckenkühlung mit einem der Nachkühlstränge (TH30 oder TH40) fortgesetzt werden.

Gelingt die Leckabsperzung nicht oder fallen beide Nachkühlstränge aus, dann heizt sich das im BE-Becken verbliebene Kühlmittel auf. Die Verdampfungsverluste können durch das laufende Zusatzwassersystem TR oder die Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ ersetzt werden.

Liegt das Leck im Bereich zwischen der Rückschlagklappe TG01S103 und dem druckseitigen Absperrschieber TG01S106, so ist die vorgesehene Notfallmaßnahme zum Wiederauffüllen des Beckens unwirksam, da zwischen diesen Armaturen die Einspeisung für die Notfallmaßnahme einbindet.

#### **4.2.5.4.2 Leck am Brennelement-Lagerbecken im nicht absperzbaren Bereich**

Der nichtabsperzbare Bereich umfasst die Rohrleitungen zwischen dem BE-Lagerbecken und dem saugseitigen Absperrschieber und die Rohrleitungen zwischen dem druckseitigen Absperrschieber und dem BE-Lagerbecken. Bei einem Leck im nicht

absperbaren Bereich ist eine Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem nicht mehr möglich, da dessen Leitungen in diesem Bereich in das Lagerbeckenkühlsystem einbinden. Die Aufheizung des BE-Lagerbeckens ist dann nicht zu vermeiden. Verdampfungsverluste werden durch das TR-System nachgespeist.

Liegt das Leck vor dem saugseitigen Absperrschieber, können die Verdampfungsverluste auch mit der Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ ersetzt werden.

#### **4.2.5.4.3 Fazit**

In Tab. 4.12 sind die verschiedenen Leckagen und die die sich daraus ergebenden Ereignisabläufe zusammenfassend dargestellt. Der ungünstigste Fall ist ein Leck im Bereich zwischen der Rückschlagklappe hinter der Beckenkülpumpe und dem BE-Lagerbecken. In diesem Fall steht nur das TR-System für das Wiederauffüllen oder die Nachspeisung von Verdampfungsverlusten zur Verfügung. Fällt das TR-System aus, so ist von Brennstabschäden auszugehen. Die anderen Szenarien können gegenüber dieser Leckage vernachlässigt werden. Aufgrund dieser Überlegungen ergibt sich das Ereignisablaufdiagramm in Abb. 4.9. Die Eintrittshäufigkeit für das Leck wurde auf die beiden betrachteten Bereiche (Bereich vor der Rückschlagklappe und Bereich hinter der Rückschlagklappe) aufgeteilt (je  $2 \cdot 10^{-5}/a$ ).

**Tab. 4.12** Verschiedene Leckagen am BE-Lagerbecken

<b>Leckagen zwischen:</b>	<b>Absperrbar / nicht absperrbar</b>	<b>Ereignisablauf / Konsequenzen</b>
BE-Lagerbecken – saugseitiger Absperrschieber TG01S001	nicht absperrbar	Nachwärmeabfuhr muss über Verdampfung erfolgen. Verdampfungsverluste können mit dem TR-System oder mit der Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ mit einer mobilen Pumpe ersetzt werden (Systemfunktion X4).
saugseitiger Absperrschieber TG01S001 – Rückschlagklappe nach Pumpe TG01S003	absperrbar	Nach Leckabspernung kann mit dem TR-System oder mit der Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ das BE-Becken wieder aufgefüllt werden (Systemfunktion X4). Danach kann die Nachwärmeabfuhr mit TH30 oder TH40 fortgesetzt werden.
Rückschlagklappe nach Pumpe TG01S003 – druckseitiger Absperrschieber TG01S006	absperrbar	Nach der Leckabspernung steht nur das TR-System zum Wiederauffüllen des BE-Beckens zur Verfügung. Die Nachwärmeabfuhr kann mit TH30 oder TH40 fortgesetzt werden
Druckseitiger Absperrschieber TG01S006 – BE-Lagerbecken	nicht absperrbar	Nachwärmeabfuhr muss über Verdampfung erfolgen. Verdampfungsverluste können nur mit dem TR-System ersetzt werden.

Leck am BE-Lagerbecken	Bespeisung BE-Lagerbecken über Zusatzwasser TR	No.	Freq.	Conseq.	Code
S5-NB	TR	1		OK	
		2		B5	TR(3)

**Abb. 4.9** Ereignisablaufdiagramm „Leck am BE-Lagerbecken“ (SWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Leck am BE-Lagerbecken“ beträgt

$$H_{BZ\_H1\_NB} = 2,3 \cdot 10^{-7}/a. \quad (4.9)$$

#### 4.2.5.5 Neu modellierte Systemfunktionen

Für die hier durchgeführten probabilistischen Bewertungen wurde das RiskSpectrum-Modell aus den Untersuchungen der GRS zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/ herangezogen. Dieses Modell wurde um die folgenden Systemfunktionen erweitert:

##### A9-4 – Lagerbeckenkühlen mit TH40

Bei Ausfall des laufenden Beckenkühlstrangs TG und des Nachkühlstranges TH30 kann die Beckenkühlung mit dem Nachkühlstrang TH40 fortgesetzt werden.

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse:

- Notstromfall TB-T2 und

- Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung NB-T10.

### **A9-5 – Lagerbeckenkühlen mit TG, Energieversorgung über USUS**

Sind bei einem Notstromfall beide Nachkühlstränge ausgefallen, kann zur Wiederinbetriebnahme des Beckenkühlsystems die Beckenkühlpumpe auf eine der notstromversorgten USUS-Schienen aufgeschaltet werden. Der Lagerbeckenkühler müsste dann über Schläuche mit Feuerlöschwasser versorgt werden (siehe: Funktion A9-6).

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Notstromfall TB-T2.

### **A9-6 – Lagerbeckenkühler Versorgung mit Feuerlöschwasser UJ**

Der Lagerbeckenkühler wird über Schläuche mit Feuerlöschwasser aus dem Feuerlöschwassersystem versorgt. Diese Maßnahme dient im Notstromfall zusammen mit der Funktion A9-5 zur Wiederinbetriebnahme der Beckenkühlung mit dem Beckenkühlsystem TG. Diese Maßnahme ist erforderlich, da die Kühlkette des Beckenkühlsystems nicht notstromgesichert ist.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Notstromfall TB-T2.

Die anderen in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen sind im Bericht „Methodenentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für eine SWR-Anlage der Baulinie 69“ /GRS 06/ beschrieben.

## **4.3 Probabilistische Bewertung von Einzelfragestellungen**

### **4.3.1 Ereignisabläufe die ohne Kernschäden zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen führen können**

Neben den Brennstäben sind auch andere Aktivitätsinventare in den Anlagen vorhanden. Als Beispiel seien hier die Behälter mit Filterkonzentraten oder benutzten Filterharzen genannt. Aktivitätsfreisetzungen aus diesen Quellen sind möglich, wenn Einrichtungen, die dem Einschluss radioaktiver Stoffe dienen, beschädigt werden oder auf andere Weise versagen. In diesem Abschnitt sollen Ereignisabläufe probabilistisch untersucht werden, die zu Aktivitätsfreisetzungen aus diesen Aktivitätsinventaren führen können.

Da es dazu keine Vorarbeiten gibt, wurden im Rahmen dieses Vorhabens erstmals Abschätzungen durchgeführt.

Als Grundlage wurden die Sicherheitsberichte für die Stilllegung der hier betrachteten Anlagen herangezogen. In diesen wurden Störfälle, die zu Aktivitätsfreisetzungen führen können, untersucht. Für die radiologisch repräsentativen Störfälle wurden die potenziellen Strahlenexpositionen in der Umgebung ermittelt. /EBW 14, EON 16/

#### 4.3.1.1 Bewertung von Ereignisabläufen in Anlagen mit Druckwasserreaktor

Im Sicherheitsbericht für die Stilllegung und den Abbau der hier betrachteten Anlage wurden die in Tab. 4.13 aufgeführten radiologisch relevanten Ereignisse betrachtet /EON 16/.

**Tab. 4.13** Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse /EON 16/

Ereignis	Maximale effektive Dosis [mSv]	
	Säugling (< 1 a)	Erwachsener (> 17 a)
BE-Handhabungsstörfall	0,0055	0,003
Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwasseraufbereitung	0,08	0,064
Brand von brennbarem Mischabfall	0,096	0,072
Brand Filtermobil	0,28	0,2
Absturz eines Behälters mit Filterstäuben	0,0022	0,0016
Absturz eines Stahlblechcontainers	0,019	0,014
Absturz eines 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche	0,005	0,0037
Erdbeben mit dem Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwasseraufbereitung als Erdbebenfolge	0,27	0,19
Flugzeugabsturz auf eine Pufferlagerfläche	0,0026	0,0018

Die größten Aktivitätsfreisetzungen und damit die größten potentiellen Strahlungsexpositionen sind zu erwarten bei den Ereignissen

- Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich und

- Erdbeben mit dem Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwasseraufbereitung.

Die potenzielle Strahlenexposition liegt bei diesen Ereignissen deutlich unterhalb der vorgegebenen Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/). Jedoch ist davon auszugehen, dass die im BHB spezifizierten Genehmigungswerte für die Ableitung deutlich überschritten werden. Für diese beiden Ereignisse soll im Folgenden die Eintrittshäufigkeit abgeschätzt werden.

#### **4.3.1.1.1 Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich**

Im Verlauf des Rückbaus werden mobile Filteranlagen eingesetzt, um die Belastung der Raumluft und der Abluft mit Schadstoffen und radioaktiven Aerosolen infolge von Abbautätigkeiten in zulässigen Grenzen zu halten. Bei einem Brand dieser mobilen Filteranlagen können Anteile der darin zurückgehaltenen radioaktiven Stoffe in die Raumluft freigesetzt werden. Die maximale effektive Dosis für dieses Ereignis mit einer Freisetzung über den 160 m hohen Abluftkamin beträgt für die am stärksten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 a) am ungünstigsten Auftreffpunkt in einer Entfernung von 180 m (Entfernung zum Anlagenzaun) 0,28 mSv und für die Altersgruppe der Erwachsenen (> 17 a) 0,2 mSv. /EON 16/

Die Eintrittshäufigkeit für Brände von Filtern zu Rückhaltung von radioaktiven Stoffen kann aus der deutschen Betriebserfahrung abgeschätzt werden. Aus der deutschen Betriebserfahrung ist ein Ereignis bekannt, bei dem es beim Rückbau oder Nachbetrieb der Anlage zu einem Brand eines Filters kam (ME 2002/001, KGR-4). Die Ursache war Funkenflug bei Demontagetätigkeiten. Ein weiterer Filterbrand ereignete sich am 04.02.2008 in KKK im Messraum des Abluftkamins. Dieses Ereignis unterlag nicht der Meldepflicht. Das Ereignis wird hier nicht betrachtet, da die Anlage im Jahr 2008 noch im Betrieb war.

Als Bezugszeit für die Eintrittshäufigkeit eines Filterbrandes wird die Zeit herangezogen, in der sich deutsche Anlagen im Nachbetrieb oder im Rückbau befanden, beginnend mit dem Jahr 1991, siehe Tab. 4.14.



**Tab. 4.14** Bezugszeit<sup>1</sup>

Anlage	Nachbetrieb und Rückbau	Zeit (a)
KGR-1, KGR-2, KGR-3 KGR-4 KGR-5, KKR	1991 – 2015	150
KMK	1991 – 2015	25
KWW	1994 – 2014	21
KKS	2004 – 2017	13
KWO	2005 – 2017	12
KKB, KKP-1, KKI-1, KKK, GKN-1, KWB-A, KWB-B, KKR	2011 – 2017	56
KKG	2015 – 2017	2
	<b>Summe:</b>	<b>279</b>

Damit kann die Eintrittshäufigkeit zu  $5,4 \cdot 10^{-3}/a$  abgeschätzt werden /FAK 05a, Gl. 3-11/.

**Tab. 4.15** Eintrittshäufigkeit eines Filterbrandes

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Filterbrand	1,5	279	$5,4 \cdot 10^{-3}$	pro Jahr	Beta

Eine detaillierte Beschreibung des Ereignisablaufes „Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich“ und der möglichen Freisetzungspfade liegt uns nicht vor. Ein Brand im Kontrollbereich würde zum Ansprechen der Brandmelder führen. Von der Warte aus wäre dann ein Lüftungsabschluss für den betroffenen Raumbereich durchzuführen. Durch den Brand kommt es zu einem Überdruck im betroffenen Raumbereich. Konservativ wird hier davon ausgegangen, dass dadurch über einen bestimmten Zeitraum Teile des Aktivitätsinventars des Filters freigesetzt werden. Es wird daher hier davon ausgegangen, dass es mit einer Eintrittshäufigkeit von  $5,4 \cdot 10^{-3}/a$  zu dem unterstellten Ereignisablauf und den in /EON 16/ ermittelten radiologischen Folgen kommt.

---

<sup>1</sup> Das Jahr 2017 wurde für die nach 2000 abgeschalteten Anlagen als Endpunkt gewählt, da in diesem Jahr mit der probabilistischen Bewertung der Ereignisse in diesem Vorhaben begonnen wurde. In KWW endete der Rückbau nach Betreiberangaben 2014. Für die anderen Anlagen, welche sich schon seit ca. 1991 im Nachbetrieb / Rückbau befinden, wurde vereinfachend eine Zeit von 25 Jahren angesetzt.

#### 4.3.1.1.2 Erdbeben mit Versagen des Abwasserverdampfers

Als Folge eines Erdbebens kann es zum Versagen des Abwasserverdampfers und dadurch zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen. Eine radiologische Bewertung dieses Ereignisses wurde im Rahmen des bisherigen Betriebes der Anlage durchgeführt /EON 16/. Demgemäß beträgt die maximale effektive Dosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle für die am stärksten betroffene Altersgruppe der Säuglinge (< 1 a) 0,27 mSv und 0,19 mSv für die Altersgruppe der Erwachsenen (> 17 a). Das potentielle Aktivitätsinventar während des Rückbaus ist geringer als beim bisherigen Anlagenbetrieb. Die radiologische Bewertung ist daher für den Rückbau abdeckend. /EON 16/

In /EON 08/ wurde für dieses Ereignis angenommen, dass ein Erdbeben zum Bruch von Anschlussleitungen und in der Folge zum vollständigen Auslaufen eines Abwasserverdampferbehälters im Reaktorhilfsanlagengebäude führt. Zur Ermittlung der radiologischen Auswirkungen wurde dann die bodennahe Freisetzung von Aktivität über Lüftungsklappen innerhalb von 7 d unterstellt.

Für eine probabilistische Abschätzung wird hier davon ausgegangen, dass Erdbebenintensitäten, welche das Bemessungserdbeben überschreiten, zu dem in /EON 08/ und EON 16/ postulierten Versagen des Abwasserverdampfers führen. In der Sicherheitsstatusanalyse für die betrachtete Anlage wurde für Erdbebenintensitäten > 6 (6 = Bemessungserdbeben) am Standort eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $1 \cdot 10^{-5}/a$  ermittelt /EON 08, Abb. 3.7.8-2/. Da in /EON 08/ keine Unsicherheit für diese Eintrittshäufigkeit angegeben wurden, wird hier vereinfachend ein Errorfaktor von  $k_{95} = 10$  angenommen.

**Tab. 4.16** Eintrittshäufigkeit eines Versagens des Abwasserverdampfers

Randbedingung	K95	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Erdbebenintensität > Bemessungserdbeben	10	$1 \cdot 10^{-5}$	pro Jahr	Lognormal

Es wird hier davon ausgegangen, dass es mit dieser Eintrittshäufigkeit zu dem unterstellten Ereignisablauf und den ermittelten radiologischen Folgen kommt.

#### 4.3.1.2 Bewertung von Ereignisabläufen in Anlagen mit Siedewasserreaktor

Im Sicherheitsbericht für die Stilllegung und den Abbau der hier betrachteten Anlage wurden die in Tab. 4.13 aufgeführten radiologisch relevanten Ereignisse untersucht /EBW 14/.

**Tab. 4.17** Potenzielle Strahlenexpositionen in der Umgebung für die radiologisch repräsentativen Störfälle /EBW 14/

Ereignis	Maximale effektive Dosis [mSv]	
	Säugling (< 1 a)	Erwachsener (> 17 a)
Brennelement-Absturz bei Handhabungsvorgängen	< 0,1	< 0,1
Absturz eines 20'-Containers mit radioaktiven Reststoffen	0,5	0,4
Absturz eines 20'-Containers auf einen weiteren 20'-Container außerhalb der Gebäude des Kontrollbereichs	1	0,8
Vollständiges Auslaufen des Abwasserverdampfers	< 0,1	< 0,1
Brand in der Anlage (offener 20'-Container)	2,8	2,3
Erdbeben mit postuliertem Folgebrand	11,2	8,7

Die größten Aktivitätsfreisetzungen und damit die größten potentiellen Strahlungsexpositionen sind zu erwarten bei den Ereignissen

- Brand in der Anlage und
- Erdbeben mit postuliertem Folgebrand.

Die potenzielle Strahlenexposition liegt bei diesen Ereignissen unterhalb der vorgegebenen Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/). Beim Ereignis „Erdbeben mit postuliertem Folgebrand“ sind jedoch effektive Dosen möglich, die erheblich über der natürlichen Strahlenexposition liegen. Bei diesen Ereignissen würden die spezifizierten Genehmigungswerte für die Ableitung deutlich überschritten. Für diese beiden Ereignisse wird im Folgenden die Eintrittshäufigkeit abgeschätzt.

#### 4.3.1.2.1 Brand in der Anlage (offener 20'-Container)

Bei diesem Ereignis wird unterstellt, dass brennbare radioaktive Stoffe (z. B. brennbare Mischabfälle), die während des Restbetriebs und dem Abbau von Anlagenteilen anfallen, in einen 20'-Container verbracht werden. Es wird postuliert, dass der Inhalt eines offenen 20'-Containers brennt und darin enthaltene radioaktive Stoffe freigesetzt werden. Für diesen Fall wurde eine potenzielle Strahlenexposition (effektive Dosis) in der Umgebung von ca. 2,8 mSv für ein Kleinkind < 1 a und von ca. 2,3 mSv für einen Erwachsenen ermittelt. /EBW 14/

Aus der deutschen Betriebserfahrung sind keine Ereignisse bekannt, bei denen es zu einem Brand von offen gelagerten kontaminierten Stoffen (z. B. in einem offenen 20'-Container) kam. Die Eintrittshäufigkeit für ein solches Ereignis kann mit der in Tab. 4.14 abgeschätzten Bezugszeit (279 a) zu  $1,8 \cdot 10^{-3}/a$  /FAK 05a, Gl. 3-11/ abgeschätzt werden.

**Tab. 4.18** Eintrittshäufigkeit eines Brandes in einem Abfallcontainer

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Brand in einem Abfallcontainer	0,5	279	$1,8 \cdot 10^{-3}$	pro Jahr	Beta

Eine detaillierte Beschreibung des Ereignisablaufes für den im Sicherheitsbericht /EBW 14/ unterstellten Brand und der möglichen Freisetzungspfade liegt uns nicht vor. Ein Brand im Kontrollbereich würde zum Ansprechen der Brandmelder führen. Von der Warte aus wäre dann ein Lüftungsabschluss für den betroffenen Raumbereich durchzuführen. Durch den Brand kommt es jedoch zu einem Überdruck im betroffenen Raum. Konservativ wird hier davon ausgegangen, dass dadurch über einen bestimmten Zeitraum Teile des Aktivitätsinventars der zuvor im offenen 20'-Containers gelagerten Stoffe freigesetzt werden. Es wird daher hier davon ausgegangen, dass es mit einer Eintrittshäufigkeit von  $1,8 \cdot 10^{-3}/a$  zu dem unterstellten Ereignisablauf und den in /EBW 14/ ermittelten radiologischen Folgen kommt.

#### 4.3.1.2.2 Erdbeben mit postuliertem Folgebrand

Folgewirkungen eines Erdbebens können zum Beispiel Leckagen an Behältern, Absturz von Lasten, Umkippen von Behältern, Versagen von Anlagenteilen oder Brände sein. Aus den durchgeführten Untersuchungen im Rahmen des Sicherheitsberichtes für die

Stilllegung /EBW 14/ ergab sich das „Erdbeben mit postuliertem Folgebrand“ als der radiologisch repräsentative Störfall. Bei diesem Ereignis wurde postuliert, dass brennbare radioaktive Stoffe in offenen Behältern (z. B. einem 20'-Container) in Brand geraten und radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden. Für diesen Fall wurde eine potenzielle Strahlenexposition (effektive Dosis) in der Umgebung von ca. 11,2 mSv für ein Kleinkind < 1 a und von ca. 8,7 mSv für einen Erwachsenen ermittelt.

Eine detaillierte Beschreibung des Ereignisablaufes „Erdbeben mit postuliertem Folgebrand“ liegt uns nicht vor. Insbesondere wäre von Interesse, ob durch das Erdbeben auch vorhandene Aktivitätsrückhalteeinrichtungen beeinträchtigt werden.

Für die hier betrachtete Anlage liegt keine Erdbeben-PSA vor. Die Anlage wurde ursprünglich für ein Sicherheitserdbeben mit einer Maximalbeschleunigung in horizontaler Richtung von  $150 \text{ cm/s}^2$  und in vertikaler Richtung von  $75 \text{ cm/s}^2$  ausgelegt. Neuere Untersuchungen zeigen, dass durch die vorhandenen Sicherheitsreserven der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten auch die Belastungen aus einer Bodenbeschleunigung von  $210 \text{ cm/s}^2$  abgetragen werden können /EBW 05/. Die Auslegung ist daher mit der des Nachbarblocks vergleichbar und es können für eine probabilistische Abschätzung Daten aus der Erdbeben-PSA für den Nachbarblock herangezogen werden.

Für eine probabilistische Abschätzung wird hier davon ausgegangen, dass Erdbebenintensitäten, welche das Bemessungserdbeben überschreiten, zu dem in /EBW 14/ postulierten Folgebrand führen. In der Erdbeben-PSA wurde für Erdbebenintensitäten  $> 7,5$  ( $7,5 =$  Bemessungserdbeben) am Standort eine Gesamteintrittshäufigkeit von ca.  $1,6 \cdot 10^{-6}/\text{a}$  ermittelt /ENB 08, Tabelle 8.1-1/. Da in /EBW 14/ keine Unsicherheiten angegeben wurden, wird hier vereinfachend ein Errorfaktor von  $k_{95} = 10$  angenommen.

**Tab. 4.19** Eintrittshäufigkeit eines Erdbebens mit postuliertem Folgebrand

Randbedingung	K95	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Erdbebenintensität > Bemessungserdbeben	10	$1,6 \cdot 10^{-6}$	pro Jahr	Lognormal

Es wird hier davon ausgegangen, dass es mit dieser Eintrittshäufigkeit zu den im Sicherheitsbericht /EBW 14/ ermittelten radiologischen Auswirkungen kommt.

#### 4.3.1.3 Zusammenfassung

In der folgenden Tabelle sind die betrachteten radiologischen Ereignisse und die jeweils ermittelten Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen zusammenfassend dargestellt.

**Tab. 4.20** Ermittelte Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Aktivitätsinventaren

Ereignis	Maximale effektive Dosis [mSv]		Freisetzungshäufigkeit
	DWR	SWR	
Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich	0,28	-	$5,4 \cdot 10^{-3}/a$
Erdbeben mit Versagen des Abwasserverdampfers	0,27	-	$10^{-5}/a$
Brand in der Anlage (offener 20'-Container)	-	2,8	$1,8 \cdot 10^{-3}/a$
Erdbeben mit postuliertem Folgebrand	-	11,2	$1,6 \cdot 10^{-6}/a$

Zusammenfassend lässt sich feststellen:

- In beiden Anlagen würden Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen führen.
- Die radiologischen Auswirkungen der hier betrachteten Ereignisse sind in der SWR-Anlage ca. eine Größenordnung höher als in der DWR-Anlage. Die Ursachen dafür sind uns nicht bekannt, da der GRS keine detaillierten Beschreibungen zu den Ereignisabläufen vorliegen. Bei den probabilistischen Abschätzungen ergaben sich zum Teil hohe Freisetzungshäufigkeiten ( $> 10^{-3}$ ). Bezüglich dieser Ereignisabläufe sind weitere Untersuchungen erforderlich, um die Zuverlässigkeit ggf. vorhandener Barrieren berücksichtigen zu können und dadurch ggf. zu realistischeren Bewertungen zu kommen.
- Für alle betrachteten radiologisch relevanten Ereignisse sind die potenziellen Strahlenexpositionen deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/).

- Bei den durchgeführten Abschätzungen ergab sich eine relativ hohe Häufigkeit ( $> 10^{-3}/a$ ) für Aktivitätsfreisetzungen durch Brände in der Anlage.

#### **4.3.2 Einwirkung von außen**

Mit dem Unfall in der Anlage Fukushima Daiichi sind insbesondere Einwirkungen von außen in den Fokus von Sicherheitsanalysen gerückt. Gemäß dem PSA-Methodenband /FAK 05/ sind für den Leistungsbetrieb der deutschen Kernkraftwerke die folgenden externen Einwirkungen zu betrachten:

- Flugzeugabsturz,
- Erdbeben,
- Explosionsdruckwelle und
- Hochwasser.

Für Nichtleistungszustände wurden diese Einwirkungen bisher in probabilistischen Analysen nicht untersucht. Im Folgenden soll der Beitrag dieser Ereignisse zu Schadenszuständen im Nachbetrieb abgeschätzt werden. Als Referenzanlagen werden die im Nachbetrieb befindliche DWR-Anlage KKG und die SWR-Anlage KKP-1 betrachtet. Für die DWR-Anlage lassen sich die Untersuchung der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR /GRS 03/ und für die SWR-Anlage die Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/ heranziehen.

##### **4.3.2.1 Flugzeugabsturz**

Die im Nachbetrieb befindlichen Anlagen sind unterschiedlich gegen den Absturz von Flugzeugen ausgelegt. Für den Nachbetrieb sind insbesondere Flugzeugabstürze auf das Reaktorgebäude von Relevanz, da hierdurch Brennelemente im Lagerbecken, die Lagerbeckenauskleidung oder zur Lagerbeckenkühlung benötigte Systeme beschädigt werden könnten. Abstürze auf andere Bereiche der Anlage haben demgegenüber eine geringere Relevanz. Solange die Integrität des BE-Lagerbeckens erhalten bleibt, können Notfallmaßnahmen zur Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken zum Einsatz kommen.

#### 4.3.2.1.1 Anlage mit Druckwasserreaktor

Die DWR-Anlagen vom Typ Vor-Konvoi sind entsprechend der RSK-Leitlinie /RSK LL/ gegen Flugzeugabstürze ausgelegt. Daher kann praktisch ausgeschlossen werden, dass von kleineren Flugzeugen – wie z. B. Hubschrauber, Sport- und Geschäftsflugzeuge – eine Gefährdung der Anlage ausgeht.

In der hier betrachteten DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi wurde der Flugzeugabsturz in der PSA für den Leistungsbetrieb untersucht. Dabei wurden folgende Gesamtabsturzhäufigkeiten für zivile und militärische Flugzeuge ermittelt /KKG 13, Abs. 4.4.2.7.3.3.2.3/:

- Gefährdungsbereich A (Reaktorgebäude, Notspeisegebäude), direkte Treffer:  $5,2 \cdot 10^{-8}/a$ ,
- Gefährdungsbereich B (übrige Gebäude mit sicherheitsrelevanten Einrichtungen), direkte Treffer und Wrackteiltreffer:  $4 \cdot 10^{-6}/a$ .

In /KKG 13/ wurden keine Unsicherheiten für diese Eintrittshäufigkeiten angegeben. Es wird hier vereinfachend ein Errorfaktor von  $k_{95} = 10$  angenommen.

Da die Anlage entsprechend den RSK-Leitlinien gegen Flugzeugabstürze ausgelegt ist, ist bezüglich des Gefährdungsbereichs A von einer Penetrationswahrscheinlichkeit von  $< 0,01$  auszugehen /FAK 05/. Damit lässt sich die Häufigkeit für Brennstabschadenszustände durch Treffer auf das Reaktorgebäude zu ca.  $5 \cdot 10^{-10}/a$  abschätzen.

Durch Treffer auf andere Gebäude, wie die Kühlwasserpumpenbauwerke oder das Schaltanlagegebäude kann es zum Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung kommen.

Wenn man die Trefferhäufigkeit auf das Schaltanlagegebäude und die Nebenkühlwassergebäude aufteilt, ergibt sich je eine Trefferhäufigkeit von  $2 \cdot 10^{-6}/a$ . Im Folgenden soll nur das Schaltanlagegebäude betrachtet werden. Die Notnebenkühlwasserversorgung ist durch räumliche Trennung (40 m) gegen Flugzeugabstürze dahingehend geschützt, dass zumindest eine Redundanz verfügbar bleibt. Die Zerstörung eines Nebenkühlwassergebäudes durch Flugzeugabsturz ist durch die Untersuchung des auslösenden Ereignisses „Explosionsdruckwelle“ abgedeckt, da bei diesem Szenarium beide Nebenkühlwassergebäude zerstört werden und die Eintrittshäufigkeit ca. 20-mal höher ist.



Flugzeugabsturz im Nachbetrieb	Beckenkühlen mit FAK10 bei FLAB	Beckenkühlen mit FAK40 bei FLAB	Notfallmaßnahme Deionatisierung g von außen	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
FLAB-NB	FAK10-BEK-FLAB	FAK40-BEK-FLAB	NFM-GHC	SHB-DE				
					1		OK	
					2		OK	FAK10-BEK-FLAB
					3		OK	FAK10-BEK-FLAB-FAK40-BEK-FLAB
					4		BSZ	FAK10-BEK-FLAB-FAK40-BEK-FLAB-SHB-DE
					5		BSZ	FAK10-BEK-FLAB-FAK40-BEK-FLAB-NFM-GHC

**Abb. 4.10** Ereignisablaufdiagramm „Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude“ (DWR)

Bei dem Ereignisbaum in Abb. 4.10 wurde unterstellt, dass das Schaltanlagegebäude durch einen Flugzeugabsturz zerstört wird. Bei einem Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude fällt das laufende Beckenkühlsystem FAK20 aus. In diesem Fall kann die BE-Lagerbeckenkühlung mit einer der beiden Notnachkühlketten (Beckenkühlpumpe FAK10/40 — Notzwischenkühlpumpe KAA10/40 — Notnebenkühlpumpe PEC10/40) von der Notsteuerstelle im Notspeisegebäude wiedereingerichtet werden. Die aus dem Schaltanlagegebäude stromversorgten Nach-, Zwischen- und Nebenkülpumpen stehen ereignisbedingt nicht zur Verfügung.

Die aktiven Komponenten der Notnachkühlketten müssen von den D2-Dieseln im Notspeisegebäude notstromversorgt werden. Ferner stehen die Notfallmaßnahmen zur Versorgung eines Zwischenkühlers mit einer mobilen Pumpe und zur externen Bespeisung des BE-Lagerbeckens zur Verfügung. Bei der Bespeisung des BE-Lagerbeckens von außen ist zusätzlich eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um das BE-Lagerbecken vor unzulässigen Temperaturen zu schützen. Für die Durchführung dieser Maßnahmen ergeben sich im Nachbetrieb durch die geringe Nachzerfallsleistung lange Karenzzeiten.

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude“ beträgt

$$H_{\text{BZ\_FLAB\_SG\_NB}} = 1 \cdot 10^{-9}/\text{a.} \quad (4.10)$$

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude“ beträgt

$$H_{\text{BZ\_FLAB\_RG\_NB}} = 5 \cdot 10^{-10}/\text{a.} \quad (4.11)$$

#### **4.3.2.1.2 Anlage mit Siedewasserreaktor**

Eine der SWR-Anlagen der Baulinie 69 ist gegen Flugzeugabstürze ausgelegt, wobei geringere Anforderungen als die der RSK-Leitlinie zugrunde gelegt wurden /RSK 81/. In den anderen beiden Anlagen dieser Baulinie verfügen die Reaktorgebäude nicht über einen Schutz gegen Flugzeugabstürze. Dafür wurden die errichteten Gebäude für die Notstandsnachkühlung (UNS, USUS) gegen Flugzeugabstürze ausgelegt. Bei diesen Anlagen kann es durch Abstürze von Flugzeugen auf das Reaktorgebäude direkt zu einer Gefährdung der Brennelemente im BE-Lagerbecken kommen. Ein Szenario dafür wurde in /EWI 93/ beschrieben. Der Aufprall eines Flugkörpers auf die Reaktorgebäudewand kann zum Absturz eines Dachbinders in das BE-Lagerbecken und in der Folge zu einer Beschädigung der Brennelemente oder der Lagerbeckenauskleidung führen.

Häufigkeiten für Flugzeugabstürze auf die einzelnen Gebäudebereiche liegen uns für die in diesem Arbeitspunkt betrachtete SWR-Anlage der Baulinie 69 nur für das Reaktorgebäude vor. In jüngeren Untersuchungen der GRS wurde für den betrachteten Standort eine Absturzhäufigkeit von  $9,7 \cdot 10^{-8}/(\text{km}^2 \cdot \text{a})$  für zivile Flugzeuge ermittelt /GRS 15/. Ferner können für eine Abschätzung die Absturzhäufigkeiten aus Sicherheitsüberprüfungen für die süddeutschen Anlagen herangezogen werden, siehe folgende Tabelle.

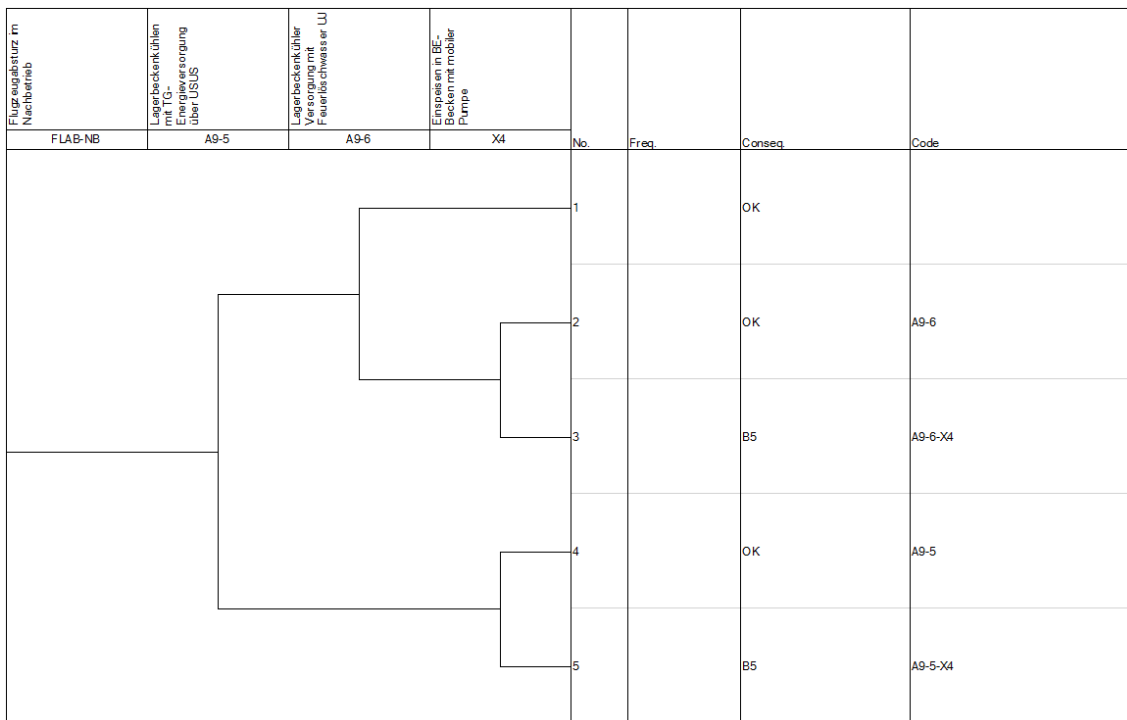
**Tab. 4.21** Häufigkeiten für Treffer durch Flugzeugabstürze

Anlage	Gefährdungsbereich A: Reaktorgebäude, Notspeisegebäude Direkte Treffer	Gefährdungsbereich B: übrige Gebäude mit Sicherheitsrelevanten Einrichtungen Direkte Treffer und Wrackteiltreffer	Quelle:
KKG	$5,2 \cdot 10^{-8}/a$	$4 \cdot 10^{-6}/a$	/KKG 13/ Abs. 4.4.2.7.3.3.2.3
KKI-2	$5,7 \cdot 10^{-8}/a$	$3,7 \cdot 10^{-6}/a$	/TÜV 14/ Abs. 7.6.2
GKN-2		$2,9 \cdot 10^{-6}/a$	/EBW 09/ Abs. 2.4.4.2
KKP-1	$2 \cdot 10^{-8}/a$		/EBW 05/

Mit einer Häufigkeit von ca.  $2 \cdot 10^{-8}/a$  ist mit einem direkten Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude zu rechnen. Erhöht man diese Häufigkeit um den Faktor 3 /DRS 90, Abs. 7.4.2.2/ um auch Wrackteiltreffer zu berücksichtigen, so ergibt sich für das Reaktorgebäude insgesamt eine Trefferhäufigkeit von ca.  $6 \cdot 10^{-8}/a$ . Da das Reaktorgebäude nicht gegen diese Einwirkung ausgelegt ist, wäre für diesen Fall von einer Beschädigung des Reaktorgebäudes und in der Folge von einer Beschädigung der Brennelemente oder der Lagerbeckenauskleidung auszugehen. Da in den oben zitierten Quellen keine Unsicherheiten angegeben wurden, wird hier vereinfachend ein Errorfaktor von  $k_{95} = 10$  angenommen.

Für eine Abschätzung der Brennstabschadenshäufigkeit durch Flugzeugabstürze sollen hier die Absturzhäufigkeiten der DWR-Anlagen auf den Gefährdungsbereich B auf die betrachtete SWR-Anlage der Baulinie 69 übertragen werden. Mit einer Häufigkeit von ca.  $4 \cdot 10^{-6}/a$  wäre von einem Treffer auf andere Gebäude mit sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen auszugehen. Bei Flugzeugabstürzen auf das Schaltanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude oder das Kühlwasserpumpenhaus ist der Ausfall der Nachwärmeabfuhr über das Lagerbeckenkühlsystem und das Nachkühlsystem zu unterstellen. Zur BE-Lagerbeckenkühlung könnte dann die Beckenkühlpumpe auf eine der notstromversorgten USUS-Schienen aufgeschaltet werden und der Lagerbeckenkühler sekundärseitig über Schläuche mit Feuerlöschwasser versorgt werden. Diese Maßnahmen sind im schutzzielorientierten BHB beschrieben.

Bei Ausfall dieser Maßnahme ist das Aufheizen des Kühlmittels im BE-Lagerbecken unvermeidbar. Die Nachwärme wird dann über Verdampfung abgeführt. Das Zusatzwassersystem TR steht nicht zur Ergänzung der Verdampfungsverluste zur Verfügung, da die Energieversorgung aus dem Schaltanlagegebäude ereignisbedingt ausgefallen ist. Die Verdampfungsverluste müssen durch die Notfallmaßnahme „Einspeisen mit dem Deionatsystem UB in das BE-Becken“ mit Hilfe einer mobilen Pumpe ersetzt werden.



**Abb. 4.11** Ereignisablaufdiagramm „Flugzeugabsturz“ (SWR)

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Flugzeugabsturz auf sonstige sicherheitstechnisch wichtige Gebäude“ beträgt

$$H_{BZ\_FLAB\_SG\_NB} = 2,2 \cdot 10^{-9}/a. \quad (4.12)$$

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Flugzeugabsturz auf Reaktorgebäude“ beträgt

$$H_{BZ\_FLAB\_RG\_NB} = 6 \cdot 10^{-8}/a. \quad (4.13)$$

#### **4.3.2.2 Erdbeben**

##### **4.3.2.2.1 Anlage mit Druckwasserreaktor**

Für die hier beispielhaft betrachtete Anlage wurde im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) eine seismische Standortanalyse durchgeführt /KKG 08/. Für diesen Standort ist eine Bemessungs-Intensität von VI (EMS-Skala) anzusetzen. Das Reaktorgebäude, das Schaltanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude, die Nebenkühlwasserpumpenbauwerke, das Notspeisegebäude und wichtige Rohr- und Kabelkanäle sind mit ihren sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteilen gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Das Reaktorhilfsanlagegebäude ist gegen Erdbeben der Intensität V ausgelegt.

Bei dieser Erdbebenintensität ist gemäß PSA-Leitfaden /FAK 05/ keine weitergehende probabilistische Analyse durchzuführen, da auf Grund von Erdbeben kein nennenswerter Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu erwarten ist.

##### **4.3.2.2.2 Anlage mit Siedewasserreaktor**

Am betrachteten Standort ist mit Erdbeben der Intensität (I) von  $6,5 < I < 7$  (EMS-Skala) zu rechnen /EBW 14/. Gemäß PSA-Leitfaden /FAK 05/ ist in diesem Fall zunächst eine Anlagenbegehung durchzuführen. Sollte diese Hinweise auf unzureichende Margen zur Abtragung von Erdbebenlasten ergeben, so sind diese auf der Grundlage vorliegender Nachweise zu bewerten. Gegebenenfalls sind weitere Untersuchungen oder Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung erforderlich.

Probabilistische Untersuchungen zur Häufigkeit von Schadenszuständen als Folge von Erdbeben liegen uns für die SWR-Anlagen der Baulinie SWR 69 nicht vor.

#### **4.3.2.3 Explosionsdruckwelle**

##### **4.3.2.3.1 Anlage mit Druckwasserreaktor**

Die DWR-Anlagen vom Typ Vor-Konvoi sind entsprechend der RSK-Leitlinie gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt /RSK LL/. In den entsprechend der RSK-Leitlinie ausgelegten Gebäuden (Reaktorgebäude, Notspeisegebäude) kann es durch Explosionsdruckwellen nicht direkt zum Ausfall der darin untergebrachten Systeme kommen.

Jedoch ist als Folge einer Explosionsdruckwelle ein Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus dem Lagerbecken möglich, beispielsweise durch Beschädigung des Schaltanlagegebäudes oder von Pumpenbauwerken.

In der hier betrachteten DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi wurde die Explosionsdruckwelle in der PSA für den Leistungsbetrieb untersucht /KKG 13, Abs. 4.4.2.7.4/. Als ergebnisbestimmend wurde eine durch Schiffsverkehr bedingte Explosionsdruckwelle, die zu einer Beschädigung von Einlauf- und Pumpenbauwerk führen kann, ermittelt. Die Eintrittshäufigkeit für diesen Ereignisablauf beträgt  $4,8 \cdot 10^{-5}/a$ . Für diesen Fall wurde konservativ der vollständige Ausfall der Neben- und Not-Nebenkühlwasserversorgung unterstellt. Andere Quellen für eine Explosionsdruckwelle sind hinsichtlich ihrer Eintrittshäufigkeit und ihrer Auswirkungen gegenüber diesem Szenario vernachlässigbar.

Explosionsdruckwelle im Nachbarbetrieb	Notfallmaßnahme Beckenkühlung über FAK10	Notfallmaßnahme Beckenkühlung über FAK40	Notfallmaßnahme Drückensperre von außen	Sicherheitsbehälter Druckentlastung	No.	Freq.	Conseq.	Code
EDW-NB	NFM-FAK10-BEK	NFM-FAK40-BEK	NFM-GHC	SHB-DE				
					1		OK	
					2		OK	NFM-FAK10-BEK
					3		OK	NFM-FAK10-BEK-NFM-FAK40-BEK
					4		BSZ	NFM-FAK10-BEK-NFM-FAK40-BEK-SHB-DE
					5		BSZ	NFM-FAK10-BEK-NFM-FAK40-BEK-NFM-GHC

**Abb. 4.12** Ereignisablaufdiagramm „Explosionsdruckwelle“ (DWR)

Bei dem Ereignisbaum in Abb. 4.12 wurde unterstellt, dass eine Explosionsdruckwelle beide Pumpenbauwerke zerstört, so dass die gesicherte Nebenkühlwasserversorgung ausfällt. Bei einem vollständigen Ausfall der Neben- und Not-Nebenkühlwasserversorgung steht die Notfallmaßnahme zur Versorgung eines Zwischenkühlers mit einer mobilen Pumpe zur Verfügung. Diese Notfallmaßnahme kann am Zwischenkühler KAA10

oder KAA40 durchgeführt werden. Die Notfallmaßnahme zur Versorgung der Zwischenkühler mit dem Feuerlöschwassersystem ist nicht möglich, da die Feuerlöschpumpen in den Nebenkühlwasserbauwerken aufgestellt sind.

Durch die Versorgung eines Zwischenkühlers mit einer mobilen Pumpe ist auch die Kühlung der zugehörigen Notzwischenkühlpumpe und der Beckenkühlpumpe sichergestellt, welche durch das Zwischenkühlsystem KAA gekühlt werden. Die Stromversorgung dieser Pumpen muss bei diesem Ereignis durch das D2-Netz (Notspeisenotstromdiesel) erfolgen. Letztere werden über die Deionatbecken gekühlt.

Bei Versagen dieser Maßnahmen kann das BE-Lagerbecken noch von außen bespeist werden. Bei dieser Notfallmaßnahme ist zusätzlich eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um das BE-Lagerbecken vor unzulässigen Temperaturen zu schützen. Für die Durchführung dieser Maßnahmen ergeben sich im Nachbetrieb durch die geringe Nachzerfallsleistung lange Karenzzeiten.

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Explosionsdruckwelle im Nachbetrieb“ beträgt

$$H_{\text{BZ\_EDW\_NB}} = 3 \cdot 10^{-8}/\text{a.} \quad (4.14)$$

Das Ergebnis wird von den Personalhandlungen zur Durchführung der oben beschriebenen Notfallmaßnahmen bestimmt.

#### **4.3.2.3.2 Anlage mit Siedewasserreaktor**

Als mögliche Ausgangspunkte für Druckwellen, die zu einer Beschädigung des Reaktorgebäudes führen können, wurden in der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) für die betrachtete Anlage folgende Fälle betrachtet /EBW 05/:

- Explosionen auf einer anliegenden Straße (Tanklastzug mit Flüssiggas) und
- Explosionen auf einer angrenzenden Wasserstraße (Flüssiggastanker).

Explosionen von Tanklastzügen können wegen der örtlichen und baulichen Gegebenheiten nicht zu einer Zerstörung des Reaktorgebäudes führen. Bei Explosion eines Flüssiggastankers auf einer angrenzenden Wasserstraße besteht diese Möglichkeit jedoch. Für eine Flüssiggastankerexplosion mit Überschreitung der Auslegungstragfähigkeit des

Reaktorgebäudes wurde eine Häufigkeit von ca.  $1 \cdot 10^{-7}/a$  ermittelt. Für diesen Fall wäre von einer Beschädigung des Reaktorgebäudes und in der Folge von einer Beschädigung der Brennelemente oder der Lagerbeckenauskleidung auszugehen.

Untersuchungen über Explosionen, die zur Zerstörung anderer Gebäude mit sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen (Schaltanlagengebäude, Pumpenbauwerke) führen können, liegen uns nicht vor. Solche Ereignisabläufe können durch Notfallmaßnahmen beherrscht werden.

Auf Basis diese Überlegungen beträgt die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Explosionsdruckwelle im Nachbetrieb“

$$H_{\text{BZ\_EDW\_NB}} = 1 \cdot 10^{-7}/a. \quad (4.15)$$

#### **4.3.2.4 Hochwasser**

Durch die Überflutung von Einrichtungen für die BE-Lagerbeckenkühlung kann es zu deren Ausfall kommen.

##### **4.3.2.4.1 Anlage mit Druckwasserreaktor**

In der hier betrachteten DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi wurde die mögliche Gefährdung der Anlage durch Hochwasser in der PSA für den Leistungsbetrieb untersucht /KKG 13, Abs. 4.4.2.7.8/. Die durchgeführten Untersuchungen zeigten, dass eine Gefährdung der Anlage bei einem 10.000-jährlichen Hochwasser ausgeschlossen werden kann, da das Kraftwerksgelände 0,7 m oberhalb des zu erwartenden Wasserstands liegt.

Höhere Wasserstände, die mit kleinerer Häufigkeit als  $10^{-4}/a$  zu erwarten sind, werden in erster Linie durch Deiche zurückgehalten. Bei einem Pegelanstieg über die Deichkrone erschließen sich enorme Ausbreitungsflächen, so dass insgesamt eine Überflutung des Kernkraftwerks mit einer Eintrittshäufigkeit  $< 10^{-5}/a$  zu erwarten ist.

Aufgrund der der Anlagenauslegung wurde das Ereignis Hochwasser in der PSA für den Leistungsbetrieb /KKG 13/ nicht probabilistisch bewertet. Es wurde davon ausgegangen, dass dieser Beitrag zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen vernachlässigbar gering ist.



#### **4.3.2.4.2 Anlage mit Siedewasserreaktor**

Für das 10.000-jährliche Hochwasser am betrachteten Standort wird mit einem Pegel gerechnet, der ca. 0,4 m unter dem Niveau des Anlagengeländes liegt /EBW 14/. Bei diesem Wasserstand kann eine Gefährdung der Anlage ausgeschlossen werden.

Bezüglich der Eintrittshäufigkeit von höheren Hochwasserständen, welche zur Überflutung des Anlagengeländes führen würden, liegen uns keine Untersuchungen vor.

#### **4.3.2.5 Neu modellierte Systemfunktionen**

##### **4.3.2.5.1 Anlage mit Druckwasserreaktor**

Für die hier durchgeführten probabilistischen Bewertungen externer Ereignisse wurde das RiskSpectrum-Modell aus den Untersuchungen der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR herangezogen /GRS 03/. Dieses Modell wurde um die folgenden Systemfunktionen erweitert:

##### **FAK10-BEK-FLAB – Beckenkühlen mit FAK10 und Notnachkühlkette**

Bei Zerstörung des Schaltanlagegebäudes kann die Nachwärmeabfuhr mit dem Beckenkühlstrang FAK10 und der zugehörigen Notnachkühlkette fortgesetzt werden.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude FLAB-NB.

##### **FAK40-BEK-FLAB – Beckenkühlen mit FAK40 und Notnachkühlkette**

Bei Zerstörung des Schaltanlagegebäudes und Nichtverfügbarkeit des Beckenkühlstrang FAK10 kann die Nachwärmeabfuhr mit dem Beckenkühlstrang FAK40 und der zugehörigen Notnachkühlkette fortgesetzt werden.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude FLAB-NB.

### **NFM-FAK10-BEK – Notfallmaßnahme Beckenkühlung über FAK10**

Mit dieser Notfallmaßnahme kann bei einem vollständigen Ausfall der Neben- und Not-Nebenkühlwasserversorgung die Beckenkühlung wieder eingerichtet werden. Dazu wird der Zwischenkühler KAA10 durch eine mobile Pumpe mit Kühlwasser versorgt.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Explosionsdruckwelle EDW-NB.

### **NFM-FAK40-BEK – Notfallmaßnahme Beckenkühlung über FAK40**

Mit dieser Notfallmaßnahme kann bei einem vollständigen Ausfall der Neben- und Not-Nebenkühlwasserversorgung und Ausfall der Notfallmaßnahme NFM-FAK10-BEK die Beckenkühlung wieder eingerichtet werden. Dazu wird der Zwischenkühler KAA40 durch eine mobile Pumpe mit Kühlwasser versorgt.

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Explosionsdruckwelle EDW-NB.

### **NFM-GHC – Notfallmaßnahme Deionateinspeisung von außen**

Siehe Abschnitt 4.2.4.5

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude FLAB-NB und Explosionsdruckwelle EDW-NB.

### **SHB-DE – Sicherheitsbehälter Druckentlastung**

Siehe Abschnitt 4.2.4.5

Verwendet wird dies in den Ereignisbäumen für die auslösenden Ereignisse Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude FLAB-NB und Explosionsdruckwelle EDW-NB.

Die anderen in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen sind im Bericht „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR“ /GRS 03/ beschrieben.

#### **4.3.2.5.2 Anlage mit Siedewasserreaktor**

Für die hier durchgeführten probabilistischen Bewertungen wurde das RiskSpectrum-Modell aus den Untersuchungen der GRS zum Nichtleistungsbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 /GRS 06/ herangezogen. Dieses Modell wurde um die folgenden Systemfunktionen erweitert:

##### **A9-5 – Lagerbeckenkühlen mit TG, Energieversorgung über USUS**

Siehe Abschnitt 4.2.5.5

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Flugzeugabsturz FLAB-NB.

##### **A9-6 – Lagerbeckenkühler Versorgung mit Feuerlöschwasser UJ**

Siehe Abschnitt 4.2.5.5

Verwendet wird dies im Ereignisbaum für das auslösende Ereignis Flugzeugabsturz FLAB-NB.

Die anderen in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen sind im Bericht „Methodenentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für eine SWR-Anlage der Baulinie 69“ /GRS 06/ beschrieben.

#### **4.4 Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen**

Im Folgenden sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und die jeweils ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände bzw. die Häufigkeiten für Freisetzungen zusammenfassend dargestellt. Neben den Erwartungswerten sind die mit RiskSpectrum ermittelten 5 %-, 50 %- und 95 %-Fraktile angegeben. Als Maß für die Unsicherheiten der Häufigkeiten kann das Verhältnis der 95 %-Fraktile zu den 50 %-Fraktile betrachtet werden. Zur Unsicherheit des Ergebnisses tragen die Unsicherheiten der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die Unsicherheiten der Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten und Personalhandlungen bei, welche zur Beherrschung der einzelnen auslösenden Ereignisse angefordert werden.

#### 4.4.1 Ergebnisse für Anlage mit Druckwasserreaktor

**Tab. 4.22** Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse (DWR)

Auslösendes Ereignis	Häufigkeit für Brennstabschadenszustände /a				
	5 % - Fraktile	50 % - Fraktile	Punkt-wert	Erwar-tungswert	95 % - Fraktile
Notstromfall im Nachbetrieb	$2,1 \cdot 10^{-9}$	$1,1 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$2,6 \cdot 10^{-8}$	$9,2 \cdot 10^{-8}$
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	$4 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^{-7}$	$9,2 \cdot 10^{-7}$	$8,4 \cdot 10^{-7}$	$3,2 \cdot 10^{-6}$
Leck an der Lagerbeckenauskleidung	$2,8 \cdot 10^{-11}$	$3,9 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-8}$	$7,5 \cdot 10^{-8}$
Leck am BE-Lagerbecken (absperrbar)	$2,5 \cdot 10^{-10}$	$3,7 \cdot 10^{-9}$	$1,6 \cdot 10^{-8}$	$1,6 \cdot 10^{-8}$	$5,8 \cdot 10^{-8}$
Leck am BE-Lagerbecken (nicht absperrbar)	$4,6 \cdot 10^{-10}$	$7,7 \cdot 10^{-9}$	$4,3 \cdot 10^{-8}$	$4,2 \cdot 10^{-8}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$
Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude	$1,9 \cdot 10^{-11}$	$1,9 \cdot 10^{-10}$	$5 \cdot 10^{-10}$	$5 \cdot 10^{-10}$	$1,9 \cdot 10^{-9}$
Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude	$1,2 \cdot 10^{-11}$	$1,9 \cdot 10^{-10}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1,2 \cdot 10^{-9}$	$3,6 \cdot 10^{-9}$
Explosionsdruckwelle im Nachbetrieb	$6,8 \cdot 10^{-9}$	$2,2 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$3,1 \cdot 10^{-8}$	$8,2 \cdot 10^{-8}$
<b>Gesamtergebnis:</b>	<b><math>7,7 \cdot 10^{-8}</math></b>	<b><math>3,9 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b><math>1,1 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>9,8 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b><math>3,5 \cdot 10^{-6}</math></b>

In Tab. 4.22 sind die für die DWR-Anlage betrachteten auslösenden Ereignisse und die jeweils ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände zusammenfassend dargestellt.

Insgesamt wurde ein Erwartungswert von  $9,8 \cdot 10^{-7}/a$  für die Brennstabschadenshäufigkeit im Nachbetrieb ermittelt. Das Ergebnis wird zu ca. 90 % durch den Beitrag des auslösenden Ereignisses „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ bestimmt. Den bedeutenden Anteil liefern dabei die Diagnose und die Handmaßnahmen zur Wiedereinrichtung der

BE-Lagerbeckenkühlung. Eine automatische Umschaltung auf einen Reservestrang bei einem Ausfall des laufenden Beckenkühlstranges würde die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit erheblich verringern.

In Tab. 4.23 sind die für die DWR-Anlage betrachteten Ereignisse, welche ohne Brennstabschäden zu Aktivitätsfreisetzungen führen können und die jeweils ermittelten Freisetzungshäufigkeiten dargestellt.

**Tab. 4.23** Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen ohne Brennstabschäden (DWR)

Auslösendes Ereignis	Maximale effektive Dosis /mSv	Häufigkeit für Aktivitätsfreisetzungen /a			
		5 % - Fraktile	50 % - Fraktile	Erwartungswert	95 % - Fraktile
Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich	0,28	$6,3 \cdot 10^{-4}$	$4,3 \cdot 10^{-3}$	$5,4 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$
Erdbeben mit Versagen des Abwasserverdampfers	0,27	$3,8 \cdot 10^{-7}$	$3,8 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$3,8 \cdot 10^{-5}$

Die Häufigkeit für solche Aktivitätsfreisetzungen wird in der DWR-Anlage durch das Ereignis „Brand eines Filtermobils im Kontrollbereich“ bestimmt. Für die betrachteten radiologisch relevanten Ereignisse sind die potenziellen Strahlenexpositionen ca. zwei Größenordnungen geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/).

#### 4.4.2 Ergebnisse für Anlage mit Siedewasserreaktor

In Tab. 4.24 sind die für die SWR-Anlage betrachteten auslösenden Ereignisse und die jeweils ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände zusammenfassend dargestellt.

**Tab. 4.24** Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse (SWR)

Auslösendes Ereignis	Häufigkeit für Brennstabschadenszustände /a				
	5 % - Fraktil	50 % - Fraktil	Punkt-wert	Erwar-tungswert	95 % - Fraktil
Notstromfall im Nachbetrieb	$1 \cdot 10^{-7}$	$9,6 \cdot 10^{-7}$	$2,6 \cdot 10^{-6}$	$3,9 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	$2,8 \cdot 10^{-9}$	$3,2 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$	$4,5 \cdot 10^{-7}$
Leck an der BE-Lagerbeckenauskleidung (Absturz)	$2,8 \cdot 10^{-11}$	$4,9 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$7,1 \cdot 10^{-8}$	$2,7 \cdot 10^{-7}$
Leck am BE-Lagerbecken (Rohrleitungen)	$4,4 \cdot 10^{-9}$	$6,6 \cdot 10^{-8}$	$2,3 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^{-7}$	$8,7 \cdot 10^{-7}$
Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude	$2,6 \cdot 10^{-9}$	$2,6 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$2,6 \cdot 10^{-7}$
Flugzeugabsturz auf andere Gebäude	$1,6 \cdot 10^{-11}$	$3,5 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^{-9}$	$2,3 \cdot 10^{-9}$	$8,2 \cdot 10^{-9}$
Explosionsdruckwelle im Nachbetrieb	$3,8 \cdot 10^{-9}$	$3,8 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$3,8 \cdot 10^{-7}$
<b>Gesamtergebnis:</b>	$2,1 \cdot 10^{-7}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$	<b><math>3,2 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b><math>4,1 \cdot 10^{-6}</math></b>	$1,2 \cdot 10^{-5}$

Insgesamt wurde ein Erwartungswert von  $4,1 \cdot 10^{-6}/a$  für die Brennstabschadenshäufigkeit im Nachbetrieb ermittelt. Das Ergebnis wird zu über 90 % durch den Beitrag des auslösenden Ereignisses „Notstromfall“ bestimmt. Den bedeutenden Anteil liefern dabei der Ausfall der Zusatzwasserpumpe zur Nachspeisung von Deionat in das BE-Lagerbecken sowie Handmaßnahmen zur Einspeisung von Feuerlöschwasser in das BE-Lagerbecken. Eine Notstromversorgung der Zusatzwasserpumpe würde die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit erheblich verringern.

In Tab. 4.25 sind die für die SWR-Anlage betrachteten Ereignisse, welche ohne Brennstabschäden zu Aktivitätsfreisetzungen führen können und die jeweils ermittelten Freisetzungshäufigkeiten zusammenfassend dargestellt.

**Tab. 4.25** Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen ohne Brennstabschäden (SWR)

Auslösendes Ereignis	Maximale effektive Dosis /mSv	Häufigkeit für Aktivitätsfreisetzungen /a			
		5 % - Fraktile	50 % - Fraktile	Erwartungswert	95 % - Fraktile
Brand in der Anlage (offener 20'-Container)	2,8	$7,1 \cdot 10^{-6}$	$8,2 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$6,9 \cdot 10^{-3}$
Erdbeben mit postuliertem Folgebrand	11,2	$6 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-6}$

Die Häufigkeit für solche Aktivitätsfreisetzungen wird in der SWR-Anlage durch das Ereignis „Brand in der Anlage (offener 20'-Container)“ bestimmt. Die radiologischen Auswirkungen sind in der SWR-Anlage ca. eine Größenordnung höher als in der DWR-Anlage. Für die betrachteten radiologisch relevanten Ereignisse sind die potenziellen Strahlenexpositionen jedoch deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/).

#### 4.5 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden Ereignisabläufe im Nachbetrieb einer SWR-Anlage der Baulinie 69 sowie einer DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi untersucht. Als Referenzanlagen wurden das Kernkraftwerk Philippsburg, Block 1, und das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld betrachtet, welche sich im Nachbetrieb befinden.

Grundlage für die probabilistischen Bewertungen sind die Untersuchungen der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb für DWR /GRS 03/ und SWR /GRS 06/. Die probabilistischen Untersuchungen bauen auf den in diesen Vorhaben erzielten Ergebnissen auf. Für die Ermittlung des Spektrums der auslösenden Ereignisse wurden Erkenntnisse, Ereignisabläufe, die in dem vorangegangenen Arbeitspaket (siehe Abschnitt 3) definiert wurden und zusätzlich der PSA-Leitfaden /FAK 05/ und die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /SIA 15/ herangezogen.

Für die betrachtete DWR-Anlage ergab sich ein Erwartungswert für eine Brennstabschadenshäufigkeit von  $9,8 \cdot 10^{-7}/a$  und für die SWR-Anlage ein Erwartungswert von

$4,1 \cdot 10^{-6}/a$ . Diese Ergebnisse liegen in der gleichen Größenordnung, wie die für den Nichtleistungsbetrieb ermittelten Häufigkeiten für Kernschadenzustände. Dabei ist jedoch zu beachten, dass bei den Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb nur ein Zeitraum von 2 bzw. 3 Wochen (Standardrevision) betrachtet wurde. Bei der DWR-Anlage wird die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenzustände durch das auslösende Ereignis „Ausfall der Lagerbeckenkühlung“ und bei der SWR-Anlage durch den „Notstromfall“ dominiert.

Aus den ermittelten Brennstabschadenshäufigkeiten ergibt sich kein Hinweis auf Schwachstellen. Die im Nachbetrieb verfügbaren Sicherheitseinrichtungen und deren Redundanz erscheint ausreichend und angemessen.

#### **4.5.1 Interne Ereignisse**

In diesem Vorhaben wurden die internen auslösende Ereignisse Notstromfall, Ausfall der Lagerbeckenkühlung und Lecks am BE-Lagerbecken probabilistisch bewertet.

Bei der DWR-Anlage wird die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenzustände durch die Diagnose und die Handmaßnahmen zur Wiedereinrichtung der BE-Lagerbeckenkühlung dominiert. Eine automatische Umschaltung auf einen Reservestrang bei einem Ausfall des laufenden Beckenkühlstranges würde die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit erheblich verringern.

Ferner ist es in der DWR-Anlage erforderlich, die Flutbecken in den zur Beckenkühlung genutzten Nachkühlsträngen bereitzuhalten. Diese sind zur Beherrschung eines Lecks am BE-Lagerbeckenkühlsystem erforderlich.

Bei der SWR-Anlage wird die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenzustände durch die Zusatzwasserpumpe zur Nachspeisung von Deionat in das BE-Lagerbecken und von den Handmaßnahmen zur Einspeisung von Feuerlöschwasser in das BE-Lagerbecken dominiert. Eine Notstromversorgung der Zusatzwasserpumpe würde die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit erheblich verringern.

Die geringere Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenzustände bei der DWR-Anlage lässt sich auch durch die dort vorhandene höhere Redundanz der Pumpen in den Reservebeckenkühlsträngen erklären.



Die ermittelten Brennstabschadenshäufigkeiten sind konservativ. Zum einen verringert sich die Nachzerfallsleistung im BE-Lagerbecken über den Zeitraum des Nachbetriebs. Dadurch steht mit zunehmender Dauer des Nachbetriebes mehr Zeit für die Diagnose sowie für ungeplante Maßnahmen und Reparaturen zur Verfügung. Zum anderen wurden in den hier durchgeführten probabilistischen Analysen keine Reparaturmaßnahmen berücksichtigt.

#### **4.5.2 Übergreifende Einwirkungen von innen**

Für übergreifende Einwirkungen von innen (Brand, interne Überflutung) wurden keine probabilistischen Untersuchungen durchgeführt, da hierfür keine verwendbaren Voruntersuchungen vorhanden sind. Zur Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung solcher Ereignisse sind weitere Untersuchungen erforderlich.

#### **4.5.3 Übergreifende Einwirkungen von außen**

In diesem Vorhaben wurden die externen Einwirkungen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle betrachtet. Diese Ereignisse liefern keinen dominierenden Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände im Nachbetrieb. In der DWR-Anlage sind die Gefährdungshäufigkeiten deutlich geringer als in der SWR-Anlage, was auf die bessere Auslegung dieser Anlagen gegen solche Einwirkungen zurückzuführen ist.

Für die anderen externen Einwirkungen sind keine Voruntersuchungen vorhanden. Zur Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung der Einwirkungen Hochwasser und Erdbeben sind weitere Untersuchungen erforderlich.

#### **4.5.4 Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme, Karennzeiten**

Bei den probabilistischen Bewertungen wurde davon ausgegangen, dass alle Einrichtungen zu BE-Lagerbeckenkühlung über den gesamten Zeitverlauf des Nachbetriebes vollständig verfügbar bleiben. Eine mögliche Verringerung des Redundanzgrades einzelner Stränge des Sicherheitssystems im Laufe des Nachbetriebes wird in diesem Vorhaben nicht betrachtet.

Da sich die Nachzerfallsleistung im BE-Lagerbecken über den Zeitraum des Nachbetriebs verringert, steht mit zunehmender Dauer des Nachbetriebes mehr Zeit für die Di-

agnose sowie für ungeplante Maßnahmen und Reparaturen zur Verfügung. Solche Maßnahmen wurden in den hier durchgeführten probabilistischen Analysen nicht berücksichtigt, da hierzu ein erheblicher Aufwand erforderlich ist.

Hinsichtlich einer möglichen Verringerung des Redundanzgrades und der Berücksichtigung von Reparaturen und ungeplanten Maßnahmen wären weitere Untersuchungen erforderlich.

#### **4.5.5 Ereignisabläufe die ohne Kernschäden zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen führen können**

Für die Ermittlung der radiologisch relevanten Ereignisse wurden die Sicherheitsberichte für die Stilllegung und den Abbau der Anlagen herangezogen. In den betrachteten Anlagen können Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen führen. Die potenziellen Strahlenexpositionen sind bei diesen Ereignissen jedoch deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/).

Bei den durchgeführten Abschätzungen ergab sich eine relativ hohe Häufigkeit ( $> 10^{-3}$ ) für Aktivitätsfreisetzungen durch Brände in der Anlage.

Die radiologischen Auswirkungen der hier betrachteten Ereignisse sind in der SWR-Anlage ca. eine Größenordnung höher als in der DWR-Anlage. Die Ursachen dafür sind uns nicht bekannt, da der GRS keine detaillierten Beschreibungen zu den Ereignisabläufen vorliegen.

#### **4.5.6 Schlussfolgerungen**

Die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände wird durch die auslösenden Ereignisse „Notstromfall“ (für SWR) und „Ausfall der Lagerbeckenkühlung“ (für DWR) dominiert.

Bei der DWR-Anlage würde eine automatische Umschaltung auf einen Reservestrang bei einem Ausfall des laufenden Beckenkühlstranges die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit erheblich verringern. In der DWR-Anlage ist es erforderlich, die Flutbecken in den zur Beckenkühlung genutzten Nachkühlsträngen bereitzuhalten, um im Falle eines Lecks deren Inventar in das BE-Lagerbecken einspeisen zu können.

Bei der SWR-Anlage könnte die ermittelte Brennstabschadenshäufigkeit durch eine Notstromversorgung der Zusatzwasserpumpe erheblich verringert werden.

In den betrachteten Anlagen können Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Quellen führen. Dabei leisten Brände mit ihrer relativ hohen Eintrittshäufigkeit den dominierenden Beitrag zu solchen Aktivitätsfreisetzungen. Die potenziellen Strahlenexpositionen sind bei diesen Ereignissen jedoch deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104 Abs. 1 StrlSchV/BMU 18/).

Bei den durchgeführten Untersuchungen ergab sich ein Bedarf für weitere Analysen zu den folgenden Sachverhalten, die für Anlagen im Nachbetrieb oder auch während des Rückbaus von Bedeutung sein könnten:

- Zur Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung der übergreifenden Einwirkungen interne Brände und Überflutungen sowie Hochwasser und Erdbeben im Nachbetrieb sind weitere Untersuchungen erforderlich.
- Hinsichtlich einer möglichen Verringerung des Redundanzgrades und der Berücksichtigung von Reparaturen und ungeplanten Maßnahmen wären weitere Untersuchungen erforderlich.
- Bei den durchgeführten Abschätzungen zu Aktivitätsfreisetzungen ohne Kernschäden ergaben sich relativ hohe Eintrittshäufigkeiten ( $> 10^{-3}/a$ ). Beschreibungen dieser Ereignisabläufe und der relevanten Freisetzungspfade liegen der GRS nicht vor. Bezüglich dieser Ereignisabläufe sind weitere Untersuchungen erforderlich, um die Zuverlässigkeit ggf. vorhandener Barrieren berücksichtigen zu können.



## **5 Zusammenfassung und Ableitung generischer Empfehlungen**

Im Rahmen dieses Vorhabens erfolgte eine generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im (längerfristigen) Nachbetrieb auf der Systemebene. Grundlagen waren die Merkpostenliste /BMU 14/ und weitere Arbeiten zur generischen Sicherheitsbewertung der GRS.

Dazu wurde der Stand von Wissenschaft und Technik aufgearbeitet, die Vorläufervorhaben ausgewertet und die Anforderungen an die Systemverfügbarkeit für eine SWR-Anlage der Baulinie 69 und eine DWR-Anlage vom Typ Vor-Konvoi festgelegt.

Auf der Basis der so ermittelten sicherheitstechnisch wichtigen Systeme erfolgte die Auswertung meldepflichtiger Ereignisse, von Weiterleitungsnachrichten und der internationalen Betriebserfahrung aus dem International Reporting System for Operation Experience (IRS) der IAEA und der OECD/NEA mit dem Fokus auf Häufungen von Ereignissen und Schädigungsmechanismen wie Alterungsmechanismen, die den (längerfristigen) Nachbetrieb betreffen.

Zusammenfassend lassen sich aus Sicht der GRS aus den Recherchen zum Stand von Wissenschaft und Technik und den durchgeführten Analysen der vorliegenden Betriebserfahrungen (meldepflichtige Ereignisse und Weiterleitungsnachrichten) deutscher Kernkraftwerke keine zusätzlichen Maßnahmen ableiten. Die Sicherheit und Systemverfügbarkeit für den (längerfristigen) Nachbetrieb sind unter Berücksichtigung der aktuell durch das deutsche Regelwerk gegebenen Anforderungen ausreichend gewährleistet. Ebenfalls lassen sich aus der Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke keine neuen Erkenntnisse hinsichtlich der Merkpostenliste oder dem bestehenden Regelwerk selbst identifizieren. Die Auswertung der Betriebserfahrungen ausländischer Anlagen führte zu keinen neuen Erkenntnissen.

Die probabilistischen Untersuchungen bauen auf den in diesen Vorhaben erzielten Ergebnissen aus der Auswertung von Betriebserfahrungen auf. Für die Ermittlung des Spektrums der auslösenden Ereignisse wurden Erkenntnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung und zusätzlich der PSA-Leitfaden /FAK 05/ und die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /SIA 15/ herangezogen.

Für die betrachtete DWR- und SWR-Anlage lag der Erwartungswert für die Brennstabschadenshäufigkeit in der gleichen Größenordnung wie bei den Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb (Standardrevision), welcher jedoch nur einen Zeitraum von wenigen Wochen umfasst. Die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände wird bei der DWR-Anlage durch das auslösende Ereignis „Ausfall der Lagerbeckenkühlung“ und bei der SWR-Anlage durch das Ereignis „Notstromfall“ dominiert.

Auch aus den ermittelten Brennstabschadenshäufigkeiten ergibt sich kein Hinweis auf Schwachstellen. Die im Nachbetrieb verfügbaren Sicherheitseinrichtungen und deren Redundanz erscheint ausreichend und angemessen.

Die betrachteten übergreifenden Einwirkungen von außen, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle liefern keinen dominierenden Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände im Nachbetrieb. In der betrachteten DWR-Anlage sind die Gefährdungshäufigkeiten deutlich geringer als in der betrachteten SWR-Anlage, was auf die bessere Auslegung der betrachteten Anlagen gegen solche Einwirkungen zurückzuführen ist.

Bei den probabilistischen Bewertungen wurde davon ausgegangen, dass alle Einrichtungen zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung über den gesamten Zeitverlauf des Nachbetriebes vollständig verfügbar bleiben.

In den betrachteten Anlagen können Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Quellen als dem Kernbrennstoff führen. Die potenziellen Strahlenexpositionen sind bei diesen Ereignissen jedoch deutlich geringer als die vorgegebene Begrenzung der Exposition durch Störfälle und es ergab sich eine relativ hohe Häufigkeit für Aktivitätsfreisetzungen durch Brände in den betrachteten Anlagen.

In den probabilistischen Untersuchungen wurden Kenntnislücken für spezielle Risikobetrachtungen von Anlagen im Nachbetrieb und auch im Rückbau ermittelt. Dies betrifft übergreifende Einwirkungen interner Brände und Überflutungen sowie Hochwasser und Erdbeben im Nachbetrieb. Dazu gehören auch probabilistische Abschätzungen zu Ereignisabläufen mit Aktivitätsfreisetzungen ohne Kernschäden und den relevanten zugehörigen Freisetzungspfaden. Zur Quantifizierung von Sicherheitsmargen sind probabilistische Untersuchungen unter Berücksichtigung einer möglichen Verringerung des Redundanzgrades und der Berücksichtigung von Reparaturen und ungeplanten Maßnahmen für Anlagen im Nachbetrieb und im Rückbau derzeit nicht vorhanden. Diese

Fragestellungen könnten gegebenenfalls im Rahmen zukünftiger Forschungsvorhaben bearbeitet werden.





## Literatur

- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit: Merkpostenliste für die Durchführung einer Bewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage für die Nachbetriebsphase
  
- /BMU 16/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit: Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 des Atomgesetzes, Juni 2016
  
- /BMU 18/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit: Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV), 29.11.2018
  
- /EBW 05/ EnBW Kernkraftwerk GmbH: Sicherheitsüberprüfung (SÜ), Sicherheitsstatusanalyse (SSA) KKP 1, August 2005
  
- /EBW 08/ EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Philippsburg Block 2: Probabilistische Sicherheitsanalyse Erdbeben, Stand 2008
  
- /EBW 09/ EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim Kernkraft GmbH: SÜ – GKN II, Probabilistische Sicherheitsanalyse, Externe Ereignisse für den Leistungsbetrieb, Dezember 2009
  
- /EBW 14/ EnBW Kernkraftwerk GmbH: Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen des Kernkraftwerks Philippsburg Block 1 (KKP 1), Sicherheitsbericht, Stand Dezember 2014
  
- /EON 08/ EON Kernkraft: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, Sicherheitsstatusanalyse, Sicherheitsüberprüfung 2008, Rev. A
  
- /EON 16/ EON Kernkraft: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, Stilllegung und Abbau, Sicherheitsbericht, Mai 2016
  
- /ESK 15/ Entsorgungskommission: Empfehlung der Entsorgungskommission, Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, März 2015

- /EWI 93/ Elektrowatt Ingenieurunternehmung GmbH (EWI): Kernkraftwerk Würgassen, Anlagenspezifisches Risiko „Flugzeugabsturz“, Gesamtgutachten, Dezember 1993
  
- /FAK 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05, Oktober 2005
  
- /FAK 15/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, BfS-SCHR-61/16, Salzgitter, September 2016
  
- /GRS 03/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nichtleistungsbetrieb eines DWR, GRS-A-3114, Mai 2003
  
- /GRS 06/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Methodentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für SWR der Baulinie 69, GRS-A-3328, Dezember 2006
  
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Fortschrittliche methodische Ansätze für die PSA der Stufe 2, GRS-A-3743, 2014
  
- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Untersuchungen zur deterministischen und probabilistischen Bewertung von Einwirkungen von außen (EVA-Ereignisse), Exemplarische Anwendung eines integralen Vorgehens zur Behandlung des Ereignisablaufes eines unfallbedingten Absturzes eines Flugzeugs auf ein Kernkraftwerk im Leistungsbetrieb, GRS-A-3694, April 2015, VS – Nur für den Dienstgebrauch
  
- /GRS 17a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Sicherheitstechnisch relevante Fehlermechanismen in der Nachbetriebsphase, GRS-453, März 2017
  
- /GRS 17b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren, Jahresbericht 2015/2016 (Juni 2015 – Mai 2016), GRS-458, Mai 2017

- /GRS 18a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren, Jahresbericht 2016/2017 (Juni 2016 – Mai 2017), GRS-487, Februar 2018
- /GRS 18b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren, Jahresbericht 2017/2018 (Juni 2017 – September 2018), GRS-530, September 2018
- /KKG 08/ Kernkraftwerk Grafenrheinfeld: SÜ 2008, Sicherheitsstatusanalyse, Revision A, September 2011
- /KKG 13/ Kernkraftwerk Grafenrheinfeld: SÜ 2008, Probabilistische Sicherheitsanalyse, Revision B, Mai 2013
- /KTA 12a/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3902 „Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken“, November 2012
- /KTA 12b/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3903 „Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken“ November 2012
- /KTA 14a/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3701 „Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung“, November 2014
- /KTA 14b/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken“, November 2014
- /KTA 15/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3501 „Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems“, November 2015
- /KTA 17a/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 3603 „Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken“, November 2017

- /KTA 17b/ Der Kerntechnische Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA 1504 „Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser“, November 2017
- /NEA 01/ 13th International Nuclear Regulatory Inspection Workshop: Brugge (BEL), 17. – 21. April 2016
- /RSK LL/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
- /SIA 15/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke: 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015
- /TÜV 14/ TÜV SÜD Industrie Service GmbH: Kernkraftwerk Isar 2, Prüfbericht zur Sicherheitsüberprüfung 2009, Teil 2: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), August 2014
- /VGB 13/ VGB Powertech: Erfahrungen bei der Umsetzung der RSK-Empfehlung zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke, 463. RSK-Sitzung am 11.12.2013, Bericht der Betreiber

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 4.1	Ereignisablaufdiagramm „Notstromfall“ (DWR)	51
Abb. 4.2	Ereignisablaufdiagramm „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ (DWR) .....	53
Abb. 4.3	Ereignisablaufdiagramm „Leck an der Lagerbeckenauskleidung“ (DWR) .....	55
Abb. 4.4	Ereignisablaufdiagramm „Absperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ (DWR) .....	57
Abb. 4.5	Ereignisablaufdiagramm „Nichtabsperrbares Leck an angeschlossenen Rohrleitungen“ (DWR) .....	58
Abb. 4.6	Ereignisablaufdiagramm „Notstromfall“ (SWR) .....	62
Abb. 4.7	Ereignisablaufdiagramm „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ (SWR) .....	63
Abb. 4.8	Ereignisablaufdiagramm „Leck an der Lagerbeckenauskleidung“ (SWR).....	65
Abb. 4.9	Ereignisablaufdiagramm „Leck am BE-Lagerbecken“ (SWR).....	69
Abb. 4.10	Ereignisablaufdiagramm „Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude“ (DWR) .....	81
Abb. 4.11	Ereignisablaufdiagramm „Flugzeugabsturz“ (SWR) .....	84
Abb. 4.12	Ereignisablaufdiagramm „Explosionsdruckwelle“ (DWR) .....	86



## Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Anzahl Meldepflichtiger Ereignisse (anlagenspezifisch).....	26
Tab. 3.2	Anzahl Meldepflichtiger Ereignisse (system- und anlagenspezifisch).....	27
Tab. 4.1	Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb in DWR.....	38
Tab. 4.2	Ausfälle laufender Beckenkühlpumpen in DWR.....	39
Tab. 4.3	Beschädigung der Lagerbeckenauskleidung durch Lastabsturz in DWR.....	40
Tab. 4.4	Bruchhäufigkeit der Beckenkühlleitung in DWR.....	40
Tab. 4.5	Notstromfälle im Nichtleistungsbetrieb in SWR.....	41
Tab. 4.6	Ausfälle laufender Beckenkühlpumpen in SWR.....	41
Tab. 4.7	Beschädigung der Brennelement-Lagerbeckenauskleidung in SWR.....	43
Tab. 4.8	Bruchhäufigkeit der Beckenkühlleitung in SWR.....	44
Tab. 4.9	Betrachtete auslösende Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten.....	44
Tab. 4.10	Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in DWR.....	46
Tab. 4.11	Zeitlicher Ablauf beim vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung in SWR.....	47
Tab. 4.12	Verschiedene Leckagen am BE-Lagerbecken.....	68
Tab. 4.13	Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse /EON 16/.....	71
Tab. 4.14	Bezugszeit.....	73
Tab. 4.15	Eintrittshäufigkeit eines Filterbrandes.....	73
Tab. 4.16	Eintrittshäufigkeit eines Versagens des Abwasserverdampfers.....	74
Tab. 4.17	Potenzielle Strahlenexpositionen in der Umgebung für die radiologisch repräsentativen Störfälle /EBW 14/.....	75
Tab. 4.18	Eintrittshäufigkeit eines Brandes in einem Abfallcontainer.....	76
Tab. 4.19	Eintrittshäufigkeit eines Erdbebens mit postuliertem Folgebrand.....	77
Tab. 4.20	Ermittelte Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen aus anderen Aktivitätsinventaren.....	78
Tab. 4.21	Häufigkeiten für Treffer durch Flugzeugabstürze.....	83

Tab. 4.22	Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse (DWR) .....	92
Tab. 4.23	Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen ohne Brennstabschäden (DWR) .....	93
Tab. 4.24	Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse (SWR) .....	94
Tab. 4.25	Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Aktivitätsfreisetzungen ohne Brennstabschäden (SWR) .....	95



## Abkürzungsverzeichnis

AtG	Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)
BE	Brennelement
BfE	Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
DiD	Defence in depth
DWR	Druckwasserreaktor
ESK	Entsorgungskommission
EVA	Einwirkung von außen
EVI	Einwirkung von innen
FLAB	Flugzeugabsturz
GKN	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar / Kernkraftwerk Neckarwestheim
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency
IRS	International Reporting System for Operational Experience
KGR	Kernkraftwerk Greifswald
KKB	Kernkraftwerk Brunsbüttel

KKG	Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
KKI	Kernkraftwerk Isar
KKK	Kernkraftwerk Krümmel
KKP	Kernkraftwerk Philippsburg
KKS	Kernkraftwerk Stade
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KMK	Kernkraftwerk Mühlheim-Kärlich
KMV	Kühlmittelverluststörfall
KRB	Kernkraftwerk Gundremmingen
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
KWB	Kernkraftwerk Biblis
KWO	Kernkraftwerk Obrigheim
KWW	Kernkraftwerk Würgassen
ME	meldepflichtiges Ereignis
NEA	Nuclear Energy Agency
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RDB	Reaktordruckbehälter

RSB	Reaktor-Sicherheitsbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SHB	Sicherheitsbehälter
SSA	Sicherheitsstatusanalyse
SiAnf	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
StrSchV	Strahlenschutzverordnung
SWR	Siedewasserreaktor
TÜV	Technischer Überwachungs-Verein
VdTÜV	Verband der Technischen Überwachungs-Vereine
WLN	Weiterleitungsnachricht

**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)