

**Probabilistische  
Bewertungen von  
Ereignissen für den  
Mitte-Loop-Betrieb  
deutscher Anlagen**

## **Probabilistische Bewertungen von Ereignissen für den Mitte-Loop-Betrieb deutscher Anlagen**

Siegfried Babst  
Inés Mateos Canals  
Gerhard Mayer  
Winfried Pointner

Dezember 2021

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4719R01378 durchgeführt.

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

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

**Deskriptoren**

Kernkraftwerk, Mitte-Loop-Betrieb, Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

## Kurzfassung

Das BMUV/BASE-Vorhaben 4719R01378 hatte die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Ereignissen, welche im Ausland bei Mitte-Loop-Betrieb aufgetreten sind, für die laufenden deutschen Kernkraftwerke zum Inhalt. Dazu wurde die vorhandene PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von Anlagen mit Druckwasserreaktor methodisch weiterentwickelt, um bisher nicht betrachtete Ereignisabläufe beim  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb probabilistisch bewerten zu können.

Für die Ermittlung von relevanten Ereignissen wurde die ausländische Betriebserfahrung der vergangenen 20 Jahre, insbesondere die im Rahmen des Incident Reporting System der IAEA gemeldeten Ereignisse, herangezogen. Für die im Ausland aufgetretenen Ereignisse wurde überprüft, ob sie auf die deutschen Anlagen übertragbar sind. Ereignisse, die bisher in der generischen PSA der GRS nicht berücksichtigt sind, wurden probabilistisch bewertet. Dabei handelt es sich um die Ereignisse: Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und gleichzeitiger großer kaltseitiger Öffnung am Primärkreislauf (so genanntes Diablo-Canyon-Szenarium), Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung und Lecks am Primärkreislauf durch Fehlhandlungen des Personals.

Insgesamt wurde für die neu bewerteten Ereignisse eine Brennstabschadenshäufigkeit von  $5,6E-07/a$  berechnet. Den größten Beitrag (ca. 60 %) liefert das Ereignis „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung“.

Die neu bewerteten Ereignisse wurden ganzheitlich hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet. Ein wesentliches Verbesserungspotential ließ sich nicht ableiten.



## Abstract

The subject of the BMUV/BASE project 4719R01378 was the assessment of events that occurred in foreign nuclear power plants during mid-loop operation and the evaluation of their safety significance for the German nuclear power plants. For this purpose, the existing PSA for shutdown operation was extended to include so far unconsidered event sequences during mid-loop operation.

For the identification of relevant events, the foreign operating experience of the past 20 years, in particular the events reported within the framework of the IAEA's Incident Reporting System, was used. For the events that occurred abroad, it was checked whether they are transferable to the German plants. The following events have been evaluated probabilistically: failure of the residual heat removal with closed reactor pressure vessel and simultaneous large cold side opening at the primary circuit (so-called Diablo Canyon scenario), actuation of the emergency core cooling criteria due to errors in the nitrogen injection and leaks in the primary circuit due to incorrect operator actions.

Overall, a fuel damage frequency of  $5.6E-07$ /year was calculated for the evaluated events. The largest contribution (approx. 60 %) is due to the event "actuation of the emergency core cooling criteria due to errors in the nitrogen injection".

The newly considered events were evaluated comprehensively regarding their safety-related significance. A significant potential for safety improvement could not be derived.



# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung .....</b>	<b>I</b>
	<b>Abstract.....</b>	<b>III</b>
<b>1</b>	<b>Einleitung.....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Stand von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>3</b>
2.1	National .....	3
2.1.1	Bisherige Arbeiten der GRS .....	3
2.1.2	Wichtige Untersuchungen anderer Institutionen .....	5
2.1.3	Beratungen der Reaktorsicherheitskommission.....	5
2.1.4	Bewertungsmaßstäbe .....	6
2.1.5	Bewährte Vorgehensweisen .....	7
2.2	International .....	8
2.2.1	Europäische Union.....	8
2.2.2	OECD .....	9
2.2.3	U.S. NRC .....	9
<b>3</b>	<b>Ermittlung relevanter Ereignisse .....</b>	<b>11</b>
3.1	Ereignisse aus der internationalen Betriebserfahrung .....	11
3.1.1	NUREG-1269, Ausfall des Nachkühlsystems bei Mitte-Loop-Betrieb .....	12
3.1.2	IRS 7321, Unerwartete Absenkung des RDB-Füllstandes.....	13
3.1.3	IRS 7472, Ausfall einer Nachkühlpumpe während des Mitte-Loop- Betriebes .....	14
3.1.4	IRS 7633, Fälschliches Öffnen eines Sicherheitsventils im Nachkühlsystem.....	15
3.1.5	IRS 7683, Unkontrollierter schneller Kühlmittelabfluss aus dem PKL bei Anlagenstillstand, INES 1 .....	16
3.1.6	IRS 8026, Ausspeisen von zu viel Kühlmittel aus dem Primärkreis beim Absenkvorgang .....	18
3.1.7	IRS 8190, Kühlmittelverlust während der Revision, INES 1.....	19



3.1.8	Nichteinhaltung von Betriebsvorschriften bei der Entleerung des Primärkreislaufs, INES 2 .....	21
3.2	Zu betrachtende Ereignisse .....	22
<b>4</b>	<b>Thermohydraulische Untersuchungen .....</b>	<b>25</b>
<b>5</b>	<b>Probabilistische Bewertung der ausgewählten Ereignisse .....</b>	<b>31</b>
5.1	Betrachtete Betriebsphasen .....	31
5.2	Betrachtete Ereignisse in der Referenz-PSA .....	32
5.3	Endzustände .....	33
5.4	Systemfunktionen.....	34
5.5	Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL.....	35
5.5.1	Festlegungen des BHB .....	36
5.5.2	Eintrittshäufigkeit.....	36
5.5.3	Ereignisablauf und probabilistische Bewertung .....	39
5.6	Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung .....	42
5.6.1	Eintrittshäufigkeit.....	42
5.6.2	Ereignisablauf und probabilistische Bewertung .....	43
5.7	Lecks durch Fehlhandlungen .....	47
5.7.1	Festlegungen des BHB .....	47
5.7.2	Eintrittshäufigkeit.....	48
5.7.3	Leck im Sicherheitsbehälter bei geschlossenem RDB (S9.1-B2) .....	49
5.7.4	Leck im Ringraum bei geschlossenem RDB (S9.2-B2).....	51
5.7.5	Leck im Sicherheitsbehälter bei geöffnetem RDB (S9.1-C) .....	54
5.7.6	Leck im Ringraum bei geöffnetem RDB (S9.2-C) .....	56
5.8	Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen .....	59
<b>6</b>	<b>Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung .....</b>	<b>61</b>
6.1	Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL.....	61

6.2	Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung .....	62
6.3	Lecks durch Fehlhandlungen .....	63
<b>7</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>67</b>
7.1	Ermittlung relevanter Ereignisse .....	67
7.2	Weiterentwicklung der PSA für den Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen .....	68
7.3	Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung .....	69
7.4	Schlussfolgerungen.....	70
	<b>Literaturverzeichnis .....</b>	<b>73</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis .....</b>	<b>77</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis .....</b>	<b>79</b>
	<b>Tabellenverzeichnis .....</b>	<b>81</b>

# 1 Einleitung

Seit Mitte der 90er Jahre werden für deutsche Anlagen probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für den Nichtleistungsbetrieb durchgeführt. Hier sind insbesondere die BMU/BfS-Forschungsvorhaben SR2274/2383 „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR“ /GRS 03/ und SR2467 „Methodenentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für SWR der Baulinie 69“ /GRS 06/ zu nennen. Als Ergebnis dieser Untersuchungen wurde die Analyse von Ereignisabläufen im Nichtleistungsbetrieb in den Umfang der periodischen Sicherheitsüberprüfungen /BAN 05/ und in das kerntechnische Regelwerk aufgenommen /SIA 15/. Ferner führten diese Untersuchungen zu Verbesserungen in den Anlagen und damit zu einer Erhöhung des Sicherheitsniveaus.

Für DWR-Anlagen zeigten die durchgeführten Untersuchungen die besondere sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignissen bei abgesenktem Füllstand ( $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb). In dieser Betriebsphase befindet sich nur noch ca. halb so viel Kühlmittel im Primärkreislauf wie im Normalbetrieb. Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr heizt sich deshalb das verbliebene Kühlmittel schneller auf. Ohne rechtzeitige Gegenmaßnahmen würde es innerhalb weniger Stunden zu einer Kernfreilegung kommen.

In der jüngsten Vergangenheit sind verschiedene Ereignisse, die im Ausland bei Mitte-Loop-Betrieb aufgetreten sind, dahingehend diskutiert worden (z. B. /RSK 19/), ob sie auf deutsche Anlagen übertragbar sind, und ob ein methodischer Weiterentwicklungsbedarf für die PSA oder ein Verbesserungspotential der Anlagen besteht.

Zielsetzung der Arbeiten in diesem Vorhaben ist es, die sicherheitstechnische Bedeutung von im Ausland aufgetretenen Ereignissen für die laufenden deutschen Kernkraftwerke zu ermitteln. Dazu wird die vorhandene PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen methodisch weiterentwickelt, um bisher nicht betrachtete Ereignisabläufe beim  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb probabilistisch bewerten zu können.

Zunächst wurde der bezüglich des Mitte-Loop-Betriebes (in den deutschen Anlagen  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb) relevante Stand von Wissenschaft und Technik aufbereitet. Die Ergebnisse zu diesem Arbeitspunkt sind im Kapitel 2 zusammengestellt.

Für die Ermittlung von relevanten Ereignissen wurde die ausländische Betriebserfahrung, insbesondere das Incident Reporting System (IRS) der International Atomic Energy

Agency (IAEA) herangezogen /IAE IRS/. Diese Datenbasis wurde nach Ereignissen gescreent, bei denen Störungen bei der Füllstandsabsenkung oder bei abgesenktem Füllstand (Mitte-Loop-Betrieb) aufgetreten sind. Ferner wurde eine thermohydraulische Analyse durchgeführt, um Aussagen zur Übertragbarkeit abzuleiten zu können. Die Ergebnisse zu diesem Arbeitspunkt sind in den Kapiteln 3 und 4 zusammengestellt.

Die ermittelten relevanten Ereignisse wurden probabilistisch bewertet, siehe Kapitel 5. Dafür wurde die vorhandene PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen /GRS 03/ weiterentwickelt. Gemäß dem aktualisierten PSA-Leitfaden /FAK 15/ wurden für die neu modellierten Ereignisabläufe Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände ausgewiesen.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der neu bewerteten Ereignisabläufe wurde anhand der ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände ganzheitlich bewertet, siehe Kapitel 6.

## **2 Stand von Wissenschaft und Technik**

Im Folgenden wird der für das Vorhaben relevante Stand von Wissenschaft und Technik zusammenfassend dargestellt.

### **2.1 National**

#### **2.1.1 Bisherige Arbeiten der GRS**

Die Arbeiten der GRS auf dem Gebiet der probabilistischen Sicherheitsanalysen für den Nichtleistungsbetrieb begannen Anfang der 90er Jahre mit einer Untersuchung zur Übertragbarkeit der Ergebnisse ausländischer Analysen auf deutsche Anlagen /WUR 93/. Anschließend begann die GRS den Nichtleistungsbetrieb einer deutschen Anlage mit Druckwasserreaktor (DWR) probabilistisch zu bewerten /SIM 96/. Referenzanlage für diese Untersuchungen war das Kernkraftwerk Biblis, Block B.

Beginnend im Jahr 1997 bis Ende 2002 führte die GRS in Vorhaben des BMU/BfS (Vorhaben SR2274 und SR2383) eine detaillierte probabilistische Analyse zum Nichtleistungsbetrieb einer Konvoi-Anlage durch /GRS 03/. Im Rahmen dieser Untersuchung wurden die folgenden auslösenden Ereignisse im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb probabilistisch bewertet:

- Notstromfall,
- Betriebsversagen der Nachkühlketten,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale,
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandabsenkung,
- Leck am Nachkühlsystem < 25 cm<sup>2</sup> im Sicherheitsbehälter,
- Leck am Nachkühlsystem < 25 cm<sup>2</sup> im Ringraum.

Für die betrachteten Ereignisse ergab sich eine Gesamthäufigkeit für Gefährdungszustände (Systemschadenzustände der Brennelementkühlung) von 6,7E-06/a. Die Untersuchungen zeigten, dass von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb eine ungefähr gleich hohe Gefährdungshäufigkeit ausgeht, wie von Ereignissen im Leistungsbetrieb. Den dominierenden Beitrag mit ca. 76 % lieferte das auslösende Ereignis „Ausfall der

Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“. Dieses Ereignis ist in der deutschen Betriebserfahrung mehrfach aufgetreten. Der Beitrag des Ereignisses „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandabsenkung“ war vernachlässigbar gering. Im Zuge der Untersuchungen wurde vom Betreiber eine Reihe von Anlagenänderungen vorgenommen, mit dem Ziel, die Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb zu erhöhen. Dazu wurden die Zeitpunkte für wiederkehrende Prüfungen optimiert, die Verfügbarkeiten von Redundanzen erweitert sowie Prozeduren für Handeingriffe verfasst oder verbessert. Als ein Ergebnis dieser Untersuchungen wurde die detaillierte probabilistische Analyse von Ereignisabläufen beim Nichtleistungsbetrieb in den Umfang der periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgenommen /BAN 05/, /FAK 05/, /FAK 15/. Des Weiteren sind die Erkenntnisse aus dem Vorhaben in die „Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke“ eingeflossen /SIA 15/.

Ein weiteres BMU-Vorhaben (SR2606) hatte die „Untersuchung und Ermittlung generischer Mindestanforderungen an Sicherheitseinrichtungen und Prozeduren während der verschiedenen Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs“ /GRS 10/ zum Inhalt. Der weiterentwickelte Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des Nichtleistungsbetriebes sollte auch in die Betriebshandbücher der deutschen Kernkraftwerke einfließen, so dass Ereignisse des Nichtleistungsbetriebes im gleichen Umfang und Detaillierungsgrad wie Ereignisse des Leistungsbetriebes berücksichtigt werden. Dazu wurden Kataloge erstellt, die Anforderungen an Sicherheitseinrichtungen und Prozeduren für sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb beinhalten.

Der Arbeitspunkt 6 des BMU-Vorhabens UM13R01326 „Fachberatung des BMU bei wissenschaftlich technischen Fragestellungen zu Ad-hoc-Problemen im Rahmen der Bundesaufsicht nach Art. 85 GG“ hatte die Ermittlung und Bewertung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb, insbesondere im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, zum Inhalt /GRS 14a/. Ausgangspunkt dafür waren die Anforderungen aus der so genannten „BMU-Nachrüstliste“ /BMU 10/. In dieser Liste wurden u. a. für den Nichtleistungsbetrieb eine Erweiterung der Messeinrichtungen sowie automatische Maßnahmen zur Vermeidung von Handmaßnahmen bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb gefordert. Diese Forderungen wurden auch in der Fortschreibung der „Nachrüstliste“ nach der 13. Änderung des Atomgesetzes aufrechterhalten /BMU 12/.

Dazu hat die GRS zunächst das Verbesserungspotential zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb untersucht. In einem zweiten Schritt wurden die anlagenspezifischen Unterschiede bei den Vorgehensweisen und Vorkehrungen im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb

ermittelt und bewertet. Auf dieser Grundlage wurden Maßnahmen abgeleitet, mit denen die Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb erhöht und ein verbessertes einheitliches Sicherheitsniveau erreicht werden kann.

### **2.1.2 Wichtige Untersuchungen anderer Institutionen**

Wesentliche Versuche zum Anlagenverhalten bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb wurden im Rahmen des BMWi-Fördervorhabens 1501436 durchgeführt /ARE 17/. Die verwendete Versuchsanlage PKL III bildet eine Vorkonvoi-Anlage ab.

Es wurden verschiedene Versuche mit Ausfall der Nachkühlung im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb durchgeführt. Die Versuchsergebnisse lieferten Erkenntnisse hinsichtlich der Bereitstellung von Systemen und der Durchführung von Personalhandlungen. Dabei wurde u. a. auch die Wirksamkeit des Flutens mit einem Nachkühlstrang oder mit Druckspeichern vor dem Wiedereinschalten von Nachkühlsträngen aufgezeigt /UMM 10/.

Des Weiteren wurden verschiedene Deborierungsszenarien untersucht. Es zeigte sich, dass die in /GRS 03/ betrachteten inhomogenen Deborierungen (Einspeisen von Deionatpfropfen) aufgrund der Vermischungsvorgänge auf dem Weg zum Reaktorkern nicht zu Brennstabschäden führen und daher für die PSA vernachlässigbar sind. Dies gilt auch für mögliche Deborierungen als Folge eines Reflux-Condenser-Betriebes /ARE 07/.

### **2.1.3 Beratungen der Reaktorsicherheitskommission**

Die Reaktorsicherheitskommission hat sich in verschiedenen Beratungen mit dem Nichtleistungsbetrieb beschäftigt. Die RSK-Stellungnahme /RSK 02/ vom 16.05.2002 leitet Folgerungen aus der von der GRS durchgeführten anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse für den Nichtleistungsbetrieb einer Konvoi-Anlage /GRS 03/ ab.

Die RSK-Stellungnahme „Ausfall der Primären Wärmesenke“ /RSK 12/ vom 05.04.2012 formuliert u. a. auch Anforderungen an den Stillstand der Anlagen. So sind die Auflagen und Bedingungen für den Betrieb und den Stillstand der Anlagen dahingehend zu überprüfen, ob geeignete Anforderungen an die Verfügbarkeit der Primären Wärmesenke unter Berücksichtigung von potenziellen Ausfallursachen und der Beherrschbarkeit eines Ausfalls in der jeweiligen Betriebsphase festgelegt sind.

Auch die RSK-Empfehlung zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke (450. Sitzung am 26./27.09.2012) beschäftigt sich u. a. mit dem Nichtleistungsbetrieb. So sind für auslegungsüberschreitende Überflutungen des Ringraumes im Nichtleistungsbetrieb mit abgesenktem Füllstand in den Hauptkühlmittelleitungen Maßnahmen aufzuzeigen, mit denen kurzfristig und mittelfristig eine Ergänzung des verdampften Inventars erreicht werden kann (dabei ist z. B. zu belegen, dass die Druckspeicher-Einspeisung gesichert verfügbar ist und aktiviert werden kann).

Die RSK-Empfehlung „Zulässigkeit von Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten sowie Festlegung von Maßnahmen zur Ereignisbeherrschung bei Mitte-Loop-Betrieb“ /RSK 19/ vom 05.06.2019 beschäftigt sich explizit mit den Regelungen des BHB für den  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb. Aus den Beratungen wurden drei Empfehlungen abgeleitet: So sollen im Hinblick auf die Vermeidung eines Ausfalls der Nachkühlung bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb in den Sicherheitsspezifikationen (SSP) die mit einem Arbeits- und Prüfverbot belegten Systeme im Einzelnen aufgeführt sowie Besonderheiten für den  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, z. B. bezüglich zusätzlicher Überwachungsmaßnahmen oder spezieller Verfügbarkeitsvorgaben, verankert sein. Des Weiteren sollte anlagenspezifisch verifiziert werden, dass die in der Stellungnahme aufgeführten Mindestverfügbarkeiten durch die in den SSP aufgeführten Verfügbarkeiten abgedeckt sind. Ferner sollen größere kaltseitige Öffnungen und größere tief liegende heißseitige Öffnungen (z. B. DE-Mannlöcher) am PKL nur bei entladendem Kern vorgenommen werden. Wird eine derartige Öffnung bei beladenem Kern während des  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs erzeugt, sind sicherheitstechnische Einzelfallbetrachtungen vorzunehmen und weitere Vorkehrungen zu treffen. Die letzte Empfehlung zielt auf die Beherrschung des so genannten Diablo-Canyon-Szenariums ab (Ausfall der Nachkühlketten bei gleichzeitiger größerer kaltseitiger Öffnung des PKL bei abgesenktem Füllstand).

#### **2.1.4 Bewertungsmaßstäbe**

##### **PSA-Leitfaden**

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen ist für alle KKW auch eine PSA vorzulegen. Umfang und Inhalt werden durch den PSA-Leitfaden /BAN 05/, /FAK 05/ und seine Aktualisierung /FAK 15/ festgelegt. Für den Nichtleistungsbetrieb ist eine PSA der Stufe 1 durchzuführen. Dazu sind zunächst Betriebszustände/Betriebsphasen zu definieren und für diese Zustände mögliche auslösende Ereignisse zu ermitteln. Des Weiteren sind für den Nichtleistungsbetrieb spezifische Endzustände zu definieren. Die Vorgehensweise bei den Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen ist die gleiche wie für



Ereignisse im Leistungsbetrieb. Gemäß der letzten Aktualisierung des PSA-Leitfadens /FAK 15/ ist für die relevanten auslösenden Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb die Häufigkeit für Brennstabschadenzustände zu ermitteln, d. h., eine Unterscheidung in Gefährdungs- und Kernschadenzustände ist nicht mehr erforderlich.

## **Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke**

Beginnend im Jahr 2003 wurde das bestehende kerntechnische Regelwerk überarbeitet und modernisiert /SIA 15/. Im Ergebnis entstanden die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, welche für alle sicherheitstechnischen Bewertungen, insbesondere für Anlagenänderungen heranzuziehen sind. Die Sicherheitsanforderungen berücksichtigen systematisch alle Betriebsphasen einer Anlage. Ferner wurden phasenspezifisch Nachweiskriterien, Anforderungen an Sicherheitseinrichtungen sowie zu untersuchende Ereignisse definiert (/SIA 15/ Anhang 2). Enthalten ist auch eine Anzahl von Ereignissen, welche bei abgesenktem Füllstand im PKL zu betrachten sind. In Ergänzung der deterministischen Nachweisführungen muss durch probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung überprüft werden. Ferner werden probabilistische Analysen zur Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz von Anlagenänderungen oder neuen Erkenntnissen gefordert, wenn ein nennenswerter Einfluss auf die Ergebnisse der PSA zu erwarten ist.

### **2.1.5 Bewährte Vorgehensweisen**

#### **Betriebshandbücher**

Die Betriebshandbücher behandeln die Thematik „ $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb“ bzw. Störungen während des „ $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs“ in unterschiedlicher Form und Detaillierung.

Anforderungen an Systemverfügbarkeiten und Instandhaltungseinschränkungen für den  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb finden sich in allen Anlagen im Teil 2 eines BHB. Zwischen den Anlagen gibt es jedoch Unterschiede, beispielsweise bezüglich der Anzahl der bereitzuhaltenden Druckspeicher oder Dampferzeuger. In allen Anlagen finden sich in den Betriebshandbüchern Einschränkungen hinsichtlich der erlaubten Instandhaltungstätigkeiten bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb. So darf in den für die Abfuhr der Nachzerfallswärme bereitgestellten Systemen, einschließlich deren Stromversorgung und Leittechnik, nicht gearbeitet werden. Ferner bestehen in allen Anlagen Einschränkungen für Arbeiten im Reaktorschutzsystem /GRS 19/.

Das Vorgehen bei Störungen und Störfällen ist unterschiedlichen Teilen des BHB zu entnehmen. Für einige Ereignisse sind Prozeduren im BHB-Teil 2, Anomaler Betrieb, vorhanden. Bei einigen Ereignissen ist schutzzielorientiert (BHB Teil 3, Störfälle) vorzugehen. Zum Teil gibt es auch in den Notfallhandbüchern Handlungsanleitungen für Ereignisse bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb.

## **2.2 International**

### **2.2.1 Europäische Union**

#### **EU-Stresstest**

Im Jahre 2012 wurden alle nationalen Empfehlungen aus dem EU-Stresstest in einem Peer Review Report zusammengefasst /ENS 12/. Der Mitte-Loop-Betrieb wird im Kapitel „Loss of Safety Systems“ angesprochen:

*„Erhöhung der Sicherheit im abgeschalteten Zustand und im Mitte-Loop-Betrieb. Beispiele für Verbesserungen sind die Reduzierung oder das Verbot des Mitte-Loop-Betriebs, das Verfügarmachen von bestimmter Hardware, Prozeduren und Schulungen, die Verwendung anderer verfügbarer Wasserquellen (z. B. von Druckspeichern), die Notwendigkeit der Verfügbarkeit von Dampferzeugern während des Nichtleistungsbetriebs und die Verfügbarkeit von Speisewasser in allen Betriebszuständen.“ (Übersetzung durch GRS)*

#### **European Commission, Joint Research Centre (JRC)**

Die Studie „Events Related to Low Power and Shutdown“ des Joint Research Centre befasst sich auch mit Ereignissen bei abgesenktem Füllstand im Primärkreislauf /JRC 15/. Es werden aufgetretene betriebliche Ereignisse aufgelistet und Schlussfolgerungen gezogen. Für den Mitte-Loop-Betrieb werden folgende Empfehlungen abgeleitet:

- Empfehlung 16: Systemtechnische Verbesserungen sollten in Erwägung gezogen werden, z. B. diversitäre Füllstandsmessungen, automatische Kühlmittelspeisung bei einem Low-Level-Signal.
- Empfehlung 17: Es sollten schriftliche Anweisungen / Prozeduren vorhanden sein für den Fall, dass Messungen des Kühlmittelfüllstandes bei Mitte-Loop-Betrieb widersprüchliche Messwerte liefern.

- Empfehlung 21: Systeme zur automatischen Kühlmittleinspeisung bei einem unerwarteten Füllstandsabfall sollten unmittelbar vor Beginn der Füllstandsabsenkung geprüft werden.

### **2.2.2 OECD**

Im Jahr 2006 veröffentlichte die NEA Working Group on Operating Experience den Bericht „Loss of Residual Heat Removal (RHR) while at mid-loop conditions corrective actions“ /NEA 06/. Der Bericht beschäftigt sich mit den verschiedenen Phänomenen, die zum Ausfall der Nachkühlung bei Mitte-Loop-Betrieb führen können und mit den vorhandenen Maßnahmen zur Vermeidung und Beherrschung solcher Szenarien. Dazu wurde ein Fragebogen an die Mitgliedsstaaten versandt.

Die Untersuchungen zielten auf die Wirksamkeit der vorhandenen Vorkehrungen ab, da solche Ereignisse weiterhin aufgetreten sind. Der Bericht kam zu dem Schluss, dass der wahrscheinlichste Grund, warum dieses Thema weiterhin ein Problem darstellt, darin besteht, dass Korrekturmaßnahmen nicht so schnell wie erforderlich umgesetzt wurden. Behörden sollten mit verbindlichen Auflagen solche Korrekturmaßnahmen einfordern.

### **2.2.3 U.S. NRC**

Die Auswertung beschränkt sich auf Dokumente der NRC, die nach dem Jahr 2000 veröffentlicht wurden. Dokumente aus dem davor liegenden Zeitraum wurden bereits in den Vorhaben SR2274 und SR2383 /GRS 03/, siehe oben, ausgewertet.

#### **NRC Information Notice 2005-16: Outage Planning and Scheduling**

Hier werden PSA-Ergebnisse für den Mitte-Loop Betrieb und meldepflichtige Ereignisse mit Fehlern bei der Planung und Durchführung von Revisionstätigkeiten angesprochen, welche sich auf den Mitte-Loop-Betrieb auswirken:

- Seabrook NPP: Die PSA ergab hohe Kernschadenshäufigkeiten für den Mitte-Loop Betrieb (> E-03/a).
- Point Beach, Unit 1: Installation von Absperrungen im heißen Strang, ohne vorherige Einrichtung eines geeigneten Entlüftungspfad für das Reaktorkühlsystem.

- Millstone Unit, 2: Ausfall der Nachkühlung vor dem Absenkvorgang auf Mitte-Loop durch unbeabsichtigtes Schließen des Ventils hinter dem Nachkühler.
- Calvert Cliffs, Unit 1: Teilweiser Ausfall der Nachkühlung bei Mitte-Loop Betrieb durch Schließen eines Ventils hinter einem der beiden Zwischenkühler.

Des Weiteren werden in dieser Information Notice die folgenden Punkte angesprochen:

- Durch Verkürzung der Revisionszeiten findet der Mitte-Loop-Betrieb zu Zeiten mit höherer Nachzerfallsleistung statt. Bei einem Füllstandsabfall oder beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr sind die Zeiten bis zum Sieden und zur Freilegung des Kerns nun kürzer.
- Planung und Ausführung von Arbeiten während der Revision können erhebliche Auswirkungen auf das Anlagenrisiko haben. Sorgfältige Arbeitsplanung ist erforderlich, um sicherzustellen, dass die Kühlsysteme zur Nachwärmeabfuhr funktionsfähig bleiben. Es wird auf die Umsetzung von früheren Auflagen hingewiesen.

#### **NRC Information Notice 2008-02: Findings identified during component design bases inspections**

In dieser Information Notice werden verschiedene Ereignisse angesprochen. Einer der Fälle betraf den Mitte-Loop-Betrieb. Es bestand die Möglichkeit, dass die Nichtberücksichtigung der Unsicherheit bestimmter Messungen zu einem potenziell unzureichenden Abstand zur Wirbelbildung in den Nachkühlpumpen während des Mitte-Loop-Betriebes führt.

#### **NRC Information Notice 2009-22: Recent human performance issues at Nuclear Power Plants**

Hier wird u. a. von einem Ereignis in Three Mile Island Block 1 berichtet. Aufgrund der mangelnden Koordinierung von Wartungs- und Betriebstätigkeiten führte die Installation einer Dampferzeuger-Mannloch-Abdeckung bei Mitte-Loop-Betrieb zu einem unerwarteten Abfall der Füllstandsanzeige für den Reaktorkühlkreislauf. Die Änderung der Füllstandsanzeige veranlasste die Operateure ein „ungewöhnliches Ereignis“ zu erklären. Der angezeigte Wert fiel, weil gleichzeitig über Ventilatoren der Reaktorkühlkreislauf entlüftet wurde.

### **3 Ermittlung relevanter Ereignisse**

#### **3.1 Ereignisse aus der internationalen Betriebserfahrung**

Für die Ermittlung der relevanten Ereignisse wird die ausländische Betriebserfahrung herangezogen. Dafür werden die Ereignisse aus dem Incident Reporting System (IRS) der International Atomic Energy Agency (IAEA) der letzten 20 Jahre (seit dem Jahr 1999) ausgewertet /IAE IRS/. Der Zeitraum davor wurde bereits in der Untersuchung der GRS „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR“ /GRS 03/ betrachtet. Insgesamt beinhaltet die IRS-Datenbank für diesen Zeitraum mehr als 700 Ereignisse für DWR-Anlagen. Für eine Abfrage wurden die Stichwörter „mid-loop“, „shutdown“, „outage“, „refueling“, „residual heat removal“ und „drainage“ herangezogen. Die Auswertung beschränkt sich auf westliche Anlagen, Ereignisse aus WWER-Anlagen wurden nicht berücksichtigt.

Insgesamt wurden 8 Ereignisse ermittelt, bei denen im Nachkühlbetrieb, bei der Füllstandsabsenkung oder bei abgesenktem Füllstand Störungen auftraten. Diese potenziell relevanten Ereignisse werden dahingehend überprüft, ob sie auch in der Stillstands-PSA der GRS zu berücksichtigen wären. Die Ereignisse werden Im Folgenden in chronologischer Reihenfolge dargestellt.

Eine Ausnahme ist das Ereignis in der Anlage Diablo Canyon, welches bereits im Jahr 1987 auftrat. Es wurde nicht an die IAEA im Rahmen des IRS berichtet und war der GRS bei der Durchführung der Vorhaben SR2274 und SR2383 „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR“ (1997 bis 2002) /GRS 03/ nicht bekannt. Aufgrund des Potentials für einen Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem Reaktordruckbehälter (RDB) bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf wird dieses Ereignis hier mitbetrachtet.

Das kürzlich (08.10.2019) aufgetretene Ereignis „Nichteinhaltung von Betriebsvorschriften bei der Entleerung des Primärkreislaufs“ in der französischen Anlage Golfech 2 wurde noch nicht an die IAEA gemeldet, wird aber hier mitberücksichtigt.

### **3.1.1 NUREG-1269, Ausfall des Nachkühlsystems bei Mitte-Loop-Betrieb**

10.04.1987, Diablo Canyon Block 2, USA, 1.164 MWe, in Betrieb seit 1986.

#### **Ereignisbeschreibung**

Die Anlage befand sich im Mitte-Loop-Betrieb bei geschlossenem PKL. Es liefen Arbeiten zum Öffnen der Mannlöcher an den Dampferzeugern.

Ein Operateur öffnete vor Ort für einen Test eine Entwässerungsleitung einer Containment-Durchdringung, ohne das Wartpersonal darüber zu informieren. Als Folge einer undichten Armatur kam es über die Entwässerungsleitung zum Füllstandsabfall im PKL. Die Operateure schlossen die Entnahme- und Einspeiseleitungen zum PKL und der Füllstandsabfall wurde gestoppt.

Die laufende Nachkühlpumpe wurde nach Schwankungen der Stromaufnahme von Hand abgeschaltet und die zweite Nachkühlpumpe zugeschaltet. Auch an dieser Pumpe kam es zu Schwankungen der Stromaufnahme, woraufhin auch diese Pumpe abgeschaltet wurde. Damit war das Nachkühlsystem ausgefallen und das Primärkühlmittel begann sich aufzuheizen. Auf der Warte war zu diesem Zeitpunkt keine Anzeige mehr über die Kernaustrittstemperatur verfügbar, da deren Anschlüsse im Zuge der Vorbereitungen für das Deckelabnehmen bereits getrennt waren.

Die Operateure gingen nicht von Kavitation/Wirbelbildung aufgrund eines zu geringen PKL-Füllstandes aus, sondern zweifelten an der temporären Füllstandsanzeige auf der Warte. Das erneute Zuschalten einer Nachkühlpumpe schlug fehl.

Nach ca. einer Stunde ohne Nachkühlung wurden die Operateure darüber informiert, dass die Mannlöcher an den Dampferzeugern noch nicht entfernt waren, wenn auch die Schrauben bereits entspannt waren. Daraufhin wurde durch Öffnen der Ventile zum Flutbehälter Kühlmittel in den PKL eingespeist. Ca. 1 ½ Stunden nach dem Ausfall des Nachkühlsystems wurde wieder eine Nachkühlpumpe in Betrieb genommen und der Nachkühlbetrieb fortgesetzt /NRC 87/.

## **Sicherheitstechnische Bedeutung**

Im vorliegenden Fall waren die Mannlöcher am PKL noch geschlossen. Bei Ausfall des Nachkühlsystems und einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf würde durch die Aufheizung des Kühlmittels und den folgenden Druckaufbau im RDB Kühlmittel in Richtung dieser Öffnung transportiert und aus dem Primärkreislauf gedrückt. Das zur Beherrschung des Ereignisses eingespeiste Kühlmittel würde ebenfalls in Richtung dieser Öffnung strömen, ohne den RDB wieder aufzufüllen oder zur Kühlung des Reaktorkerns beizutragen. Solche kaltseitigen Öffnungen werden beispielsweise beim Öffnen der Hauptkühlmittelpumpe oder von Mannlöchern an Dampferzeugern geschaffen.

## **Übertragbarkeit**

Ursache für den Füllstandsabfall waren Fehlhandlungen des Personals und eine undichte Armatur.

Das Szenarium „Ausfall des Nachkühlsystems bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf“ ist auf die deutschen DWR-Anlagen übertragbar. Allerdings werden in deutschen Anlagen geplante Tätigkeiten, welche zu einer großen kaltseitigen Öffnung am PKL führen, nicht in Betriebsphasen durchgeführt, in denen sich Brennelemente im RDB befinden. Zu betrachten sind daher nur störungsbedingte Tätigkeiten.

In /GRS 03/ wurde das auslösende Ereignis T7 „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ bei geschlossenem RDB berücksichtigt, allerdings ohne eine kaltseitige Öffnung am PKL.

### **3.1.2 IRS 7321, Unerwartete Absenkung des RDB-Füllstandes**

02.02.1999, Arkansas Nuclear One Block 2, USA, 1.040 MWe, in Betrieb seit 1978.

## **Ereignisbeschreibung**

Der Umladekanal sollte für das Aufsetzen des Reaktordeckels entleert werden. Dazu wurden die ND-Einspeisepumpen genutzt, wobei sich eine der Pumpen im Nachkühlbetrieb befand. Bei einem RDB-Füllstand von 2,66 m (0,6 m entspricht der Unterkante Loop) stellte das Personal fest, dass der Füllstand rapide abfiel. Es nahm daraufhin eine

ND-Pumpe außer Betrieb und instruierte das Personal vor Ort die Handarmatur zum Borsäurebehälter zu schließen. Während des Schließvorganges (Dauer: 1,5 Minuten) fiel der RDB-Füllstand auf 1,42 m.

Mit den HD-Einspeisepumpen wurde der Füllstand auf den vorgesehenen Wert angehoben. Die Anlage wurde ca. 7 Minuten mit zu geringem RDB-Füllstand betrieben. Kavitation an den ND-Einspeisepumpen trat nicht auf.

Ursache für den Füllstandsabfall war eine ungeeignete Prozedur für den Entleerungsvorgang sowie ungenügende Schulung des Personals.

### **Übertragbarkeit**

Auch in den deutschen Anlagen ist es möglich, dass durch Fehler bei Personalhandlungen bei der Füllstandsabsenkung zu viel Kühlmittel ausgespeist wird. Fehler bei der Absenkung des Füllstandes im PKL wurden in der PSA der GRS /GRS 03/ durch das auslösende Ereignis T7.1 „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung“ berücksichtigt.

#### **3.1.3 IRS 7472, Ausfall einer Nachkühlpumpe während des Mitte-Loop-Betriebes**

19.09.2001, Beznau-1, Schweiz, 365 MW, in Betrieb seit 09.12.1969.

### **Ereignisbeschreibung**

Während des Mitte-Loop-Betriebs fiel eine von zwei laufenden Nachkühlpumpen aus. Das Personal war dabei, die RDB-Deckelschrauben zu lösen.

Ursache für den Pumpenausfall war eine gelöste Schraube an einem Lager. Um Kavitation der verbliebenen Pumpe zu vermeiden, wurde der Durchfluss reduziert. Die Kühlmitteltemperatur stieg von 40 °C auf 50 °C. Nach einem Tag war eine Ersatzpumpe installiert. Der Betreiber erwähnt weitere Kühlmöglichkeiten, für den Fall, dass auch die zweite Pumpe ausgefallen wäre.



## **Übertragbarkeit**

Ein zusätzlicher Ausfall der letzten laufenden Nachkühlpumpe hätte zum Ausfall der Nachkühlung geführt. Ein solcher Ereignisablauf ist in /GRS 03/ durch das auslösende Ereignis T7 „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ berücksichtigt.

### **3.1.4 IRS 7633, Fälschliches Öffnen eines Sicherheitsventils im Nachkühl-system**

15.04.2003, Angra 2, Brasilien, 1.275 MWe, in Betrieb seit 2001.

Anlagenzustand: PKL-Druck 31 bar, PKL-Temperatur 75 °C.

#### **Ereignisbeschreibung**

Bei der Inbetriebnahme des Nachkühlstrangs 1 fielen die Füllstände im Druckhalter und im Volumenausgleichsbehälter des Volumenregelsystems. Bei Erreichen des Grenzwertes für den DH-Füllstand wurde eine der Kühlmittelentnahmeleitungen von Hand geschlossen. Als nächstes sprachen die Füllstandsmessung des Flutbehälters (hoch) und die Sumpf-Füllstandsmessungen im Ringraum an. Daraufhin wurde die Nachkühlpumpe 1 abgeschaltet.

Durch die angesprochenen Meldungen kam das Personal zu dem Schluss, dass das Sicherheitsventil auf der Druckseite der Nachkühlpumpe fälschlich angesprochen hatte und dann nicht wieder schloss. Mit dem Abschalten der Nachkühlpumpe 1 (nach 18 min) schloss es wieder und die Leckage wurde beendet. Insgesamt sind 5 m<sup>3</sup> Primärkühlmittel in den Ringraum ausgetreten.

Ursache: Falsche Einstellung des Ansprechwertes des Sicherheitsventils und ungünstig gewähltes Testintervall. Die Sicherheitsventile des Nachkühlsystems sind in den Standard-Testanweisungen enthalten, allerdings ohne festgelegtes Testintervall. Das Inspektionspersonal hat für diese Ventile das Testintervall der Druckprüfung des Nachkühlsystems (4 Jahre) übernommen. Das betroffene Sicherheitsventil wäre danach erst während des vierten Brennelementzyklus (in 2 Jahren) geprüft worden. Ferner war die Meldung ausgefallen, dass das Sicherheitsventil geöffnet hatte.

## **Übertragbarkeit**

Das Ereignis trat im Nachkühlbetrieb vor dem Absenken des Füllstandes im Primärkreislauf auf.

Vor Beginn des Nachkühlbetriebes beim Abfahren wird in den deutschen Anlagen eine Dichtheitsprüfung der Nachkühlstränge durchgeführt. Dabei sollte ein solcher Fehler entdeckt werden. Ein solches Ereignis wäre auch beim Wiederanfahren möglich, wenn bei Arbeiten in der Revision an einem Nachkühlstrang eine Fehleinstellung des Sicherheitsventils vorgenommen worden wäre und dieser Strang später zur Nachkühlung wieder in Betrieb genommen würde.

Bei fehlerhafter Einstellung des Ansprechwertes kann das Sicherheitsventil auf der Druckseite der Nachkühlpumpe fälschlich öffnen. Ist dieses Ventil über einen längeren Zeitraum geöffnet, kommt es zu einem Kühlmittelverlust aus dem PKL. In den Vorkonvoi-Anlagen (KWG und KBR) würde es wie in der Anlage Angra-2 zu einem Kühlmittelausstrom über einen Flutbehälter in den Ringraum kommen. In den Konvoi-Anlagen (KKI-2, KKE, GKN-2) befindet sich dieses Sicherheitsventil im Sicherheitsbehälter. Die zugehörige Abblaseleitung führt in den Druckhalter-Abblasebehälter. Bei einem solchen Ereignis würde in diesen Anlagen ein Kühlmittelverlust im Sicherheitsbehälter eintreten.

Ein Leck dieser Größe ist in /GRS 03/ durch die auslösenden Ereignisse S8.1 „Leck am Nachkühlsystem < 25 cm<sup>2</sup> im Sicherheitsbehälter“ und S8.2 „Leck am Nachkühlsystem < 25 cm<sup>2</sup> im Ringraum“ berücksichtigt.

### **3.1.5 IRS 7683, Unkontrollierter schneller Kühlmittelabfluss aus dem PKL bei Anlagenstillstand, INES 1**

20.06.2003, Doel 1, Belgien, 433 MWe, in Betrieb seit 1975.

Es handelt sich um eine Westinghouse 2-Loop-Anlage.

Anlagenzustand: unterkritisch kalt, 24 Stunden nach Vollastbetrieb, RDB geschlossen, Kühlmitteltemperatur 40 °C, Kühlmitteldruck = Umgebungsdruck, Absenkung des Füllstandes für den Mitte-Loop-Betrieb hatte begonnen.

## **Ereignisbeschreibung**

Bei einem DH-Füllstand von 60 % fiel dieser schnell und unkontrolliert ab. Spätere Analysen ergaben eine Entnahmerate von 12,6 m<sup>3</sup>/min. Der Operateur schaltete die kurz zuvor in Betrieb genommene zweite Nachkühlpumpe wieder aus, wodurch sich die Abflussrate halbierte.

Ca. 6 Minuten später erschien eine Überlaufmeldung an einem der Flutbehälter. Das Wartepersonal erkannte daraufhin, dass eine Verbindung von der Druckseite der Nachkühlpumpen zum Flutbehälter (zwei Armaturen) geöffnet worden war. Das Personal schloss daraufhin die beiden fälschlich geöffneten Armaturen und startete die Borsäureeinspeisung. So konnte ein Lufteintrag in die Nachkühlpumpen und somit der Ausfall der Nachkühlung verhindert werden.

Insgesamt wurden ungewollt 50 m<sup>3</sup> Kühlmittel aus dem PKL entnommen. Der Füllstand im Druckhalter war so weit abgefallen, dass die Füllstandsanzeige des Druckhalters nicht mehr verfügbar war.

Der Kühlmittelverlust wurde ausgelöst durch das Öffnen von zwei Absperrarmaturen auf der Druckseite der Nachkühlpumpen. Zwei aufeinander folgende Fehler bei der Durchführung einer Prüfung nach einer Anlagenänderung (Austausch der sicherheitsrelevanten Zeitrelais) in einem Elektrik-Schrank führten zum Öffnen der Ventile. Ferner waren für die Durchführung der Tests auf dem Schaltpult in der Hauptwarte die Schalter aller Komponenten, die sich in diesem Test-Regime befanden, mit undurchsichtigen Kappen abgedeckt. So konnte das Öffnen der beiden Armaturen nicht sofort auf dem Schaltpult erkannt werden.

## **Übertragbarkeit**

In den deutschen Anlagen sind vier Nachkühlstränge vorhanden. Bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb sind mindestens 2 Nachkühlstränge in Betrieb und einer in Flutbereitschaft. Arbeiten oder Prüfungen dürfen an diesen Strängen in dieser Betriebsphase nicht durchgeführt werden. Für Arbeiten am Reaktorschutz gelten je nach Anlage unterschiedliche Restriktionen.

Auch in den deutschen Anlagen ist es denkbar (beispielsweise durch Verwechslung der Redundanz oder Fehler bei Freischaltungen oder Prüfungen), dass Armaturen in

laufenden Nachkühlsträngen fälschlich geöffnet werden und dadurch ungewollt Kühlmittel aus dem PKL entnommen wird.

### **3.1.6 IRS 8026, Ausspeisen von zu viel Kühlmittel aus dem Primärkreis beim Absenkvorgang**

19.04.2007, Nogent 2, Frankreich, 1.310 MWe, in Betrieb seit 1989.

#### **Ereignisbeschreibung**

Die Anlage war abgefahren und das Ausspeisen des Kühlmittels aus dem Primärkreis für den Brennelementwechsel („Einstellen Mitte-Loop-Betrieb“) wurde vorbereitet. Um ein schnelleres Ausspeisen zu erreichen, sollte dem Druckhalter über eine Entlüftungsleitung mittels Druckluft ein Überdruck von 200 mbar aufgeprägt werden.

Während des Ausspeisens des Kühlmittels hatte das Personal Schwierigkeiten, die ausgespeiste Menge zu bestimmen, da gleichzeitig ein Druckspeicher entleert wurde. Eine neue Schicht stellte wenige Stunden später fest, dass das Ausspeisen ungewöhnlich lang dauerte und unterbrach den Vorgang. Eine Bilanzierung ergab, dass ca. 160 m<sup>3</sup> statt der üblichen Menge von 110 m<sup>3</sup> ausgespeist worden waren. Der Füllstand im Reaktordruckbehälter war auf einen Wert unterhalb des Deckels, aber oberhalb der Kühlmittleitungen abgefallen. Die Schicht ergänzte 50 m<sup>3</sup> Kühlmittel.

Darüber hinaus wurde durch Fehler des Personals vor dem Beginn des Ausspeisens dem Druckhalter keine Druckluft aufgeprägt. Beim Ausspeisen sank deshalb der Druck im Druckhalter bzw. dem Primärkreis soweit ab, dass davon ausgegangen wird, dass Kühlmittel verdampft sein könnte.

Das Ereignis ist auf Mängel in der Betriebsführung und in den Prozeduren zurückzuführen.

#### **Übertragbarkeit**

Vor dem Ausspeisen des Kühlmittels aus dem Primärkreis wird in deutschen DWR-Anlagen ebenfalls ein Überdruck im Primärkreis durch Einspeisen eines Gases in den Druckhalter aufgeprägt. Dabei wird jedoch Stickstoff verwendet (Druck ca. 4,7 bar).

Durch die Ausdehnung des Stickstoffs bei der Ausspeisung wird der Druck im Primärkreis bis zum Erreichen des Mitte-Loop-Niveaus auf Atmosphärendruck abgebaut.

Das Ereignis ist auf die deutschen Anlagen übertragbar. Auch hier ist denkbar, dass das Druckaufprägen vor der Füllstandsabsenkung fälschlich unterlassen wird.

### **3.1.7 IRS 8190, Kühlmittelverlust während der Revision, INES 1**

27.04.2011, Asco 1, Spanien, 1.032 MWe, in Betrieb seit 1982,

es handelt sich um eine Westinghouse 3-Loop-Anlage,

Anlagenzustand: RDB nach Umladung, RDB-Deckel aufgesetzt aber Deckelschrauben noch nicht fest angezogen, Mitte-Loop-Betrieb, Strang A des Nachkühlsystems in Betrieb, Strang B in Bereitschaft für eine Prüfung.

#### **Ereignisbeschreibung**

Bei der Prüfung sollte die Leittechnik zur Umschaltung eines Nachkühlstranges auf den Sicherheitsbehältersumpf getestet werden. Für diese Prüfung ist es erforderlich, dass sich die beteiligten Armaturen spannungslos in geschlossener Stellung befinden. Eine dieser Armaturen (Sumpfsaugarmatur VM1614) befand sich jedoch nicht im geforderten Zustand, und die entsprechende Wartenanzeige wurde nicht wahrgenommen. Bei der Durchführung der Prüfung öffnete die betroffene Armatur, und Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf konnte in den Sicherheitsbehältersumpf gelangen, da sich der Nachkühlstrang B in Bereitschaft befand und deshalb die Armatur auf der Saugseite (am PKL) geöffnet war.

Die Meldungen „Füllstand im Containment Not-Sumpf B“, „Geringer Füllstand im PKL“ und „Füllstand im Containment Not-Sumpf A“ erschienen. Das Personal nahm den Füllstandsabfall im PKL nicht wahr, sondern beobachtete zunächst nur die Abnahme von Durchfluss, Druck und Stromverbrauch im Nachkühlstrang A. Daher folgte das Personal nicht der für diesen Störfall vorgesehenen Prozedur „Exzessives Leck am PKL“.

Kurz darauf erschien die Meldung „Geringer Durchfluss hinter den Nachkühlern“. Nachdem das Schichtpersonal dies erkannte, folgte es der Prozedur „Fehlfunktion des Nachkühlsystems, Ausfall von einer oder mehr Nachkühlpumpen“. Wegen der Abnahme von Durchfluss, Druck und Stromverbrauch wurde die Nachkühlpumpe im Nachkühlstrang A von Hand abgeschaltet. Danach wurde die Pumpe wieder gestartet, mit dem Ziel, ein

Instrumentierungsproblem auszuschließen. Diese Handlungen waren in keiner Prozedur vorgesehen.

Weil die Pumpe im Nachkühlstrang A weiter mit Anomalien arbeitete, wurde die Pumpe im Nachkühlstrang B von Hand zugeschaltet. Als Folge der fälschlich geöffneten Sumpfarmatur in diesem Strang saugte die Pumpe sowohl vom PKL als auch vom Containment-Sumpf B an und der Füllstand im RDB stieg. Das Schichtpersonal erkannte nicht, dass das Kühlmittel aus dem Sumpf in den PKL zurückgefördert wurde. Dies wurde erst nach dem Ereignis durch Analyse der Füllstandsaufzeichnungen erkannt. Die Nachkühlpumpe im Strang A wurde von Hand abgeschaltet und für unverfügbar erklärt.

Drei Minuten später kam der Schicht-Manager zurück in die Hauptwarte. Er stellte fest, dass das Nachkühlsystem von Strang A auf Strang B umgeschaltet war und die Sumpfsaugarmatur VM1614 offenstand. Die Armatur wurde geschlossen. Insgesamt war sie für ca. 9 Minuten geöffnet. Der Füllstand im PKL wurde mit dem Nachkühlstrang B mit Kühlmittel aus dem Flutbehälter wieder angehoben. Nach ca. ½ Stunde war der Normalfüllstand wieder erreicht. Ca. 25 m<sup>3</sup> Kühlmittel waren aus dem PKL ausgelaufen.

Ca. 40 Personen hielten sich in dem überfluteten Bereich auf. Kontaminationswerte auf der Haut wurden bei diesen Personen nicht festgestellt.

Ca. zwei Stunden nach dem Ereignis war die Nachkühlpumpe im Strang A wieder verfügbar. Dazu wurde das System zunächst entlüftet und anschließend geprüft. Für diese zwei Stunden war nur ein Nachkühlstrang verfügbar. Die kontaminierten Bereiche wurden gereinigt.

## **Übertragbarkeit**

In den deutschen Anlagen sind vier Nachkühlstränge vorhanden. Bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb sind mindestens 2 Nachkühlstränge in Betrieb und einer in Flutbereitschaft. Arbeiten oder Prüfungen dürfen an diesen Strängen in dieser Betriebsphase nicht durchgeführt werden. Für Arbeiten am Reaktorschutz gelten je nach Anlage unterschiedliche Restriktionen.

Auch in den deutschen Anlagen ist es denkbar (beispielsweise durch Verwechslung der Redundanz oder Fehler bei Freischaltungen oder Prüfungen), dass Armaturen in

laufenden Nachkühlsträngen fälschlich geöffnet werden und dadurch fälschlich Kühlmittel aus dem PKL entnommen wird.

### **3.1.8 Nichteinhaltung von Betriebsvorschriften bei der Entleerung des Primärkreislaufs, INES 2**

08.10.2019, Golfech 2, Frankreich, 1.363 MWe, in Betrieb seit 1994.

#### **Ereignisbeschreibung**

Die Anlage war abgefahren und das Ausspeisen des Kühlmittels aus dem Primärkreis für den Brennelementwechsel („Einstellen Mitte-Loop-Betrieb“) wurde vorbereitet. Dafür sollte gemäß den Vorschriften ein Entlüftungsventil am Druckhalter geöffnet werden, um durch eine Luftzufuhr den Volumenausgleich zu gewährleisten. Dieses Ventil sollte von einem Kraftwerksmitarbeiter vor Ort verfahren werden. Der Mitarbeiter begab sich an den Ventilort, wurde jedoch gestört, so dass er das Ventil nicht öffnete und das Ventil in der Geschlossen-Stellung verblieb. Das Entlüftungsventil am RDB-Deckel befand sich ebenfalls in der Geschlossen-Stellung.

Der Primärkreislauf befand sich zu diesem Zeitpunkt auf einem niedrigen Druckniveau und die Kühlmitteltemperatur betrug ca. 60 °C. Die Füllstandsabsenkung im Primärkreislauf wird durch Füllstandsmessungen am Druckhalter und am Reaktordruckbehälter kontrolliert. Die Werte werden mit der ausgespeisten Kühlmittelmenge verglichen. Zuvor wird die automatische Auslösung der beiden Not- und Nachkühlstränge über den Reaktorschutz gemäß den Technischen Spezifikationen außer Betrieb genommen.

Das Wartpersonal nahm an, dass das Ventil am Druckhalter zum Volumenausgleich im Primärkreislauf geöffnet worden war und begann mit der Füllstandsabsenkung. Infolgedessen verringerte sich der Druck im Primärkreislauf und die Füllstandsmessungen waren nicht mehr repräsentativ für die tatsächliche Situation. Nach 8 h Entleerungszeit fiel dem Wartpersonal auf, dass die ausgespeiste Menge nicht in Übereinstimmung mit der vorliegenden Messung des Druckhalter-Füllstands war. Die Kühlmittelentnahme wurde unterbrochen und der Sachverhalt überprüft. Dafür wurde ein Mitarbeiter in das Reaktorgebäude gesandt, um die Stellung des Druckhalter-Entlüftungsventils vor Ort zu überprüfen. Es wurde festgestellt, dass das Entlüftungsventil am Druckhalter sich noch in der Geschlossen-Stellung befand. Das Ventil wurde nach Rücksprache mit der Warte geöffnet. Durch den Druckausgleich sank der Füllstand im Druckhalter schnell ab und

fiel unter den Anzeigebereich. Es kam zum Schwappen von Primärkreislaufwasser und Luft zwischen dem Reaktordruckbehälter und den Dampferzeugern. Aufgrund des Füllstandsabfalls im Primärkreislauf wurde der Primärkreislauf anschließend mit dem Sicherheitseinspeisesystem wieder aufgefüllt.

Entsprechend der Technischen Spezifikation hätte das Wartenpersonal zuerst den Füllstand im Primärkreislauf anheben sollen, bevor das Druckhalter-Entlüftungsventil geöffnet wird. Zusätzlich hätte die automatische Anregung der Not- und Nachkühlstränge im Reaktorschutz wieder scharf geschaltet werden sollen, da der Primärkreis noch geschlossen war. Dies war nicht erfolgt und stellte einen Verstoß gegen die Betriebsvorschriften dar.

### **Übertragbarkeit**

Vor dem Ausspeisen des Kühlmittels aus dem Primärkreis wird in deutschen DWR-Anlagen ein Überdruck im Primärkreis durch Einspeisen von Stickstoff (Druck ca. 4,7 bar) in den Druckhalter aufgeprägt. Durch die Ausdehnung des Stickstoffs bei der Ausspeisung wird der Druck im Primärkreis bis zum Erreichen des Mitte-Loop-Niveaus auf Atmosphärendruck abgebaut.

Das Ereignis ist auf die deutschen Anlagen übertragbar. Auch hier ist denkbar, dass fälschlich kein Stickstoff in den Primärkreis eingespeist wird. Siehe auch Ereignis IRS 8026, Ausspeisen von zu viel Kühlmittel aus dem Primärkreis beim Absenkvorgang, Abschnitt 3.1.6.

### **3.2 Zu betrachtende Ereignisse**

Aus den im Vorangegangenen ermittelten Ereignissen lassen sich folgende potenzielle auslösende Ereignisse ableiten:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem Reaktordruckbehälter (RDB) bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf, 10.04.1987, Diablo Canyon Block 2.
- Fehler bei der Absenkung des Füllstandes im Primärkreislauf 02.02.1999, Arkansas Nuclear One Block 2; 19.04.2007, Nogent 2.



- Leck durch fälschlich geöffnete Armaturen,  
10.04.1987, Diablo Canyon Block 2; 15.04.2003, Angra 2; 20.06.2003, Doel 1;  
27.04.2011, Asco 1.
- Ausfälle von Nachkühlketten,  
19.09.2001, Beznau-1.
- Fehler beim Druckaufprägen / Druckausgleich beim Absenken des Füllstandes im  
PKL,  
19.04.2007, Nogent 2; 08.10.2019, Golfech 2.

Der Ausfall von Nachkühlketten ist bereits in der PSA der GRS /GRS 03/ durch das auslösende Ereignis T7.2 „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ berücksichtigt. Ebenso verhält es sich mit Fehlern bei der Absenkung des Füllstandes im PKL, welche durch das auslösende Ereignis T7.1 „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung“ berücksichtigt sind. Weiterer Untersuchungsbedarf besteht daher für die Ereignisse:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem Reaktordruckbehälter (RDB) bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf,
- Leck durch fälschlich geöffnete Armaturen und
- Fehler beim Druckaufprägen bei der Füllstandsabsenkung.

Diese Ereignisse werden im Folgenden probabilistisch bewertet.



## 4 Thermohydraulische Untersuchungen

Bei zwei in Frankreich aufgetretenen Ereignissen kam es zu Fehlern beim Druckaufprägen oder beim Druckausgleich im Zuge der Füllstandsabsenkung im PKL, siehe Abschnitte 3.1.6 und 3.1.8.

In den deutschen DWR-Anlagen wird vor dem Absenken des Füllstandes im Primärkreis auf  $\frac{3}{4}$ -Loop ein Überdruck durch Stickstoff-Einspeisen in den Druckhalter aufgeprägt (ca. 4,7 bar). Das geschieht gleichzeitig mit dem Kaltsprühen des Druckhalters. Durch die Ausdehnung des Stickstoffs bei der Kühlmittelausspeisung und durch das Kaltsprühen des Druckhalters wird der Druck im Primärkreis bis zum Erreichen des  $\frac{3}{4}$ -Loop-Niveaus auf Atmosphärendruck abgebaut. Hierbei ist es denkbar, dass das Druckaufprägen vor der Füllstandsabsenkung fälschlich unterlassen wird.

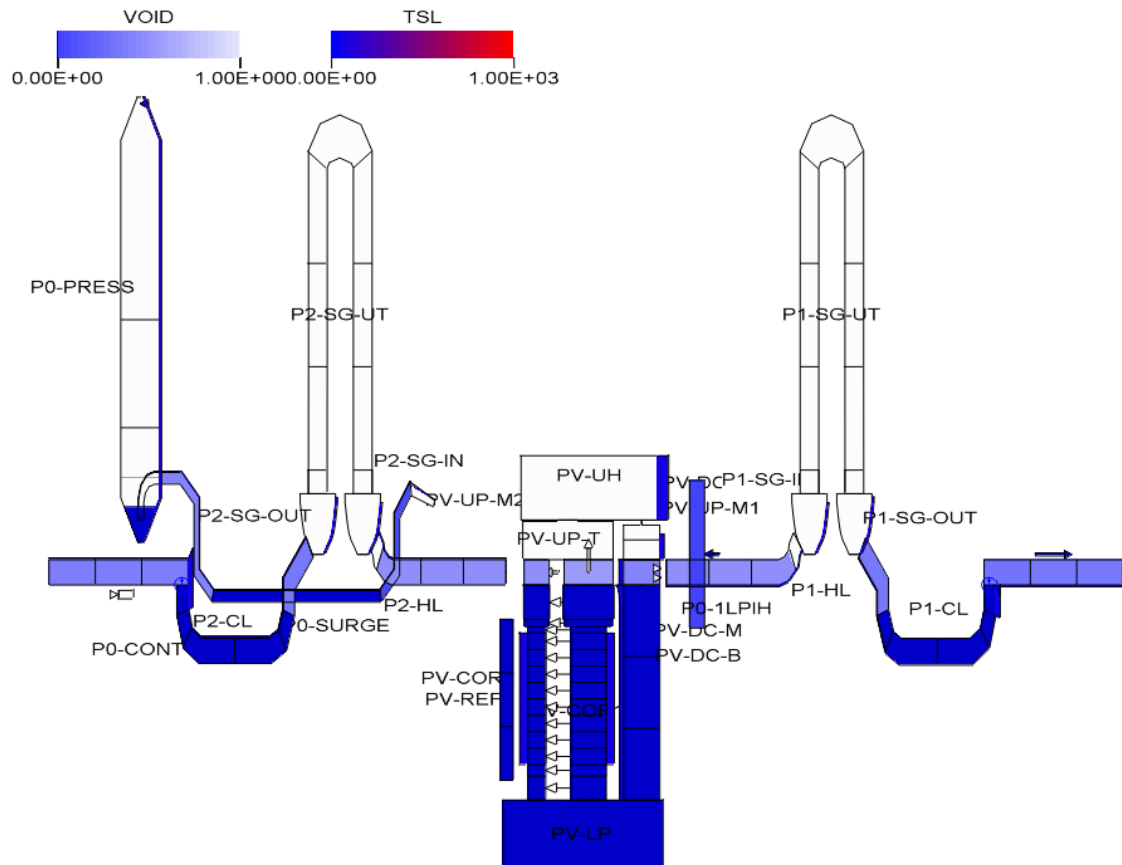
Für die deutschen Anlagen ist zu untersuchen, welche Auswirkungen sich ergeben, wenn vor dem Absenken des Füllstandes auf  $\frac{3}{4}$ -Loop fälschlicherweise kein Druck mit Stickstoff aufgeprägt wird. Es stellt sich die Frage, ob der Druck so weit absinkt, dass die Nachkühlpumpen durch Kavitation ausfallen können. Für dieses Szenarium lagen bisher keine thermohydraulischen Analysen vor. Daher wurde in diesem Vorhaben eine solche Analyse durchgeführt, um die möglichen Auswirkungen zu ermitteln.

Ein generischer Analysesimulator für einen DWR wurde ausgewählt als Basis für ein vereinfachtes Modell, das die Druckabsenkung während der Füllstandsabsenkung auf  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb abbildet. Die wichtigsten Eigenschaften des Modells sind:

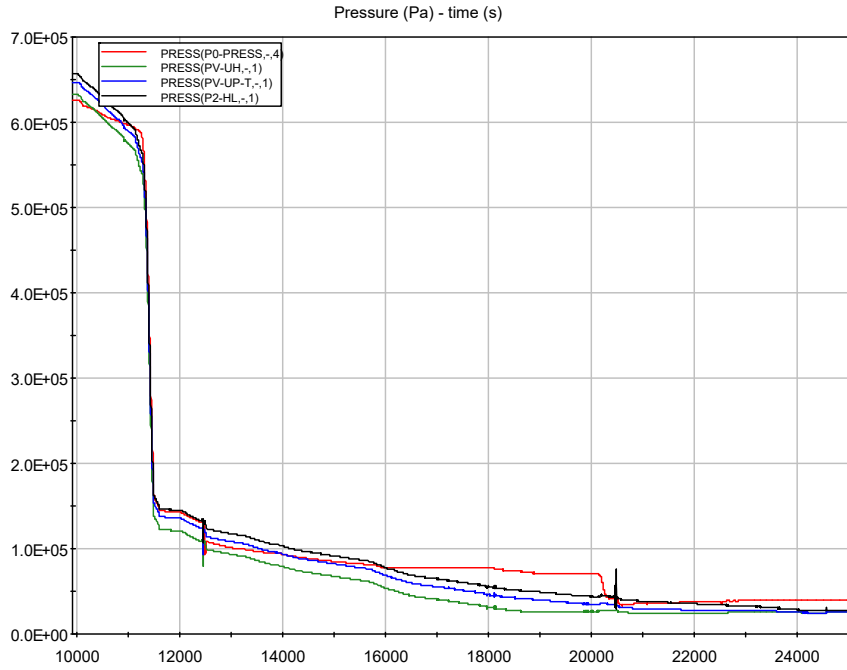
- nur die Primärseite wird simuliert, ohne Wärmeinträge in die Dampferzeuger,
- die Nachzerfallsleistung im Kern beträgt 30 MW ( $t = 10.000$  s nach Abschalten),
- die Hauptkühlmittelpumpen sind abgeschaltet,
- die Wärmeabfuhr erfolgt durch drei Nachkühlsysteme (3 Loops).

Vor der Füllstandsabsenkung beträgt der Druckhalterdruck etwa 6 bar<sub>abs</sub> und der Füllstand im Druckhalter 4,2 m. Die Wassertemperatur im Druckhalter entspricht der Sättigungstemperatur. Die Kühlmitteltemperatur im oberen Plenum, im Deckelraum, in den heißen Strängen, den Dampferzeugerein- und -austrittskammern und U-Rohren beträgt abhängig von der Nachzerfallsleistung, von der Anzahl der in Betrieb befindlichen Nachkühlsysteme und der Nebenkühlwassertemperatur zwischen 55 °C und 65 °C.

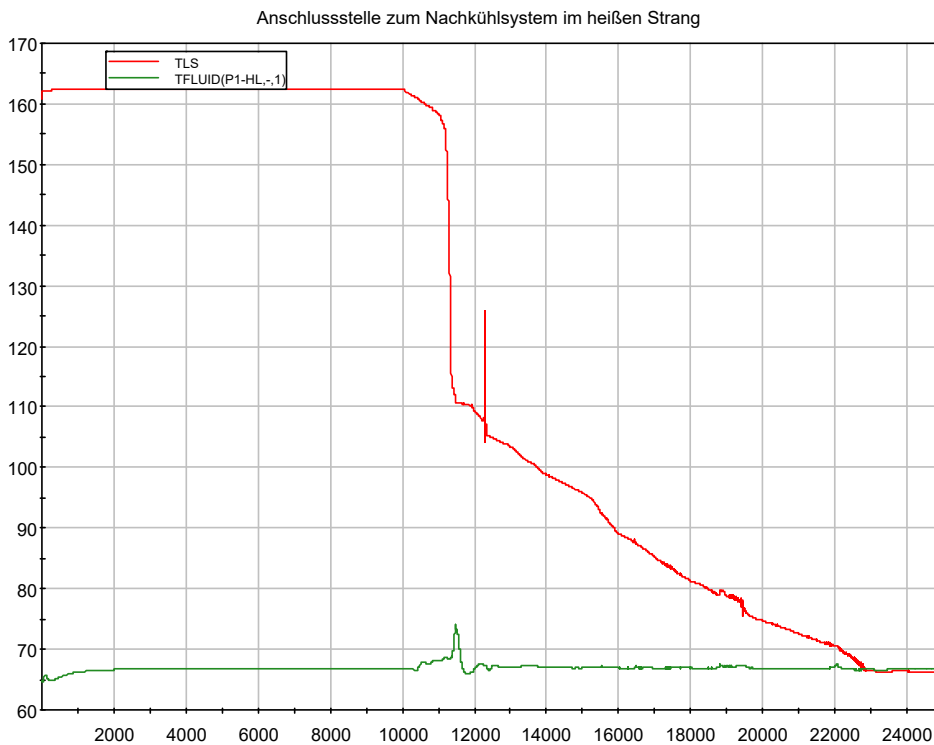
Nachdem die stationären Bedingungen erreicht wurden ( $t = 10.000$  s), beginnt die Füllstandabsenkung. Der Unterschied zwischen ein- und ausgehenden Massenströmen beträgt  $5$  kg/s pro Loop, in denen ein Nachkühlsystem in Betrieb ist (insgesamt verlassen das System  $15$  kg/s), sodass der  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb nach circa  $14.000$  Sekunden erreicht wird ( $t = 23.600$  s). Abb. 4.1 zeigt die Infografik des Analysemodells bei  $t = 23.600$  s.



**Abb. 4.1** Infografik des Analysemodells, Void fraction im heißen Strang =  $0,5$  ( $t = 23.600$  s)



**Abb. 4.2** Druck im Druckhalter (rot), Upper Head (grün), Reaktordruckbehälter top (blau) und heißen Strang (schwarz)



**Abb. 4.3** Wassertemperatur (grün) und Sättigungstemperatur (rot) an der Anschlussstelle zum Nachkühlsystem im heißen Strang

Abb. 4.2 zeigt die Entwicklung des Drucks an verschiedenen Stellen des Primärkreislaufes. In Abb. 4.3 sind die Wasser- und Sättigungstemperatur an der Anschlussstelle zum Nachkühlsystem im heißen Strang dargestellt.

Die durchgeführten Analysen ergaben, dass sich bei einer Füllstandabsenkung auf  $\frac{3}{4}$ -Loop ohne vorheriges Einspeisen von Stickstoff im Primärkreis ein Druck einstellt, der dem Sättigungsdruck am Kernaustritt entspricht, da bei einem höheren Druck als dem Sättigungsdruck Dampf am unterkühlten Kühlmittel kondensiert, bis der Sättigungsdruck erreicht wird. Bei einer Kernaustrittstemperatur von 60 °C stellt sich ein Sättigungsdruck von etwa 0,2 bar<sub>abs</sub> ein.

Im Weiteren wird untersucht, ob es bei diesem Druck zum Ausfall der Nachkühlpumpen durch Kavitation kommen kann.

Im Nachkühlbetrieb wird Primärkühlmittel aus dem heißen Strang (Höhenkoordinate 7,5 m) abgezogen und der Nachkühlpumpe (Höhenkoordinate -4,87 m) zugeführt. Der Höhenunterschied von 12,37 m führt zu einem statischen Druck von 1,19 bar bei einer Kühlmitteldichte von 980 kg/m<sup>3</sup> (repräsentativ für eine Kühlmitteltemperatur zwischen 60 °C und 80 °C). Bei 60 °C ergibt sich aus statischem Druck und Sättigungsdruck ein Gesamtdruck von 1,39 bar<sub>abs</sub> vor der Nachkühlpumpe.

Bei  $\frac{3}{4}$ -Loop Betrieb wird der Kühlmitteldurchsatz im Nachkühlsystem auf 90 kg/s begrenzt, damit kein Gas (Stickstoff) über einen Einlaufwirbel in die Hutze angesaugt wird. In der Nachkühlpumpe stellt sich ein um etwa 20 kg/s größerer Durchsatz ein, da ein Mindestmengenstrom hinter der Pumpe in den Umlaufmassenstrom zurückgeführt wird. Das Pumpenkennfeld zeigt, dass bei einem Durchsatz von 110 kg/s eine NPSH von etwa 5,7 m erforderlich ist, um Kavitation am Pumpenlaufrad zu vermeiden. Der Kühlmittel- druck vor der Pumpe (am Pumpeneinlauf) muss also um etwa 0,55 bar höher sein als der Sättigungsdruck im heißen Strang, d. h., mindestens 0,75 bar<sub>abs</sub> bei 60 °C. Um dies sicherzustellen, darf der Druckverlust in der Ansaugleitung vom heißen Strang zur Nachkühlpumpe nicht mehr als 0,64 bar (1,39 bar<sub>abs</sub> - 0,75 bar<sub>abs</sub>) betragen.

Die Ansaugleitung besteht aus einer etwa 17,5 m langen Leitung mit der Nennweite 250 mm (mit vier 90°-Krümmern und zwei Ventilen) und 35 m mit der Nennweite 300 mm (mit elf 90°-Krümmern, zwei seitlichen Abzweigungen und einem Ventil). In der Leitung mit der Nennweite 250 mm stellt sich eine Strömungsgeschwindigkeit von 1,8 m/s und in der Leitung mit der Nennweite 300 mm von 1,3 m/s ein. Es wird für die Abschätzung

der Reibungsdruckverluste in den Leitungen eine Rauigkeit von 0,15 mm (/VDI 06/, Seite Lb2, Tabelle 1) und ein Zeta-Wert von 0,016 (/VDI 06/, Seite Lb2, Bild 1) angenommen. Hiermit ergibt sich für die Leitung mit der Nennweite 250 mm ein Druckverlust von 1.800 Pa und für die Leitung mit der Nennweite 300 mm ein Druckverlust von 1.500 Pa ohne Berücksichtigung von Krümmern und Ventilen.

Für einen 90° Krümmer wird ein Zeta-Wert von 0,1 angenommen (/VDI 06/, Seite Lc5, Bild 15). Hiermit ergibt sich für die Leitung mit der Nennweite 250 mm und vier Krümmern ein Druckverlust von 600 Pa und für Leitung mit der Nennweite 300 mm und elf Krümmern ein Druckverlust von 900 Pa.

Für den Einlaufdruckverlust an der Hutze wird ein Zeta-Wert von 0,56 angenommen (/VDI 06/, für einen vorstehenden kantigen Einlauf, Seite Lc2, Bild 4). Dies ergibt für den Hutzeneinlauf einen Druckverlust von etwa 500 Pa.

In der Leitung mit der Nennweite 300 mm sind zwei seitliche Abzweigungen vorhanden. Für einen seitlichen Abzweig wird ein Zeta-Wert von 0,8 angesetzt (/VDI 06/, Seite Lc5, Bild 13). Dies führt zu einem Druckverlust von etwa 1.300 Pa.

Für die Ventile wird konservativ ein Zeta-Wert für Eckventile von 6,0 nach Henning angesetzt (/VDI 06/, Seite Lc7), da keine Druckverlustbeiwerte für die Ventile JNA12AA002 und JNA12AA003 mit der Nennweite 250 mm und JNA12AA006 mit der Nennweite 300 mm verfügbar sind. Für die beiden Ventile in der Leitung mit der Nennweite 250 mm ergibt sich ein Druckverlust von etwa 19.000 Pa und für das Ventil in der Leitung mit Nennweite 300 mm ergibt sich ein Druckverlust von etwa 5.000 Pa.

Somit ergibt sich in der gesamten Ansaugleitung ein Druckverlust von 0,31 bar. Dieser Wert ist kleiner als der maximal zulässige Wert von 0,64 bar, so dass aufgrund der Strömungsdruckverluste keine Kavitation zu erwarten ist.

Nachfolgend wird untersucht, ob Dampfbildung in der Hutze infolge der Einlaufdruckverluste erfolgen kann. Eine Dampfansammlung in der Leitung vom heißen Strang zur Nachkühlpumpe kann zur Verringerung des statischen Drucks von 1,19 bar führen und im ungünstigsten Fall vor der Nachkühlpumpe zu einem so geringen Druck führen, dass die erforderliche NPSH zur Verhinderung einer Kavitation am Pumpenlaufrad nicht mehr eingehalten wird.

Bei  $\frac{3}{4}$  Loop Betrieb (Mitte Loop) ist die Hutze etwa 0,4 m überdeckt. D. h., dass am Hutzeneinlass der Druck etwa 4.000 Pa höher ist als der Sättigungsdruck. Die Einlaufdruckverluste addieren sich aus dem Einlaufformverlust (500 Pa, siehe oben), dem Rohrreibungsdruckverlust in der Hutze (200 Pa, bei einer horizontalen Länge von 2 m Länge), eines Krümmers (150 Pa, siehe oben) und des dynamischen Beschleunigungsdruckverlusts (1.600 Pa, Beschleunigung von 0 m/s auf 1,8 m/s). In der Summe beträgt der Einströmdruckverlust etwa 2.500 Pa. Dieser Druckverlust ist nur etwas mehr als die Hälfte des erhöhten Druckverlusts infolge der Kühlmittelüberdeckung am Hutzeneinlass. Es ist daher nicht zu erwarten, dass sich in der Hutze Dampf ausbildet, der sich in der Ansaugleitung ansammelt.

Zusammenfassend kann auf Basis der oben beschriebenen Druckverteilung in der Ansaugleitung vom heißen Strang bis zur Nachkühlpumpe geschlossen werden, dass die Funktionsfähigkeit der Nachkühlpumpe nicht beeinträchtigt ist, wenn vor der Füllstandsabsenkung auf  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb die Stickstoffeinspeisung unterlassen wurde.



## 5 Probabilistische Bewertung der ausgewählten Ereignisse

### 5.1 Betrachtete Betriebsphasen

Die Untersuchungen in diesem Vorhaben konzentrieren sich auf den  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb. In diesem Zustand befindet sich nur noch ca. die Hälfte des Kühlmittels im Primärkreislauf.

Der  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb wird in zwei Betriebsphasen/Anlagenbetriebszustände unterteilt, eine mit geschlossenem und eine mit geöffnetem PKL, siehe Tab. 5.1.

**Tab. 5.1** Phasen des  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs

Betriebsphase /GRS 03/	Betriebsphase BHB	Betriebsphase /SIA 15/	Merkmale	Dauer /GRS 03/
(1) B2	C	C	Absenken des Füllstandes auf $\frac{3}{4}$ -Loop, Primärkreis druckdicht verschlossen	21 h
(1) C	D	D	Öffnen des RDB, $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb	18 h

Der Druck im PKL ist im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb identisch mit dem Atmosphärendruck und die PKL-Temperatur beträgt ca. 50 °C. Hinsichtlich der Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme siehe Tab. 5.2.

**Tab. 5.2** Minimale Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme während einer Revision (entsprechend BHB) /GRS 03/

Betriebsphase	Dampfzeuger	Druckspeicher	HD-Pumpen	Zusatzborierpumpen	Funktion Nachkühlen	Funktion Beckenkühlen
(1) B2	1v4	6v8 <sup>1</sup>	0	0	3v4 <sup>2</sup>	2v3 <sup>3</sup>
(1) C	0	6v8 <sup>1</sup>	0	0	3v4 <sup>2</sup>	2v3 <sup>3</sup>

<sup>1</sup> Hinsichtlich Wasservorrat sind 6 DSP verfügbar, aber die 6 Einspeisearmaturen sind geschlossen und unscharf  
<sup>2</sup> inklusive eines Strangs in Funktion Flutbereitschaft  
<sup>3</sup> ein Strang überschneidet sich mit Funktion Nachkühlen

Der  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb wird zweimal durchlaufen, einmal vor und einmal nach der Brennelementumladung. Hier wird nur die erste Phase betrachtet, da sie aufgrund der höheren Nachzerfallsleistung ungünstiger für die Beherrschung von Störfällen ist.

## 5.2 Betrachtete Ereignisse in der Referenz-PSA

Beginnend im Jahr 1997 bis Ende 2002 führte die GRS in Vorhaben des BMU/BfS eine detaillierte probabilistische Analyse des Nichtleistungsbetriebs einer Konvoi-Anlage durch /GRS 03/. In dieser PSA wurde für die Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen (Gefährdungszuständen) mit einer Nichtverfügbarkeit der vorhandenen Einrichtungen zur Brennelementkühlung („Systemschadenszustände Brennelementkühlung“) ein Erwartungswert von:

$$H_{\text{NLB, SSZ-BE}} = 6,7\text{E-}06/\text{Anlagen-Revision}$$

ermittelt. Das Ergebnis wurde zu etwa 76 % vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühl-signale“ bestimmt. In Tab. 5.3 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und deren Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen (Systemschadenszustände Brennelementkühlung) dargestellt.

**Tab. 5.3** Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände der Brennelementkühlung pro Revision

Auslösendes Ereignis		Erwartungswert
T1.1, 1B2	Notstromfall - extern, RDB geschlossen	4,8E-08
T1.1, 1C	Notstromfall - extern, RDB offen	3,3E-07
T7.1, 1B2	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandabsenkung	< E-09
T7.2, 1B2	Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB geschlossen	1,0E-07
T7.2, 1C	Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB offen	7,4E-07
T8, 1B2	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühl-signale	5,1E-06
S8.1, 1B2	Leck am Nachkühlssystem < 25 cm <sup>2</sup> im Sicherheitsbehälter, RDB geschlossen	2,4E-08
S8.2, 1B2	Leck am Nachkühlssystem < 25 cm <sup>2</sup> im Ringraum, RDB geschlossen	2,4E-08
S8.1, 1C	Leck am Nachkühlssystem < 25 cm <sup>2</sup> im Sicherheitsbehälter, RDB offen	1,7E-07
S8.2, 1C	Leck am Nachkühlssystem < 25 cm <sup>2</sup> im Ringraum, RDB offen	1,7E-07
Gesamtwahrscheinlichkeit:		<b>6,7E-06</b>

Zum Vergleich: Die im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung vom Betreiber eingereichte PSA für den Nichtleistungsbetrieb (Stand 2012) weist mit einer Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände von  $4,5E-06/a$  (Punktwert) einen ähnlichen Wert aus /ENB 12/. Es wurden dieselben auslösenden Ereignisse betrachtet wie in der PSA der GRS /GRS 03/.

### **5.3 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 zwischen beherrschten und unbeherrschten Endzuständen unterschieden:

#### **Beherrschte Zustände**

**OK:** Beherrschter Ereignisablauf

- Die Nachzerfallsleistung wird durch einen Nachkühlstrang oder einen Dampferzeuger abgeführt.
- Die Kühlung der Brennelemente erfolgt bei offenem RDB durch Verdampfung in den Sicherheitsbehälter. Zur Vermeidung eines Brennstabschadenszustands muss die Verdampfungsrate nachgespeist werden. Ferner muss langfristig der Sicherheitsbehälter druckentlastet werden.

**EINTRAG IN SB:** Beherrschter Ereignisablauf mit Kühlmiteleintrag in den SHB

- Dieser Endzustand ist für die Abläufe des Ereignisses „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung (T8)“ relevant, bei denen die Zusatzborierpumpen nicht abgeschaltet werden und es durch die MADTEB (Öffnen des Druckhalter-Abblaseventils) oder durch das Öffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils zu einer Druckbegrenzung und damit zu einem Abblasen in den SHB kommt. Die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite funktioniert in diesem Fall. Langfristig sind weitere Maßnahmen erforderlich, um den Reaktor kalt und drucklos zu fahren.

## **PRÜFDRUCK:** Beherrschter Ereignisablauf mit Erreichen des Prüfdruckes

- Dieser Endzustand ist für die Abläufe des Ereignisses „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung (T8)“ relevant, bei denen die Zusatzborierpumpen nicht abgeschaltet werden und der Druckanstieg weder durch die MADTEB noch durch das Öffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils begrenzt wird. Die Zusatzborierpumpen prägen dem Primärkreis dann den Prüfdruck auf. Die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite funktioniert in diesem Fall. Langfristig sind weitere Maßnahmen erforderlich, um den Reaktor kalt und drucklos zu fahren.

## **Unbeherrschter Zustand**

### **BSZ:** Brennstabschadenzustand

- Ein Brennstabschadenzustand tritt ein, wenn die betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen zur Kühlung der Brennelemente bzw. zur Nachspeisung der Verdampfungsrate im RDB ausgefallen sind.

## **5.4 Systemfunktionen**

Für die hier durchgeführten probabilistischen Bewertungen wurde das RiskSpectrum-Modell aus den Untersuchungen der GRS zur sicherheitstechnischen Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR herangezogen und weiterentwickelt. Die in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen sind im Bericht „Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR“ (GRS-A-3114) /GRS 03/ beschrieben.

Folgende Systemfunktionen wurden neu modelliert oder modifiziert:

- **Nachwärmeabfuhr über Dampferzeuger 10 oder 30:**  
Es wurde berücksichtigt, dass gemäß BHB bei geschlossenem RDB und abgesenktem Füllstand zwei Dampferzeuger einspeise- und abblasebereit zur Verfügung stehen müssen.
- **Sumpfbetrieb:**  
Der in Flutbereitschaft stehende Reserve-Nachkühlstrang wird nach dem Fluten auf Sumpfbetrieb umgeschaltet. Ferner kann bei einem Leck im Primärkreis auch der

nicht vom Leck betroffene Nachkühlstrang für den Sumpfbetrieb genutzt werden. Die Nachwärme wird auf diese Weise aus dem Reaktorkern abgeführt.

– **Sumpffüllstand:**

Für den Sumpfbetrieb ist ein ausreichender Füllstand im Sicherheitsbehältersumpf erforderlich, um Kavitation der Nachkühlpumpen zu vermeiden. Wie in Abschnitt 5.5.3 ausgeführt wird hier davon ausgegangen, dass dafür das Inventar zweier Flutbecken oder eines Flutbeckens und der sechs verfügbaren Druckspeicher eingespeist werden muss.

– **Nachwärmeabfuhr über Verdampfung und Nachspeisung:**

Bei Ausfall der Nachkühlketten bei geöffnetem RDB besteht noch die Möglichkeit, die Nachwärme über Verdampfung abzuführen. Bei Einspeisung des Inventars der 6 verfügbaren Druckspeicher (ca. 200 m<sup>3</sup>) ergibt sich ein Zeitfenster bis zur Kernfreilegung von ca. 13 Stunden. Des Weiteren kann das Inventar der Flutbecken in den Kern eingespeist werden. Bei Einspeisung des Inventars zweier Flutbecken (ca. 800 m<sup>3</sup>) und der Druckspeicher ergäbe sich eine Karenzzeit von ca. 2 ½ Tagen.

– **Sicherheitsbehälter Druckentlastung**

Bei Nachwärmeabfuhr über Verdampfung in den Sicherheitsbehälter ist langfristig (ca. 10 Tage) eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um diesen vor Versagen zu schützen. Diese kann mit dem vorhandenen Venting-System durchgeführt werden.

## **5.5 Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL**

Der Ausfall des Nachkühlsystems bei geschlossenem RDB würde zur Aufheizung des Kühlmittels und zu einem Druckaufbau im RDB führen. Bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf würde das Kühlmittel in Richtung dieser Öffnung transportiert und aus dem Primärkreislauf gedrückt. Das kaltseitig zur Beherrschung des Ereignisses eingespeiste Kühlmittel würde dann ebenfalls in Richtung dieser Öffnung strömen, ohne den RDB wieder aufzufüllen oder zur Kühlung des Reaktorkerns beizutragen. Solche kaltseitigen Öffnungen werden beispielsweise beim Öffnen von Hauptkühlmittelpumpen oder von Mannlöchern an Dampferzeugern geschaffen.

Dieses Szenarium wurde auch im Rahmen der PKL-Versuche /ARE 12/ und in der RSK-Empfehlung „Zulässigkeit von Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten sowie Festlegung

von Maßnahmen zur Ereignisbeherrschung bei Mitte-Loop-Betrieb“ vom 05.06.2019 behandelt /RSK 19/. Die RSK-Stellungnahme enthält dazu folgendes /RSK 19/:

*„Im Hinblick auf das sog. Diablo-Canyon-Szenario führen die Betreiber in [8b] aus, dass dieses Szenario einerseits durch eine entsprechende Begrenzung der Nachzerfallsleistung vermieden werden könne, derart, dass innerhalb einer unterstellten max. 30 minütigen Karenzzeit bis zur Einleitung wirksamer Gegenmaßnahmen keine Siedebedingungen erreicht werden (eine Nachzerfallsleistung von ca. 6 MW entspreche 30 Minuten Karenzzeit). Alternativ könne vor dem Öffnen der kalten Leitung eine ausreichende Entlastungsöffnung auf der heißen Seite geschaffen werden. Damit könne der beim Sieden entstehende Dampf ohne Druckaufbau im Reaktorkühlsystem abgegeben werden. Dementsprechend würden bei Erreichen des ersten Mitte-Loop Betriebes, d. h. beim Abfahren der Anlage, keine großen kaltseitigen Öffnungen (Dampferzeuger-Mannloch primärseitig geöffnet, Hauptkühlmittelpumpen(HKMP)-Welle gezogen, Erstabsperrarmatur ausgebaut) ohne ausreichende heißseitige Entlastungsöffnung herbeigeführt. Eine diesbezügliche Selbstverpflichtungserklärung der Betreiber bestehe seit dem Jahr 2009.“*

#### **5.5.1 Festlegungen des BHB**

Im Rahmen der Beratungen der RSK führten die Betreiber aus, dass bei Erreichen des ersten  $\frac{3}{4}$ -Loop Betriebes keine großen kaltseitigen Öffnungen ohne ausreichende heißseitige Entlastungsöffnung herbeigeführt werden. Eine diesbezügliche Selbstverpflichtungserklärung besteht seit dem Jahr 2009 /RSK 19/. Allerdings sind derzeit in den BHB der deutschen Anlagen keine Festlegungen hinsichtlich einer solchen ausreichenden heißseitigen Entlastungsöffnung zu finden. Nur im BHB einer Anlage wird auf kaltseitige Öffnungen bei geschlossenem RDB dahingehend eingegangen, dass bei aufliegendem RDB-Deckel kaltseitige PKL-Öffnungen nur nach vorheriger Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde zulässig sind.

#### **5.5.2 Eintrittshäufigkeit**

Die größtmöglichen Öffnungen am PKL lassen sich durch das Ziehen einer HKMP-Welle (DN 750), das vollständige Entfernen eines DE-Primär-Mannlochdeckels (DN 500) oder den Ausbau einer Erstabsperrarmatur des Not- und Nachkühlsystems (DN 225) erzeugen. In der Revision eingeplante wiederkehrende Prüfungen oder Instandhaltungsmaßnahmen, die zu einer solchen Öffnung führen würden, werden generell nicht in Betriebsphasen, in welchen sich noch Brennelemente im RDB befinden, freigegeben bzw.

beauftragt /RSK 19/. Dass solche Tätigkeiten fälschlich zu früh freigegeben werden, erscheint äußerst unwahrscheinlich, da zwischen den Anlagenzuständen „ $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei geschlossenem RDB“ und „PKL bis auf Unterkante Loop entleert“ ca. 3 Tage liegen.

Da geplante Tätigkeiten, welche zu einer großen kaltseitigen Öffnung am PKL führen, nicht in Betriebsphasen durchgeführt werden, in denen sich Brennelemente im RDB befinden, bleiben für die probabilistische Bewertung nur störungsbedingte Tätigkeiten. Beispiele dafür wären Schäden an Hauptkühlmittelpumpenwellen oder Undichtigkeiten am PKL während des Leistungsbetriebes, welche bei einem Kurzstillstand behoben werden sollen.

Als Quelle für die Ermittlung der Häufigkeit solcher störungsbedingten Tätigkeiten werden die Jahresberichte der Betreiber herangezogen. Seit dem Jahr 1992 sind zwei Ereignisse bekannt, bei welchen auf unterkritisch kalt abgefahren und eine große Öffnung am PKL geschaffen wurde, um Störungen oder Schäden an Komponenten des Primärkreislaufes in einem Kurzstillstand zu beheben:

- Ereignis in KWB-A, 05. – 11.07.2002: Abfahren des Blockes auf unterkritisch kalt zur Beseitigung einer Dichtungsleckage am Primärmannlochdeckel des Dampferzeugers 3 (kein meldepflichtiges Ereignis)
- Meldepflichtiges Ereignis 1998/128, GKN-1, 01.01. – 05.01.1999: Abfahren der Anlage zur Reparatur einer Dampferzeugerheizrohrleckage, Verstopfen von 5 Heizrohren

Beim Ereignis in der Anlage KWB-A ist nicht bekannt, ob der heißseitige oder der kaltseitige Deckel betroffen war. Beim Ereignis 1998/128 mussten beide Mannlöcher geöffnet werden, so dass eine große heißseitige Entlastungsöffnung vorhanden war. Für die folgende Abschätzung der Eintrittshäufigkeit wird von einem Ereignis im Betrachtungszeitraum von 1992 bis 2019 ausgegangen.

Insgesamt ergibt sich aus dem Betrachtungszeitraum von 1992 bis 2019 eine Bezugszeit von 273 Jahren, siehe Tab. 5.4.

**Tab. 5.4** Bezugszeit

Anlage	Betriebszeit	Zeit (Jahre)
GKN-1, KWB-A, KWB-B, KGU	1992 – 03/2011	81
KKG	1992 – 2015	24
KKP-2, KWG, KBR, KKE, KKI-2, GKN-2	1992 – 2019	168
	<b>Summe:</b>	<b>273</b>

Damit kann die Eintrittshäufigkeit für eine große kaltseitige Öffnung am PKL bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb zu  $5,5E-03/a$  abgeschätzt werden (/FAK 05a/, Gl. 3-11).

**Tab. 5.5** Eintrittshäufigkeit für eine große kaltseitige Öffnung am PKL bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb

Ereignis	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Große kaltseitige Öffnung am PKL bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen	1,5	273	$5,5E-03$	pro Jahr	Beta

Seitens der Betreiber besteht seit dem Jahr 2009 eine Selbstverpflichtungserklärung, dass im ersten  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb keine großen kaltseitigen Öffnungen ohne ausreichende heißseitige Entlastungsöffnung herbeigeführt werden (/RSK 19/. Allerdings sind derzeit in den BHB der deutschen Anlagen keine Festlegungen hinsichtlich einer solchen ausreichenden heißseitigen Entlastungsöffnung zu finden, siehe Abschnitt 5.5.1. Aufgrund der Selbstverpflichtungserklärung und der RSK-Empfehlung wird hier davon ausgegangen, dass diese Regelung dem Führungspersonal bekannt ist und bei der Planung entsprechender Freischaltungen und Arbeitsaufträge berücksichtigt wird. Unter dieser Voraussetzung kann die Wahrscheinlichkeit (Erwartungswert) dafür, dass fehlerhaft unterlassen wird, eine heißseitige Entlastungsöffnung zu schaffen, zu  $0,016$  (Medianwert  $0,01$ ; Errorfaktor 5; Lognormalverteilung) abgeschätzt werden (/SWA 83/, Table 16-1, Item (1)).

Die beiden Kurzstillstände mit  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb und Öffnungen am Primärkreislauf dauerten im Durchschnitt 5 Tage. Für das Absenken auf  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb und das Auffüllen und Wiederauffahren kann eine Zeitdauer von jeweils ca. 24 Stunden angesetzt werden (/GRS 03/, Tabelle 4-1). Mit diesen Annahmen ergibt sich eine Zeitdauer von ca.



72 Stunden für einen  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb mit einer großen Öffnung am Primärkreislauf zur Behebung eines Schadens.

Ein Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb tritt ein bei Betriebsversagen der beiden laufenden Nachkühlstränge. Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit wurde der in /GRS 03/ erstellte Fehlerbaum herangezogen. Dabei wurde eine Missionszeit von 72 Stunden für das Betriebsversagen zu Grunde gelegt. Die numerische Auswertung der Fehlerbäume ergab eine Ausfallwahrscheinlichkeit von  $9,9E-05$ .

**Tab. 5.6** Daten zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für das „Diablo-Canyon-Szenarium“

Ereignis	Erwartungswert
Häufigkeit für eine große kaltseitige Öffnung am PKL bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen	$5,5E-03/a$
Keine heißseitige Entlastungsöffnung	$1,6E-02$
Betriebsversagen der laufenden Nachkühlstränge	$9,9E-05$

Durch Multiplikation dieser Daten ergibt sich eine Häufigkeit von ca.  $8,7E-09/a$  für den Eintritt des so genannten „Diablo-Canyon-Szenariums“ (Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen und gleichzeitig große kaltseitige Öffnung am PKL).

### 5.5.3 Ereignisablauf und probabilistische Bewertung

Für diesen Ereignisablauf liegen thermohydraulische Analysen vor, welche im Rahmen der PKL-Versuche durchgeführt wurden /ARE 12/. Die große kaltseitige Öffnung entstand dabei durch eine gezogene HKMP-Welle. Demnach würde der Ausfall der laufenden Nachkühlstränge ohne Gegenmaßnahmen zu folgendem Ereignisablauf führen:

- 0 min                      Ausfall der laufenden Nachkühlstränge
- ca. 9 min                Beginn der Dampfbildung im Kern, Druckerhöhung,  
Verdrängung von Kühlmittel aus dem unteren Plenum über den  
Downcomer zur kaltseitigen Öffnung
- ca. 17 min              Primärkreisdruck 1,4 bar, Gemischpegel sinkt unter die Kern-  
oberkante

ca. 19 min	„Freiblasen“ des Pumpenbogens, Druckausgleich zwischen heißer und kalter Seite bewirkt ein Angleichen der Füllstände im RDB, Kern ist wieder bedeckt, kontinuierliche Dampfabströmung aus dem Kern zur kaltseitigen Öffnung
ca. 1 h	Gemischpegel sinkt unter die Kernoberkante, Beginn der Kernfreilegung

Mit unmittelbar durchgeführten heiß- und kaltseitigen Druckspeichereinspeisungen kann die Dampfbildung etwa 250 Sekunden pro Druckspeicher verzögert werden, wobei sich heißseitige Druckspeichereinspeisungen günstiger auswirken. Für den langfristigen Erhalt der Kernkühlung bei Dampfabströmung über die kaltseitige Öffnung kann mit einer heißseitigen Druckspeichereinspeisung eine Karenzzeit von ca. 22 min geschaffen werden. In diesem Fall wäre eine kaltseitige Druckspeichereinspeisung günstiger. Hierdurch ergäbe sich eine Karenzzeit von > 30 min pro Druckspeicher.

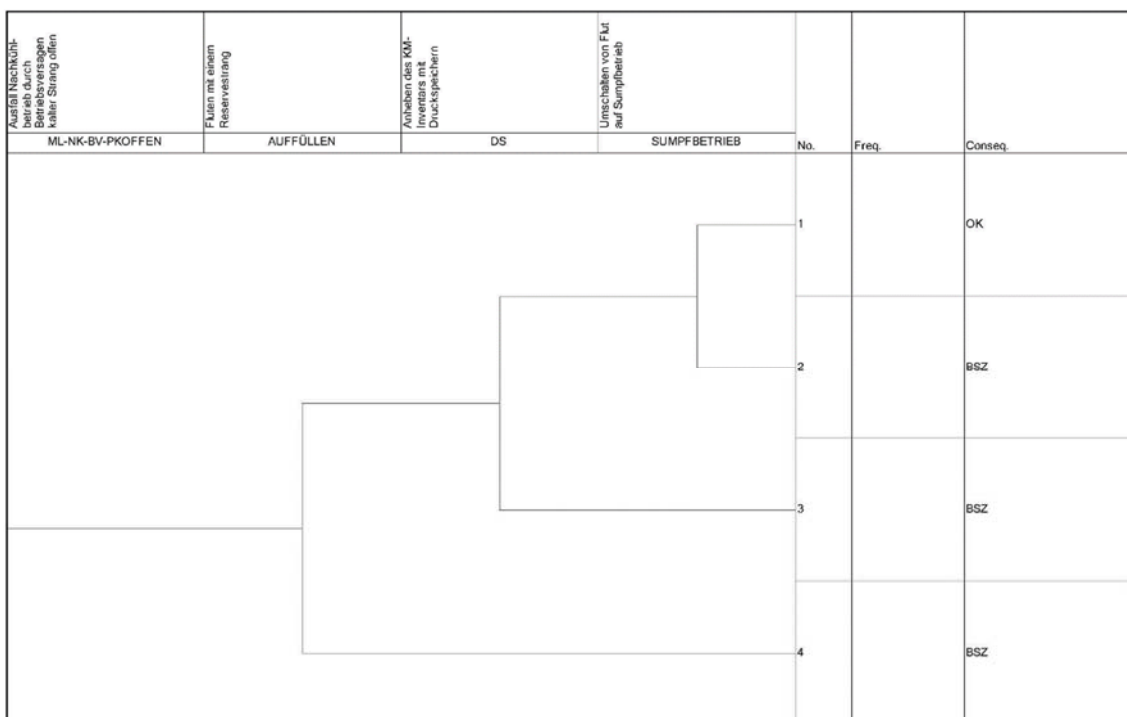
Bei dem unterstellten Szenarium sind die laufenden Nachkühlpumpen durch Betriebsversagen ausgefallen. Für die Rückkehr zum geregelten Nachkühlbetrieb verbleibt daher nur der in Flutbereitschaft befindliche Reservestrang. Die durchgeführten Versuche zeigten jedoch, dass mit einem Nachkühlstrang kein ausreichender Siedeabstand hergestellt und gehalten werden kann. Ist ein Siedeabstand zur Wiederinbetriebnahme des Nachkühlsystems erforderlich, so lässt sich dies nur durch eine den Einspeisevorgang überlappende oder sofort an den Einspeisevorgang anschließende Zuschaltung von mindestens zwei Nachkühlsträngen erreichen /ARE 12/.

Im Rahmen der Diskussionen in der RSK /RSK 19/ führten die Betreiber aus, dass Kühlmittelverluste aufgrund von geöffneten DE-Mannlöchern (und/oder bei bestimmten großen kaltseitigen Öffnungen) nicht mit der Prozedur aus dem Kapitel „Störung der Nachwärmeabfuhr im Nichtleistungsbetrieb“ behandelt würden. Ein Ausfall der Nachkühlung in derartigen Anlagenzuständen könne nur über den Sumpfbetrieb unter Anwendung des Schutzziel-BHB beherrscht werden.

Gemäß BHB soll der Füllstand im Sumpf des Sicherheitsbehälters für einen sicheren Sumpfbetrieb > 1,6 m betragen. Dafür ist die Einspeisung des Inventars eines Flutbeckens nicht ausreichend, da nicht der gesamte Leckmassenstrom zum Sumpf vordringt

(Verdampfung, Kondensatfilme an den Strukturen, Wasser im Sicherheitsbehälter, das nicht in den Sumpf gelangt). Es wird hier davon ausgegangen, dass zusätzlich zur Einspeisung des Inventars eines Flutbeckens die Einspeisung aus den sechs gemäß BHB bereitzuhaltenden Druckspeichern erforderlich ist, um einen ausreichenden Sumpfwasserfüllstand für den Sumpfbetrieb zu gewährleisten.

Abb. 5.1 zeigt den Ereignisbaum für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL. Das Fluten oder der Sumpfbetrieb mit einer Beckenkühlpumpe wurden vereinfachend nicht berücksichtigt, da dies nur einen geringen Einfluss auf das Gesamtergebnis hat.



**Abb. 5.1** Ereignisbaum für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und kaltseitiger Öffnung am PKL“ beträgt

$$H_{ML-NK-BV-PKOFFEN} = 3,4E-09/a.$$

Aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses ergibt sich auch eine geringe Häufigkeit für Brennstabschadenszustände.

## **5.6 Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung**

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden für das Unterlassen der Stickstoffeinspeisung beim Absenken des Füllstandes auf ¾-Loop thermohydraulische Analysen durchgeführt, siehe Abschnitt 4. Bei diesem Szenarium kann der Druck im Primärkreis bis auf 0,2 bar<sub>abs</sub> abfallen (Sättigungsdruck bei einer Kernaustrittstemperatur von 60 °C). Die durchgeführten Berechnungen zeigten, dass dieser Druckabfall nicht zu einem Ausfall der Nachkühl-pumpen führen würde.

In der deutschen Betriebserfahrung ist ein Ereignis aufgetreten, bei welchem die Stickstoffeinspeisung zu spät durchgeführt wurde. Es handelt sich um das meldepflichtige Ereignis 2009/080 „Ansprechen der Notkühlkriterien während des Abfahrens“, GKN-2, 23.08.2009. Bei diesem Ereignis wurde erst mit dem Stickstoffeinspeisen begonnen, als der Kühlmitteldruck kleiner 1 bar betrug. Zu diesem Zeitpunkt war bereits Kühlmittel in den Dampferzeuger-U-Rohren verdampft und es erfolgte eine Kühlmittelverlagerung in den Druckhalter. Durch die nun durchgeführte Stickstoffeinspeisung kam es zum Druckanstieg und das Kühlmittel kondensierte wieder. Da etwa 15 Minuten lang Kühlmittel über die ND-Reduzierstation aus dem Primärkreis entnommen worden war, fiel der DH-Füllstand nicht auf den ursprünglichen Füllstand von 4 m, sondern auf unter 2,28 m, wodurch es zur Auslösung der Notkühlkriterien kam /GRS 14/.

Das fehlerhafte Auslösen der Notkühlkriterien wurde in der Referenz-PSA der GRS /GRS 03/ mit dem auslösendes Ereignis T8 „Fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale“ untersucht. Dieses auslösende Ereignis lieferte mit einer Häufigkeit für Gefährdungszustände von 5E-06/a den dominierenden Beitrag (ca. 76 %) zur Gesamthäufigkeit für Schadenszustände im Nichtleistungsbetrieb.

Im Folgenden wird untersucht, welcher Beitrag sich durch den beim meldepflichtigen Ereignis 2009/080 aufgetretenen Fehler beim Druckaufprägen auf die Gesamthäufigkeit für Gefährdungszustände für DWR-Anlagen im Nichtleistungsbetrieb ergibt.

### **5.6.1 Eintrittshäufigkeit**

Aus der deutschen Betriebserfahrung ist nur ein Ereignis bekannt, bei welchem es durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung zur Auslösung der Notkühlkriterien kam: das Ereignis 2009/080, siehe oben.

Mit einer Bezugszeit von 273 Jahren, siehe

Tab. 5.4, kann die Eintrittshäufigkeit für eine Auslösung der Notkühlkriterien als Folge von Fehlern beim Druckaufprägen mit Stickstoff zu  $5,5E-03/a$  abgeschätzt werden (/FAK 05a/, Gl. 3-11).

**Tab. 5.7** Eintrittshäufigkeit für eine Auslösung der Notkühlkriterien als Folge von Fehlern beim Druckaufprägen mit Stickstoff

Ereignis	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Auslösung der Notkühlkriterien durch Fehler beim Druckaufprägen mit N <sub>2</sub>	1,5	273	5,5E-03	pro Jahr	Beta

### 5.6.2 Ereignisablauf und probabilistische Bewertung

Es wird davon ausgegangen, dass sich gemäß BHB zwei Nachkühlstränge in Betrieb befinden und ein Nachkühlstrang in Flutbereitschaft. Der vierte Nachkühlstrang ist wegen Instandhaltungsarbeiten nicht mehr verfügbar. Der RDB ist geschlossen (Betriebsphase 1B2). Der Druckhalterfüllstand wird abgesenkt. Zwei Dampferzeuger stehen einspeise- und abblasebereit zur Verfügung. Die Systemfunktionen sind in /GRS 03/ beschrieben.

Wie beim meldepflichtigen Ereignis 2009/080, siehe oben, wird unterstellt, dass durch eine zu späte Stickstoffeinspeisung 2 v 3 HD-Kriterien (Druckhalterfüllstand < 2,28 m und Druck im Primärkreis < 110 bar) ausgelöst und u. a. die folgenden Reaktorschutzmaßnahmen angeregt werden:

- JR21-25: Gebäudeabschluss,
- JR31: Notkühlvorbereitungssignal,
- JR32: Flutsignal 1,
- JR34: Ein-Signal HD-Einspeisung,
- JR36: Ein-Signal ND-Einspeisung,
- JR38: Flutsignal 2,
- JR41: Ein-Signal Zusatzborierpumpe,
- JR44: Primärkreisabschluss,

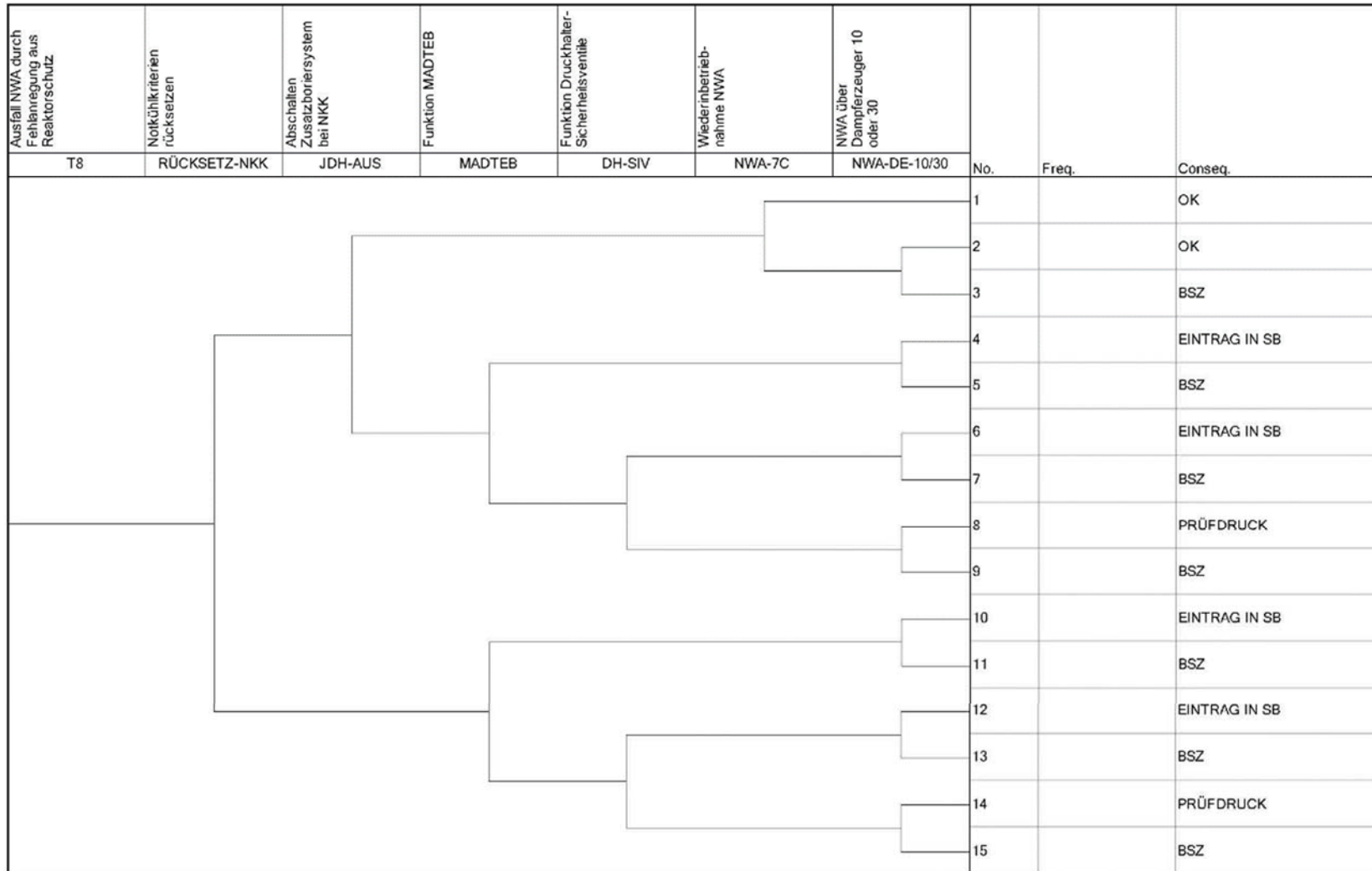
- JR45: Ein-Signal Zusatzboriersystem,
- JR51-53: Druckspeichersignale.

Das Reaktorschutzsystem reagiert auf die Auslösung von 2 v 3 HD-Kriterien, die laut Anlagenauslegung einen Kühlmittelverlust repräsentieren, zunächst mit Absperren und Auffüllen des PKL. Die EIN-Signale für die HD-Sicherheitseinspeisung und die Öffnungssignale für die Druckspeicher haben keine Wirkung, da diese in dieser Betriebsphase elektrisch freigeschaltet sind. Durch das Primärkreisabschlusssignal werden die Erstabsperrungen der heißseitigen Einspeiseleitungen geschlossen und so die Saugleitungen der Nachkühlstränge abgesperrt. Damit ist die Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem unterbrochen.

Abb. 5.2 zeigt den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung“.

Durch das Flutsignal 1 werden die drei verfügbaren Nachkühlstränge in Funktion Fluten gestartet. Die Einspeisung erfolgt so lange, bis der Primärkreis aufgefüllt ist und der Druck im Primärkreis die Nullförderhöhe der Nachkühlpumpen von ca. 120 m erreicht. Dieser Vorgang dauert etwa 4 min. Danach laufen die Pumpen im Mindestmengenbetrieb.

Inzwischen werden bei Überschreiten des Druckes von 0,9 MPa im Primärkreis die Zusatzborierpumpen (JDH) gestartet. Es wird angenommen, dass alle drei (Mindestverfügbarkeit entsprechend BHB) verfügbaren JDH-Pumpen mit einem Massenstrom von zusammen 6 kg/s in den Primärkreis einspeisen, wodurch Füllstand und Druck im Druckhalter weiter steigen. Die Volumenausdehnung des Kühlmittels durch die Nachwärmeleistung entspricht einer Einspeisung von ca. 4 kg/s. Werden innerhalb von ca. 40 min die JDH-Pumpen von Hand abgeschaltet und wird nach Rücksetzen der Notkühlkriterien die Nachwärmeabfuhr über einen Nachkühlstrang wieder zugeschaltet, ist der Ereignisablauf beherrscht (Pfad 1, siehe Abb. 5.2). Werden die Notkühlkriterien nicht zurückgesetzt oder gelingt die Wiedereinschaltung des Nachkühlsystems nicht, so wird die Nachwärme automatisch über die beiden in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger sekundärseitig abgeführt, wobei die Bespeisung und die FD-Abgabe über einen Dampferzeuger ausreichend ist (Pfad 2). Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem und die Dampferzeuger kommt es zum Brennstabschadenzustand (Pfad 3).



**Abb. 5.2** Ereignisbaum für die Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff

Ohne Abschalten der JDH-Pumpen steigt der Druck im PKL über 3,7 MPa und die primärseitige Nachwärmeabfuhr kann nicht wieder eingerichtet werden. Die Nachwärme wird dann über die beiden in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger abgeführt.

Werden die Zusatzborierpumpen nicht abgeschaltet, wird bei Erreichen von ca. 16,4 MPa nach etwa 1:40 h durch die MADTEB das Abblaseventil des Druckhalters geöffnet. Durch das Öffnen des Druckhalter-Abblaseventils wird der Stickstoff so lange in den Abblasebehälter entspannt, bis nach einer Druckabsenkung um 0,5 MPa das Abblaseventil wieder schließt. Wird das Zusatzboriersystem nicht von Hand abgeschaltet, wird sich dieser Vorgang so oft wiederholen, bis das gesamte Stickstoffinventar vom Druckhalter in den Abblasebehälter übergeströmt ist. Bei einem Druck von ca. 1,4 MPa versagen die Berstscheiben im Abblasebehälter und der Stickstoff entspannt sich in den Sicherheitsbehälter. Im weiteren Verlauf wird Primärkühlmittel über die Abblasestation in den Abblasebehälter gefördert und gelangt von dort in den Sicherheitsbehälter. Der Druck wird durch die MADTEB bei 16,4 MPa gehalten und die Nachwärme automatisch über die in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger sekundärseitig abgeführt (Pfad 4).

Fällt die MADTEB aus, steigt der Druck im System bis zur Anforderung der Druckhalter-Sicherheitsventile. Diese werden gestaffelt bei 16,9 MPa und bei 17,5 MPa geöffnet und nach einer Druckabsenkung um 0,8 MPa wieder geschlossen. Bei diesen Druckverhältnissen kann die Nachwärme nur über einen Dampferzeuger abgeführt werden (Pfad 6). Ein Ausfall der Druckhaltersicherheitsventile führt zu einem weiteren Druckanstieg, bis bei 20,9 MPa die Sicherheitsventile im Zusatzboriersystem ansprechen. Es kommt zu keinem Eintrag von Kühlmittel in den Sicherheitsbehälter. Die Nachwärme wird in diesem Fall bei hohem Druck (ca. Prüfdruck) über einen Dampferzeuger abgeführt (Pfad 8).

Werden die Notkühlkriterien nicht zurückgesetzt, bleiben die Erstabsperungen verriegelt. Die primärseitige Nachwärmeabfuhr kann nicht wieder in Betrieb genommen werden, sondern muss in jedem Fall über einen Dampferzeuger abgeführt werden. Weiterhin ergeben sich analoge Abläufe zu den zuvor beschriebenen.

Ein Ausfall der Dampferzeuger führt, je nach Druckniveau, in unterschiedlichen Zeiten zur Kernfreilegung. Bei den Abläufen mit funktionierender MADTEB nach etwa 3 - 5 h (Pfade 3, 5, 11), bei den Abläufen mit funktionierender Druckbegrenzung über Druckhalter-Sicherheitsventile nach ca. 5 h (Pfade 7, 13) und bei Ausfall der Druckbegrenzung nach ca. 1 - 2 h (Pfade 9, 15).



Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff“ beträgt

$$H_{T8} = 3,1E-07/a.$$

Das Ergebnis wird durch den Ausfall der Handmaßnahmen zur Wiederinbetriebnahme eines Nachkühlstranges und die Nichtverfügbarkeit der Notspeisepumpen für die Dampferzeugerbespeisung bestimmt.

## **5.7 Lecks durch Fehlhandlungen**

Aus der ausländischen Betriebserfahrung sind Ereignisse bekannt, bei denen es durch das fälschliche Öffnen von Armaturen während des  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs zu Kühlmittelverlusten bis hin zum Ausfall der laufenden Nachkühlpumpen kam. In deutschen Anlagen sind solche Ereignisse nicht aufgetreten. Es ist jedoch auch in deutschen Anlagen denkbar, dass beispielsweise durch das fehlerhafte Öffnen von Armaturen, die Verwechslung von Redundanzen oder zum falschen Zeitpunkt freigegebene Tätigkeiten, Lecks am Primärkreislauf entstehen. Daher sollen solche Ereignisabläufe hier im Rahmen der PSA für den Nichtleistungsbetrieb betrachtet werden, um ihre sicherheitstechnische Bedeutung zu bewerten.

### **5.7.1 Festlegungen des BHB**

In den Betriebshandbüchern der betrachteten Konvoi- und Vorkonvoi-Anlagen finden sich im Kapitel „Voraussetzungen und Bedingungen zum Stillstand der Anlage und BE-Wechsel“ Vorgaben für zulässige bzw. unzulässige Instandhaltungstätigkeiten an Systemen bei abgeschalteter Anlage. Diese Anforderungen und Vorgaben sind phasenspezifisch geregelt. An den für die Abfuhr der Nachzerfallswärme bereitgestellten Nachkühlsträngen dürfen während der gesamten Stillstandsphase in den entsprechenden Scheiben keine Prüfungen oder Instandsetzungsarbeiten in der Strom-/Notstromversorgung, im Reaktorschutzsystem und in der Steuerebene durchgeführt werden. Ansonsten ist der Betrieb der Nachwärmeabfuhr vorher auf eine andere Scheibe/Redundanz umzuschalten. Arbeiten an freigeschalteten Nachkühlsträngen sind prinzipiell nicht verboten. Daher ist es denkbar, dass durch Verwechslung der Redundanz eine Armatur an einem laufenden Nachkühlstrang fälschlich geöffnet wird.

## 5.7.2 Eintrittshäufigkeit

Lecks durch fälschlich geöffnete Armaturen während des Absenkvorganges oder bei abgesenktem Füllstand sind in der deutschen Betriebserfahrung nicht aufgetreten.

In der Referenz-PSA wurde ein Beobachtungszeitraum von 1986 bis Ende 1996 zugrunde gelegt. Dieser Zeitraum soll hier mitberücksichtigt werden. Insgesamt ergibt sich dann eine Bezugszeit von 339 Jahren (66 Jahre von 1986 bis 1991 und 273 Jahre von 1991 bis 2019, siehe Tab. 5.4). Damit kann die Eintrittshäufigkeit für ein solches Leck zu  $1,5E-03/a$  abgeschätzt werden (/FAK 05a/, Gl. 3-11).

**Tab. 5.8** Eintrittshäufigkeit für ein Leck durch fälschlich geöffnete Armaturen

Ereignis	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leck am PKL durch fälschlich geöffnete Armatur	0,5	339	$1,5E-03$	pro Jahr	Beta

Durch die administrativen Regelungen des BHB erscheint die hier ermittelte Eintrittshäufigkeit eher konservativ.

Als ungünstigster Fall wird ein Leck an einem laufenden Nachkühlstrang unterstellt, denn dadurch wird dieser Strang für den Nachkühlbetrieb unverfügbar.

Die Dauer der beiden zu betrachtenden Betriebsphasen 1B2 und 1C ist ungefähr gleich lang. Daher kann die Eintrittshäufigkeit auf die beiden Phasen gleichmäßig verteilt werden. Diese Vorgehensweise wird auch für die Rohrleitungsbereiche im Ringraum und im Sicherheitsbehälter gewählt. Damit ergeben sich vier verschiedene zu untersuchende Lecks:

- Leck im Nachkühlsystem im SHB bei geschlossenem RDB (S9.1-B2),
- Leck im Nachkühlsystem im Ringraum bei geschlossenem RDB (S9.2-B2),
- Leck im Nachkühlsystem im SHB bei offenem RDB (S9.1-C),
- Leck im Nachkühlsystem im Ringraum bei offenem RDB (S9.2-C).

Die Eintrittshäufigkeit für diese Lecks beträgt jeweils  $3,7E-04/a$  ( $1,5E-3/a / 4$ ).

### 5.7.3 Leck im Sicherheitsbehälter bei geschlossenem RDB (S9.1-B2)

Es wird das Demontieren einer Zweitabspernung (z. B. Prüfarmatur) unterstellt, was zu einem Leck an einem laufenden Nachkühlstrang im Sicherheitsbehälter führt. Dieser Fall ist am ungünstigsten, da er zum Ausfall eines Nachkühlstranges führt und für die Leckabspernung nur noch die zugehörige Erstabspernarmatur verfügbar bleibt.

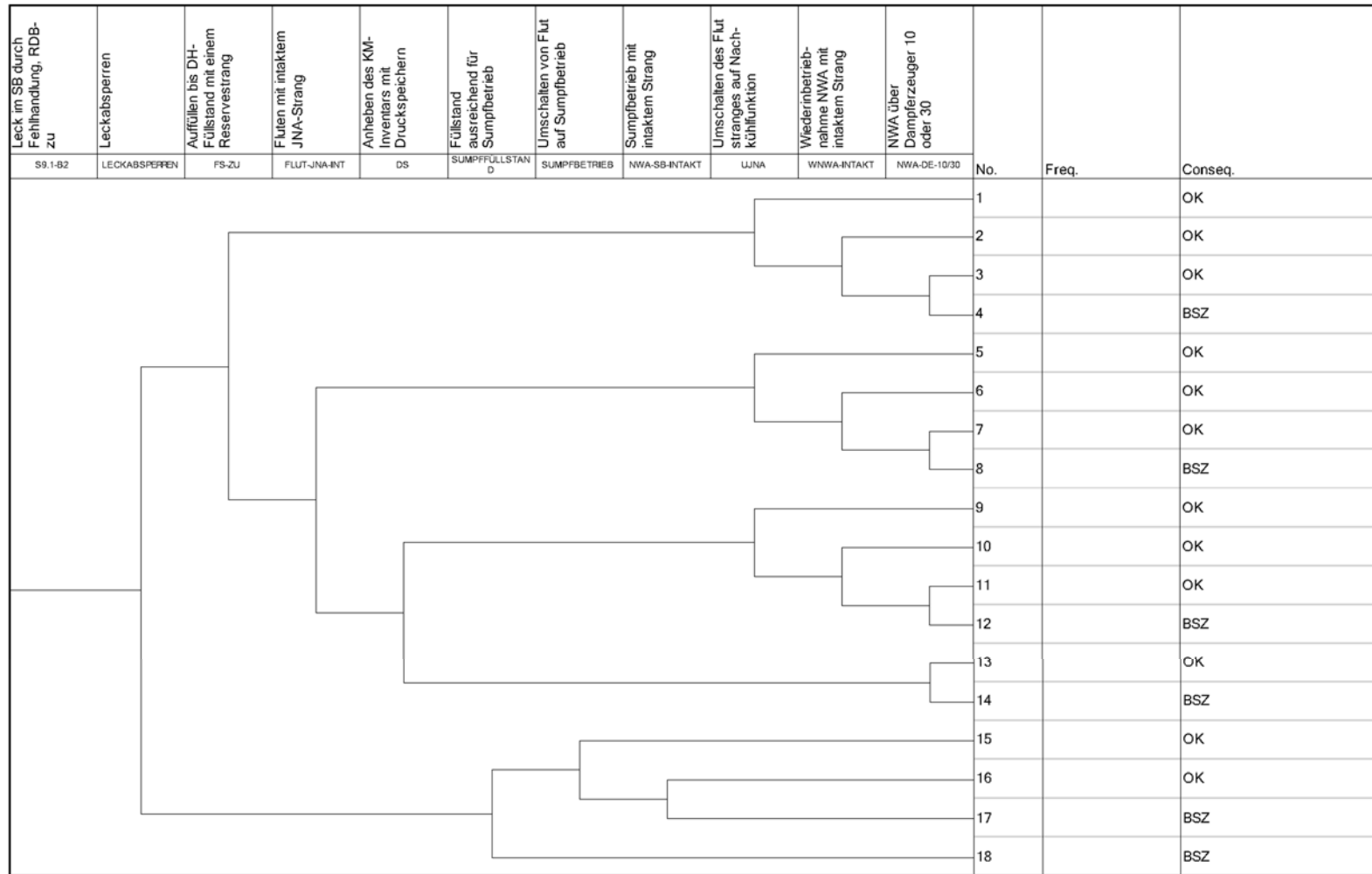
Das fälschliche Arbeiten an einer Erstabspernung wird hier nicht betrachtet. Solche Arbeiten werden nur durchgeführt, wenn der RDB entladen und der Füllstand im PKL auf Unterkante Loop abgesenkt ist. Dass solche Tätigkeiten fälschlich zu früh freigegeben werden, erscheint äußerst unwahrscheinlich, da zwischen den Anlagenzuständen „ $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei geöffnetem RDB“ und „PKL bis auf Unterkante Loop entleert“ ca. 3 Tage liegen.

Abb. 5.3 zeigt den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.1-B2)“.

Durch das Leck fällt der Füllstand im PKL bis auf Unterkante-Loop. Dies führt zum Ausfall der in Betrieb befindlichen Nachkühlstränge und über das Stillstandsprogramm zum automatischen Schließen der Erstabspernarmaturen. Das Leck wäre damit abgesperrt.

Bei einem Füllstandsabfall soll gemäß BHB mit dem in Flutbereitschaft stehenden Nachkühlstrang der Füllstand im PKL wieder bis auf einen Druckhalterfüllstand  $> 3$  m angehoben werden. Bei Ausfall dieser Einspeisung kann der Füllstand auch mit den Druckspeichern oder dem nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstrang angehoben werden. Nach dem Auffüllen wird der Reservestrang auf Nachkühlfunktion umgeschaltet. Das Ereignis ist dann beherrscht (Pfade 1, 5, 9). Fällt die Umschaltung des Reservestranges auf Nachkühlen aus, kann der abgeschaltete intakte Nachkühlstrang wieder in Funktion Nachkühlen in Betrieb genommen werden (Pfade 2, 6, 10).

Kann die primärseitige Wärmeabfuhr nicht wiedereingerichtet werden, wird die Nachwärme über die in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger abgeführt. (Pfade 3, 7, 11, 13). Bei nicht wieder aufgefülltem PKL erfolgt die Wärmeabfuhr über den Reflux-Condenser-Betrieb (Pfad 13). Dabei verdampft das Kühlmittel im Kern und kondensiert an den Dampferzeuger-Heizrohren. Ein Ausfall der primärseitigen und sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr führt zu einer Kernfreilegung und damit zu einem Brennstabschadenzustand (Pfade Nr. 4, 8, 12, 14).



**Abb. 5.3** Ereignisbaum für ein Leck im Sicherheitsbehälter durch Fehllhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.1-B2)

Schließt die Erstabsperrrarmatur im Leckstrang nicht, kann das Leck nicht abgesperrt werden. Die Füllstandshaltung im PKL und die Nachwärmeabfuhr müssen dann durch Sumpfbetrieb erfolgen. Diese Vorgehensweise ist im schutzzielorientierten BHB beschrieben. Für den Sumpfbetrieb ist ein ausreichender Sumpffüllstand erforderlich, siehe auch Abschnitt 5.5.3. Bei einem Sumpffüllstand von  $> 1,6$  m darf gemäß schutzzielorientiertem BHB ein Nachkühlstrang auf Sumpfbetrieb umgeschaltet werden. Es wird hier davon ausgegangen, dass dafür das Inventar zweier Flutbecken oder eines Flutbeckens und der sechs verfügbaren Druckspeicher eingespeist werden muss. Der Sumpfbetrieb kann mit den beiden nicht vom Leck betroffenen Nachkühlsträngen erfolgen (Pfade 15 und 16). Gelingt es nicht, genügend Kühlmittel für den Sumpfbetrieb einzuspeisen oder fallen die beiden nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstränge aus, so tritt ein Brennstabschadenzustand ein, Pfade 17, 18.

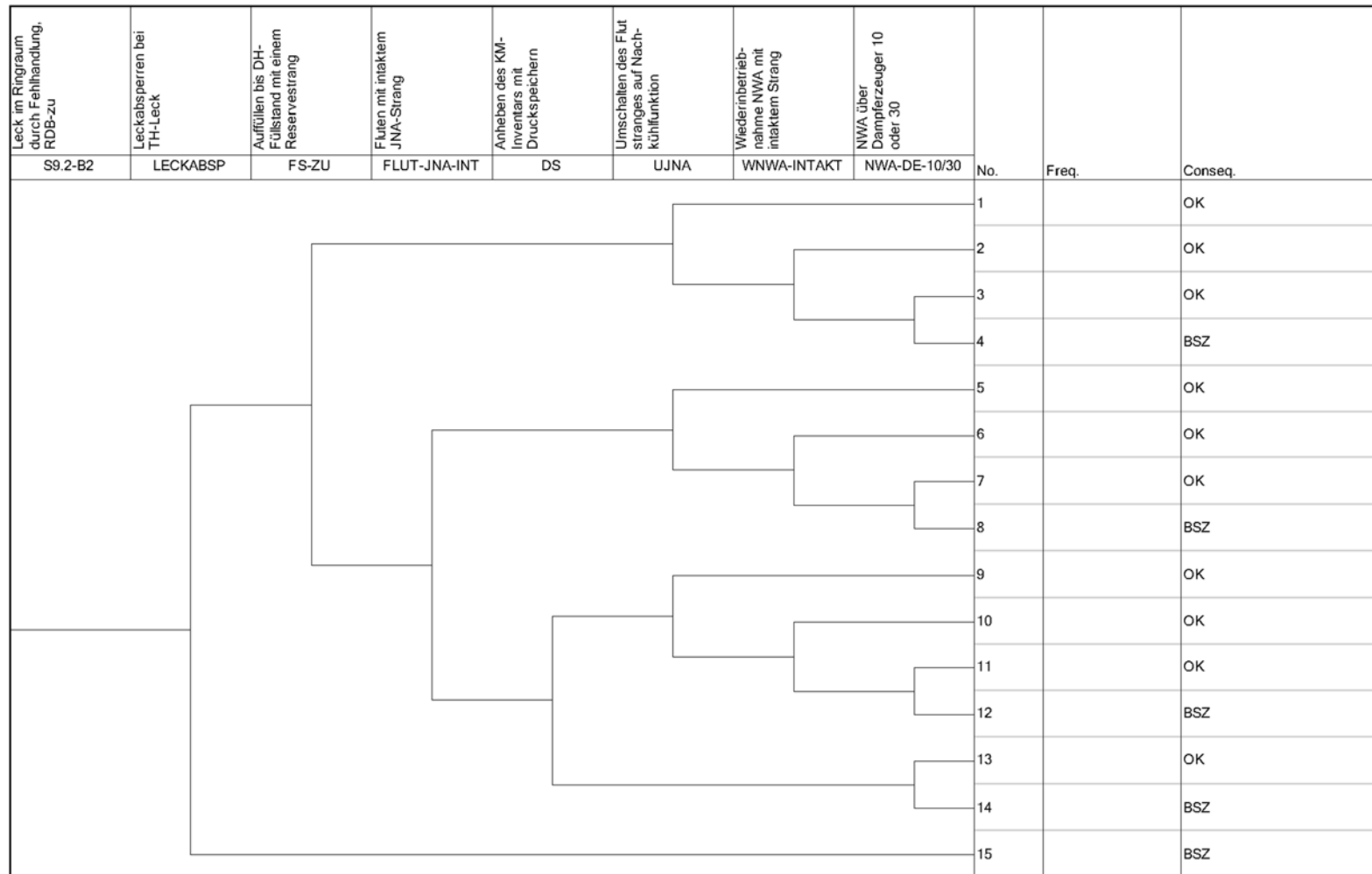
Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlung bei geöffnetem RDB“ beträgt

$$H_{S9.1-B2} = 3,6E-08/a.$$

Den größten Beitrag (ca. 90 %) zu diesem Ergebnis liefert die Kombination der Ereignisse Nichtschließen der Erstabspernung zur Leckabspernung und Ausfall der Personalhandlungen zur Einrichtung des Sumpfbetriebs.

#### **5.7.4 Leck im Ringraum bei geschlossenem RDB (S9.2-B2)**

Unterstellt wird das fälschliche Öffnen oder Demontieren einer Armatur, welches zu einem Leck an einem laufenden Nachkühlstrang im Ringraum führt. Abb. 5.4 zeigt den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.2-B2)“.



**Abb. 5.4** Ereignisbaum für ein Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.2-B2)

Durch das Leck fällt der Füllstand im PKL bis auf Unterkante-Loop. Es kommt dadurch zum Ansaugen von Gas (N<sub>2</sub>), wodurch über den Grenzwert „Durchfluss < 28 kg/s“ das Stillstandsprogramm der in Betrieb befindlichen Nachkühlstränge ausgelöst wird. Durch das Stillstandsprogramm werden die Aufziehspindeln der Erstabsperrearmaturen in Schließrichtung verfahren und die Ventilkegel schließen in der Rückschlagfunktion. Das Ventil in der Druckausgleichsleitung (Bypass zum Kolbenrückschlagventil in der Nachkühlsaugleitung) wird automatisch geschlossen. Durch das Auslaufen der Nachkühlpumpen fällt der Druck in der Impulsleitung zwischen Nachkühlpumpen-Druckseite und Kolbenrückschlagventil in der Nachkühlsaugleitung und das Ventil schließt in der Rückschlagfunktion. Die Leckage ist damit abgesperrt. Das Ereignis wird nicht beherrscht, wenn die Erstabsperre oder das Kolbenrückschlagventil (Zweitabsperre) nicht schließen (Pfad 15).

Bei einem Füllstandsabfall soll mit dem in Flutbereitschaft stehenden Nachkühlstrang der Füllstand im PKL wieder bis auf einen Druckhalterfüllstand > 3 m angehoben werden. Nach dem Auffüllen wird dieser Strang auf Nachkühlfunktion umgeschaltet. Bei Ausfall dieser Einspeisung kann der PKL auch mit den Druckspeichern oder dem nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstrang aufgefüllt werden. Nach dem Auffüllen wird der Reservestrang auf Nachkühlfunktion umgeschaltet. Das Ereignis ist dann beherrscht (Pfade 1, 5, 9). Fällt die Umschaltung des Reservestranges auf Nachkühlen aus, kann der abgeschaltete intakte Nachkühlstrang wieder in Funktion Nachkühlen in Betrieb genommen werden (Pfade 2, 6, 10).

Kann die primärseitige Wärmeabfuhr nicht wiedereingerichtet werden, wird die Nachwärme über die in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger abgeführt. (Pfade 3, 7, 11, 13). Bei nicht wieder aufgefülltem PKL erfolgt die Wärmeabfuhr über den Reflux-Condenser-Betrieb (Pfad 13). Dabei verdampft das Kühlmittel im Kern und kondensiert an den Dampferzeuger-Heizrohren. Ein Ausfall der primär- und sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr führt zu einer Kernfreilegung und damit zu einem Brennstabschadenzustand (Pfade Nr. 4, 8, 12, 14).

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlung bei geschlossenem RDB“ beträgt

$$H_{S9.2, B2} = 2,6E-09/a.$$

Den größten Beitrag (ca. 3 %) zu diesem Ergebnis liefert der Ausfall der Leckabsperre.

### 5.7.5 Leck im Sicherheitsbehälter bei geöffnetem RDB (S9.1-C)

Es wird das fälschliche Demontieren einer Zweitabspernung (z. B. Prüfarmatur) unterstellt, welches zu einem Leck an einem laufenden Nachkühlstrang im Sicherheitsbehälter führt.

Abb. 5.5 zeigt den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis „Leck im Sicherheitsbehälter durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.1-C)“.

Durch das Leck fällt der Füllstand im PKL bis auf Unterkante-Loop. Dies führt zum Ausfall der in Betrieb befindlichen Nachkühlstränge und über das Stillstandsprogramm zum automatischen Schließen der Erstabspernrarmaturen. Das Leck wäre damit abgesperrt. Der Füllstand im PKL kann mit dem Reservenachkühlstrang, den Druckspeichern oder dem nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstrang wieder angehoben werden. Nach dem Auffüllen kann der Nachkühlbetrieb mit dem Reservestrang oder dem intakten Nachkühlstrang fortgesetzt werden. Das Ereignis ist dann beherrscht (Pfade 1, 2, 6, 7, 11, 12).

Kann die primärseitige Wärmeabfuhr über das Nachkühlsystem nicht wiedereingerichtet werden, besteht noch die Möglichkeit, die Nachwärme über Verdampfung aus dem offenen RDB in den Sicherheitsbehälter abzuführen (Pfade 3, 8, 13). Bei Einspeisung des Inventars der 6 verfügbaren Druckspeicher (ca. 200 m<sup>3</sup>) ergibt sich ein Zeitfenster bis zur Kernfreilegung von ca. 13 Stunden /GRS 15/. Des Weiteren kann das Inventar der Flutbecken der beiden nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstränge (ca. 800 m<sup>3</sup>) für die Verdampfungskühlung genutzt werden. Insgesamt ergäbe sich damit eine Karenzzeit von ca. 2 ½ Tagen. Es besteht auch die Möglichkeit, Kühlmittel mit dem Volumenregelsystem in den PKL einzuspeisen. Die Förderkapazität einer HD-Förderpumpe wäre ausreichend, um den Kern bedeckt zu halten /ARE 16/. Allerdings ist derzeit nur bei einer der laufenden Anlagen im BHB (Voraussetzungen und Bedingungen zum Stillstand der Anlage und BE-Wechsel) eine explizite Verfügbarkeitsanforderung für die HD-Förderpumpen vorhanden. Für die Analysen wird davon ausgegangen, dass sowohl das Inventar der Druckspeicher als auch der Flutbecken eingespeist werden muss. Im dann vorhandenen Zeitfenster kann eine der drei HD-Förderpumpen des Volumenregelsystems in Betrieb genommen werden, um langfristig in den Kern einzuspeisen und die Nachwärme über Verdampfung abzuführen. Langfristig (ca. 10 Tage) ist auch eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich, um diesen vor Versagen zu schützen (Pfade 3, 8, 13).



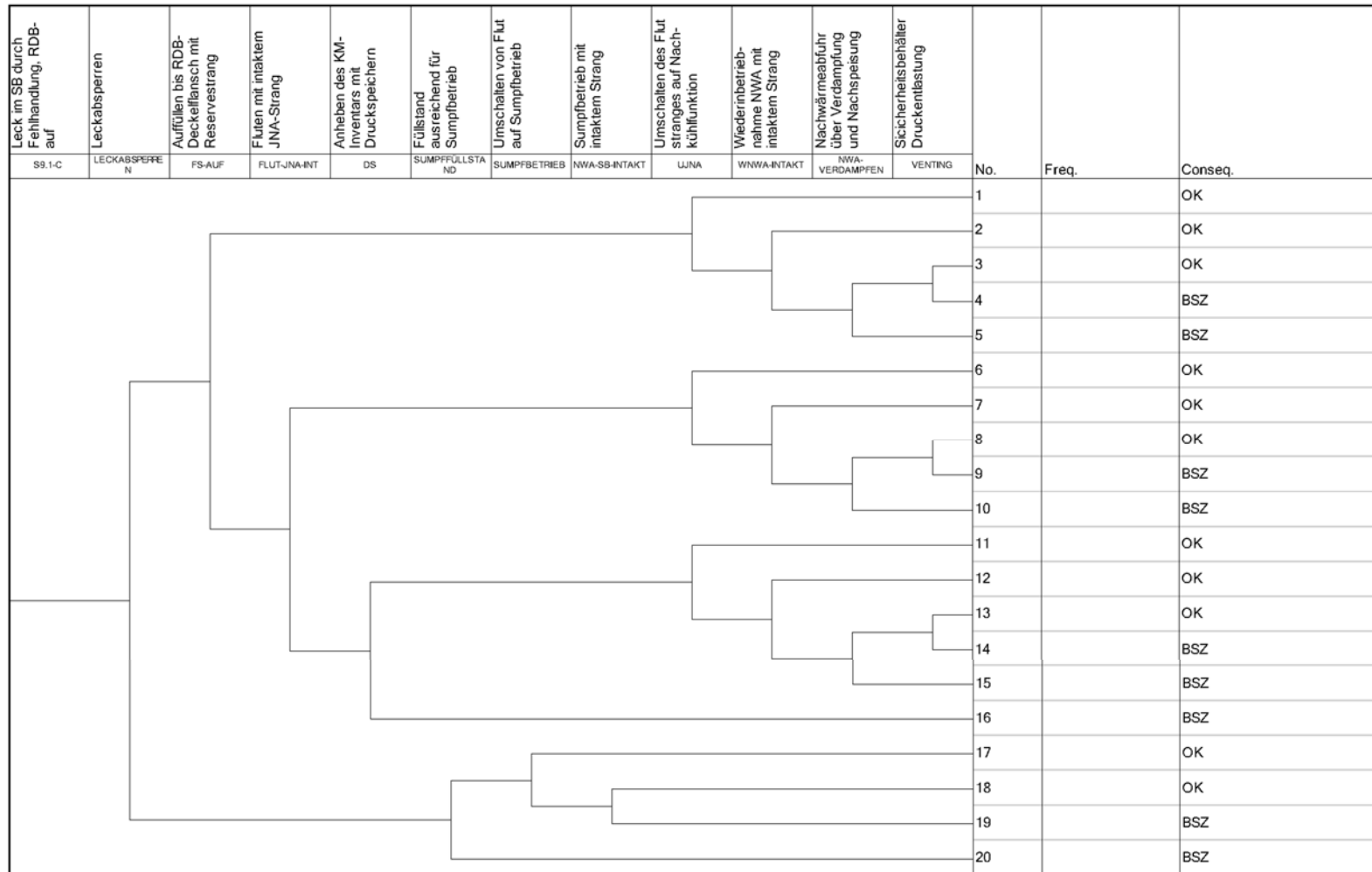


Abb. 5.5 Ereignisbaum für ein Leck im Sicherheitsbehälter durch Fehhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.1-C)

Schließt die Erstabsperrrarmatur im Leckstrang nicht, kann das Leck nicht abgesperrt werden. Der Füllstandshaltung im PKL und die Nachwärmeabfuhr müssen dann durch Sumpfbetrieb erfolgen, siehe Abschnitt 5.7.3.

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenzustände beim Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlung bei geöffnetem RDB“ beträgt

$$H_{S9.1-C} = 1,1E-07/a.$$

Den größten Beitrag (ca. 30 %) zu diesem Ergebnis liefert die Kombination der Ereignisse Nichtschließen der Erstabspernung zur Leckabspernung und Ausfall der Personalhandlungen zur Einrichtung des Sumpfbetriebs.

#### **5.7.6 Leck im Ringraum bei geöffnetem RDB (S9.2-C)**

Unterstellt wird das fälschliche Öffnen oder Demontieren einer Armatur, welches zu einem Leck an einem laufenden Nachkühlstrang im Ringraum führt. Abb. 5.6 zeigt den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.2-C)“.

Durch das Leck fällt der Füllstand im PKL bis auf Unterkante-Loop. Es kommt dadurch zum Ansaugen von Gas (N<sub>2</sub>), wodurch über den Grenzwert „Durchfluss < 28 kg/s“ das Stillstandsprogramm der in Betrieb befindlichen Nachkühlstränge ausgelöst wird. Durch das Stillstandsprogramm werden die Aufziehspindeln der Erstabsperrrarmaturen in Schließrichtung verfahren und die Ventilkegel schließen in der Rückschlagfunktion. Das Ventil in der Druckausgleichsleitung (Bypass zum Kolbenrückschlagventil in der Nachkühlsaugleitung) wird automatisch geschlossen. Durch das Auslaufen der Nachkühlpumpen fällt der Druck in der Impulsleitung zwischen Nachkühlpumpen-Druckseite und Kolbenrückschlagventil in der Nachkühlsaugleitung und das Ventil schließt in der Rückschlagfunktion. Die Leckage ist damit abgesperrt. Das Ereignis wird nicht beherrscht, wenn die Erstabspernung oder das Kolbenrückschlagventil (Zweitabspernung) nicht schließen (Pfad 17).

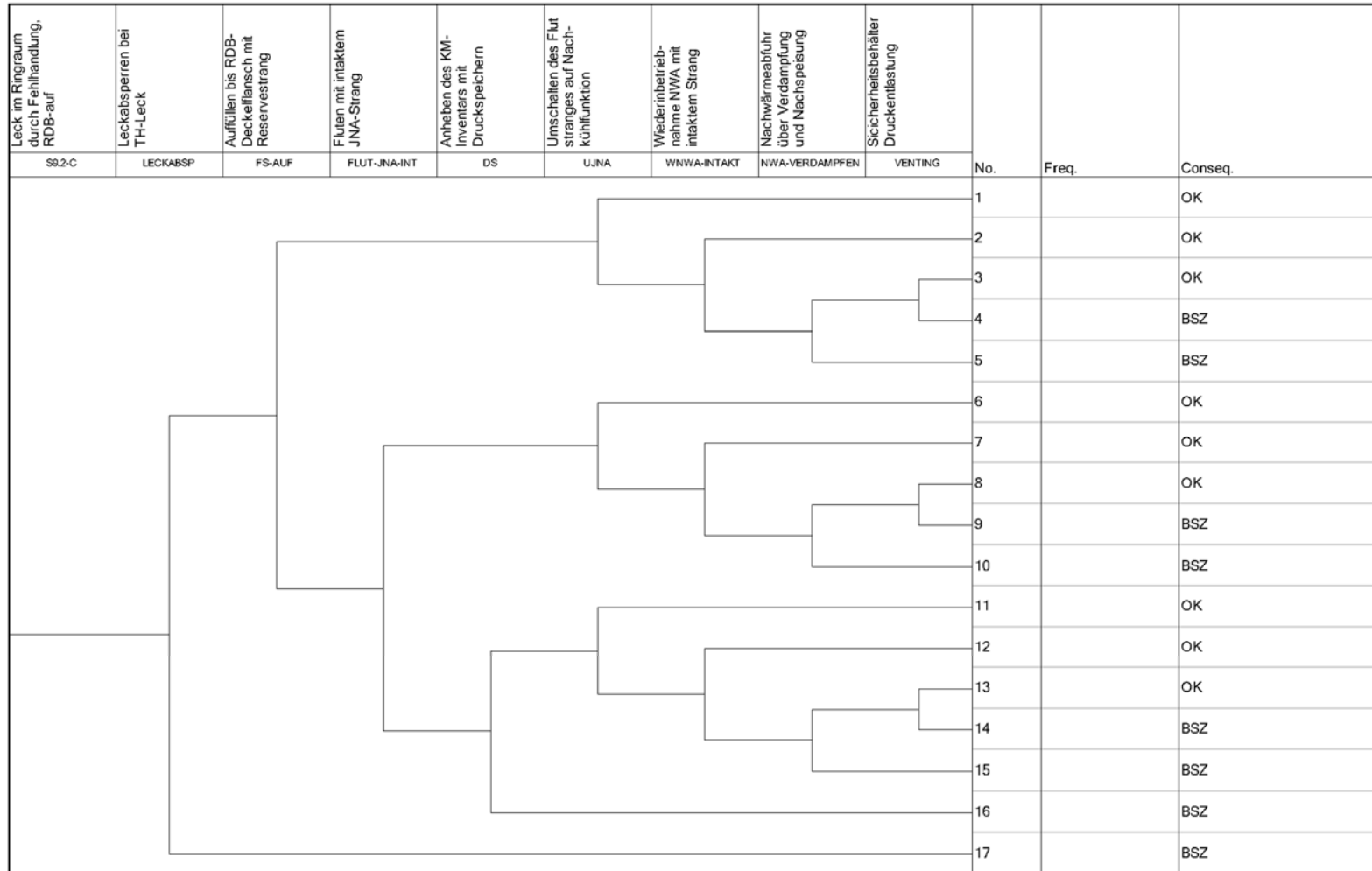


Abb. 5.6 Ereignisbaum für ein Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.2-C)

Der Füllstand im PKL kann mit dem Reservenachkühlstrang, den Druckspeichern oder dem nicht vom Leck betroffenen Nachkühlstrang wieder angehoben werden. Nach dem Auffüllen kann der Nachkühlbetrieb mit dem Reservestrang oder dem intakten Nachkühlstrang fortgesetzt werden. Das Ereignis ist dann beherrscht (Pfade 1, 2, 6, 7, 11, 12).

Kann die primärseitige Wärmeabfuhr über das Nachkühlsystem nicht wiedereingerichtet werden, besteht noch die Möglichkeit, die Nachwärme über Verdampfung aus dem offenen RDB in den Sicherheitsbehälter abzuführen (Pfade 3, 8, 13), siehe Abschnitt 5.7.5.

Die Häufigkeit (Punktwert) für Brennstabschadenszustände beim Ereignis „Leck im Ringraum durch Fehlhandlung bei geöffnetem RDB“ beträgt

$$H_{S9.2-C} = 7,9E-08/a.$$

Das Ergebnis wird zu ca. 25 % von Ausfällen der Armaturen im Reservestrang und im intakten Nachkühlstrang bestimmt.

## 5.8 Ergebnisse der probabilistischen Bewertungen

In Tab. 5.9 sind die in diesem Vorhaben betrachteten auslösenden Ereignisse und die jeweils ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände zusammenfassend dargestellt.

**Tab. 5.9** Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse

Auslösendes Ereignis	Häufigkeit für Brennstabschadenszustände /a				
	5 % - Fraktil	50 % - Fraktil	Punktwert	Erwartungswert	95 % - Fraktil
Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und kaltseitiger Öffnung am PKL	1,5E-09	3,1E-09	3,4E-09	3,6E-09	7,2E-09
Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung (T8)	1,2E-08	1,3E-07	3,1E-07	3,4E-07	1,2E-06
Leck im SHB durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.1, B2)	1,9E-18	2,3E-10	3,6E-08	3,6E-08	1,2E-07
Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.2, B2)	5,7E-19	3,0E-11	2,6E-09	2,8E-09	1,3E-08
Leck im SHB durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.1, C)	1,6E-17	1,5E-09	1,1E-07	1,0E-07	4,9E-07
Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.2, C)	1,1E-17	9,8E-10	7,9E-08	7,8E-08	3,9E-07
<b>Gesamtergebnis:</b>	<b>1,4E-08</b>	<b>1,4E-07</b>	<b>5,4E-07</b>	<b>5,6E-07</b>	<b>2,2E-06</b>

Insgesamt wurde für die neu bewerteten Ereignisse ein Erwartungswert von 5,6E-07/a für die Brennstabschadenshäufigkeit ermittelt. Den größten Beitrag (ca. 60 %) liefert das Ereignis „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung“.



## 6 Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung

Die betrachteten Ereignisabläufe wurden ganzheitlich hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet, um zu prüfen, ob ggf. ein Verbesserungspotential vorhanden ist. Bei der Bewertung wurden berücksichtigt:

- die ermittelten Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände im Vergleich zur Referenz-PSA /GRS 03/,
- ob und unter welchen Randbedingungen das Ereignis gemäß den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ zu untersuchen ist,
- ob das Ereignis in den anlagenspezifischen PSA berücksichtigt wurde,
- Vorkehrungen des BHB zur Vermeidung des Ereignisses,
- ob und wie das Ereignis in den BHB-Prozeduren zur Störfallbeherrschung behandelt wird,
- weitere Anforderungen, z. B. RSK-Empfehlungen, Weiterleitungsnachrichten.

In der Referenz-PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen /GRS 03/ wurde für die Wahrscheinlichkeit von Systemschadenzuständen (Gefährdungszuständen) ein Erwartungswert von  $6,7E-06$ /Anlagen-Revision berechnet. Der Beitrag der in diesem Vorhaben bewerteten Ereignisse ist ca. eine Größenordnung geringer. Eine Gesamtbetrachtung zeigt zunächst kein unmittelbares Verbesserungspotenzial auf. Eine Einschätzung eines möglichen Verbesserungspotentials auf Basis der betrachteten auslösenden Ereignisse folgt in den nächsten Abschnitten.

### 6.1 Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL

Der Ausfall des Nachkühlsystems bei geschlossenem RDB würde zur Aufheizung des Kühlmittels und zu einem Druckaufbau im RDB führen. Bei einer gleichzeitigen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf würde das Kühlmittel in Richtung dieser Öffnung transportiert und aus dem Primärkreislauf gedrückt.

Gemäß den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ ist der Ausfall eines in Betrieb befindlichen Stranges des Nachwärmeabfuhrsystems (D3-13) zu betrachten. Legt man den dabei zu unterstellende Einzelfehler auf den zweiten laufenden

Nachkühlstrang, käme es zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem. Eine gleichzeitige große kaltseitige Öffnung am PKL ist dabei nicht zu betrachten. In den probabilistischen Sicherheitsanalysen für die deutschen Anlagen wurde dieser Ereignisablauf nicht betrachtet. Dieser Störfall kann mit dem in Flutbereitschaft stehenden Reserve-Nachkühlstrang über den Sumpfbetrieb, unter Anwendung des Schutzziel-BHB, beherrscht werden.

Die RSK-Empfehlung „Zulässigkeit von Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten sowie Festlegung von Maßnahmen zur Ereignisbeherrschung bei Mitte-Loop-Betrieb“ /RSK 19/ beschäftigt sich mit diesem Szenarium. Des Weiteren wurden zu diesem Szenarium PKL-Versuche durchgeführt.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde für dieses Szenarium eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $8,7E-09/a$  ermittelt. Diese geringe Eintrittshäufigkeit ist u. a. auf die von den Betreibern getroffenen administrativen Vorkehrungen zurückzuführen /RSK 19/:

- In der Revision eingeplante wiederkehrende Prüfungen oder Instandhaltungsmaßnahmen, die zu einer großen kaltseitigen Öffnung führen würden, werden nicht in Betriebsphasen durchgeführt, in denen sich noch Brennelemente im RDB befinden.
- Bei Erreichen des ersten  $\frac{3}{4}$ -Loop Betriebes werden keine großen kaltseitigen Öffnungen ohne ausreichende heißseitige Entlastungsöffnung herbeigeführt.

Für diesen Ereignisablauf wurde eine Häufigkeit (Erwartungswert) für Brennstabschadenzustände von  $3,6E-09/a$  ermittelt. Diese geringe Schadenshäufigkeit resultiert vor allem aus der geringen Eintrittshäufigkeit für dieses Szenarium. Das Ereignis leistet nur einen sehr geringen Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Schadenszustände (0,05 % in Bezug zur Gesamtgefährdungshäufigkeit der Referenz-PSA). Aufgrund dieser geringen Häufigkeit für Schadenszustände ist derzeit kein Verbesserungspotential abzuleiten.

## **6.2 Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung**

Bei den durchgeführten thermohydraulischen Analysen (Abschnitt 4) zeigte sich, dass das Unterlassen der Stickstoffeinspeisung nicht zum Ausfall der Nachkühlpumpen führt. Wenn die Stickstoffeinspeisung jedoch zu spät erfolgt, kann dies zur Auslösung der Notkühlkriterien und zur Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem führen, wie dies beim meldepflichtigen Ereignis 2009/080 eingetreten ist.



Das fehlerhafte Auslösen der Notkühlkriterien ist als zu betrachtendes Ereignis in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ enthalten, Ereignisse D2-20 und D3-14. Auch wurde dieses Ereignis in den probabilistischen Sicherheitsanalysen für die deutschen Anlagen bewertet. Die Betriebshandbücher enthalten eine Prozedur zur Beherrschung dieses Ereignisablaufes.

Für den Ereignisablauf „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung“ wurde eine Häufigkeit (Erwartungswert) für Brennstabschadenzustände von  $3,4E-07/a$  ermittelt. Das Ereignis liefert den höchsten Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenzustände für die im Vorhaben betrachteten Ereignisse (ca. 60 %).

Die für dieses Ereignis ermittelte Häufigkeit für Brennstabschadenzustände ( $3,4E-07/a$ ) ist im Vergleich zu der in der Referenz-PSA /GRS 03/ ermittelten Schadenshäufigkeit für eine Fehlauslösung der Notkühlkriterien ( $5,1E-06/Revision$ ) um mehr als eine Größenordnung geringer. Das liegt daran, dass bei der Neubewertung dieses Ereignisses zwei Dampferzeuger für die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr berücksichtigt wurden. Diese Verfügbarkeitsanforderung geht auf eine Empfehlung der GRS in der Weiterleitungsnachricht WLN 2014/12 „Ansprechen der Notkühlkriterien während des Abfahrens im Kernkraftwerk Neckarwestheim 2“ /GRS 14/ zurück, welche in den BHB der deutschen Anlagen berücksichtigt wurde.

Da sich die Häufigkeit für Schadenszustände für das auslösende Ereignis „Fehlanregung der Notkühlkriterien“ durch den zusätzlich bereitzuhaltenden Dampferzeuger um mehr als eine Größenordnung verringert hat, ist derzeit kein weiteres Verbesserungspotential abzuleiten.

### **6.3 Lecks durch Fehlhandlungen**

Lecks am Primärkreislauf durch Fehlhandlungen bei abgesenktem Füllstand sind in der deutschen Betriebserfahrung nicht aufgetreten.

Gemäß den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/ ist ein Leck am Primärkreislauf im Sicherheitsbehälter durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler (Ereignis D3-29) zu untersuchen, wobei die Leckgröße durch den größten freien Querschnitt in den Systemanschlussleitungen an den Primärkreislauf oder seiner Komponenten (z. B. Mannlöcher etc.) bestimmt wird. Für den Ringraum sind Lecks im

Nachkühlsystem während des Nachwärmeabfuhrbetriebs (D3-32) und Kühlmittelverluste aus dem Sicherheitsbehälter über Systeme, die an die Druckführende Umschließung angeschlossen sind (D3-34), zu untersuchen. Die Betriebshandbücher enthalten eine Prozedur zur Beherrschung dieses Ereignisses. Kann bei einem Leck innerhalb des SHB dieses nicht abgesperrt werden, so kann der Störfall über den Sumpfbetrieb, unter Anwendung des Schutzziel-BHB, beherrscht werden.

Lecks durch Brüche von Rohrleitungen des Nachkühlsystems wurden für einige Anlagen in den PSA für den Nichtleistungsbetrieb probabilistisch untersucht, in anderen mit Verweis auf den geringen Innendruck vernachlässigt. Lecks durch Instandhaltungs- oder Schaltungsfehler wurden aufgrund vorhandener Vorkehrungen vernachlässigt.

In diesem Vorhaben wurden Lecks am PKL durch Fehlhandlungen betrachtet, da sie im Ausland mehrfach aufgetreten sind. Die Eintrittshäufigkeit für deutsche Anlagen wurde mittels Nullfehlerstatistik abgeschätzt, da eine Handlungsanalyse (Human-Factors-Analyse) sehr aufwändig ist. Daher ist die hier ermittelte Eintrittshäufigkeit möglicherweise zu konservativ, auch vor dem Hintergrund, dass Arbeiten an in Betrieb befindlichen Nachkühlsträngen gemäß BHB nicht gestattet sind.

Insgesamt wurde für die hier untersuchten Lecks durch Fehlhandlungen eine Brennstab-schadenshäufigkeit von  $2,2E-07/a$  ermittelt (ca. 3 % in Bezug zur Schadenshäufigkeit der Referenz-PSA). Ihr Beitrag liegt damit ca. in der gleichen Größenordnung wie die in der Referenz-PSA ermittelte Schadenshäufigkeit für Lecks durch Brüche im Nachkühlsystem ( $3,9E-07/a$ ). Aufgrund dieses Beitrages ist derzeit kein Verbesserungspotential abzuleiten.

Die Schadenshäufigkeit ist bei geöffnetem RDB höher als bei geschlossenem RDB, was darauf zurückzuführen ist, dass bei geschlossenem RDB noch die Dampferzeuger für die Nachwärmeabfuhr zur Verfügung stehen. Für Lecks bei geöffnetem RDB wurde in den hier durchgeführten Ereignisablaufanalysen auch die Nachwärmeabfuhr durch Kühlmittelverdampfung in den Sicherheitsbehälter berücksichtigt, für den Fall, dass alle Nachkühlstränge ausgefallen sind. Für diesen Fall würde die Fördermenge einer HD-Förderpumpe des Volumenregelsystems ausreichen, um das verdampfende Kühlmittel zu ergänzen. Eine solche Einspeisung mit einer HD-Förderpumpe wurde im Versuch PKL III H3.4 /ARE 16/ untersucht. Dabei zeigte sich, dass auch eine Einspeisung mit Deionat zur Ergänzung von Verdampfungsverlusten erfolgreich ist und keine unterborenen Bereiche im Kern entstehen. Allerdings ist derzeit nur bei einer der laufenden

Anlagen im BHB (Voraussetzungen und Bedingungen zum Stillstand der Anlage und BE-Wechsel) eine explizite Verfügbarkeitsanforderung für die HD-Förderpumpen vorhanden. Für die Störfallbeherrschung wäre eine solche Verfügbarkeitsanforderung hilfreich. Der Einfluss dieser Maßnahme auf die Gesamtbrennstabschadenshäufigkeit würde jedoch nur in einer Größenordnung von ca. E-07/a liegen und das Gesamtergebnis nicht wesentlich beeinflussen.



## **7 Zusammenfassung**

Die Zielsetzung dieses Vorhabens war es, die sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignissen, welche im Ausland bei der Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop oder bei abgesenktem Füllstand aufgetretenen sind, für die laufenden deutschen Kernkraftwerke ermitteln und bewerten zu können. Für die im Ausland aufgetretenen Ereignisse wurde überprüft, ob sie auf die deutschen Anlagen übertragbar sind. Ereignisse, die bisher in der generischen PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen /GRS 03/ nicht berücksichtigt sind, wurden probabilistisch bewertet. Dazu wurde die vorhandene PSA weiterentwickelt. Anschließend wurden die neu bewerteten Ereignisse ganzheitlich hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und eines ggf. vorhandenen Verbesserungspotentials bewertet.

### **7.1 Ermittlung relevanter Ereignisse**

Für die Ermittlung von relevanten Ereignissen wurde die ausländische Betriebserfahrung der vergangenen 20 Jahre, insbesondere die im Rahmen des Incident Reporting System (IRS) der International Atomic Energy Agency (IAEA) gemeldeten Ereignisse, herangezogen. Es wurden acht auf deutsche Anlagen übertragbare Ereignisse ermittelt, bei denen Störungen bei der Füllstandsabsenkung oder bei abgesenktem Füllstand (Mitte-Loop-Betrieb) aufgetreten sind. Weiterer Untersuchungsbedarf ergab sich für drei auslösende Ereignisse, welche in der PSA der GRS bisher nicht betrachtet waren:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem Reaktordruckbehälter bei einer gleichzeitigen großen kaltseitigen Öffnung am Primärkreislauf,
- Leck durch fälschlich geöffnete Armaturen und
- Fehler beim Druckaufprägen bei der Füllstandsabsenkung.

Um Aussagen zur Übertragbarkeit des Ereignisses „Fehler beim Druckaufprägen bei der Füllstandsabsenkung“ abzuleiten zu können, wurde eine thermohydraulische Analyse durchgeführt. Dabei wurde untersucht, welche Auswirkungen sich ergeben, wenn vor dem Absenken des Füllstandes auf  $\frac{3}{4}$ -Loop fälschlicherweise kein Druck mit Stickstoff aufgeprägt wird. Es zeigte sich, dass die Funktionsfähigkeit der Nachkühlpumpen nicht beeinträchtigt wird.

## 7.2 Weiterentwicklung der PSA für den Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen

In diesem Vorhaben wurde die vorhandene PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen methodisch weiterentwickelt. Ziel war es, bisher nicht betrachtete Ereignisabläufe beim  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb probabilistisch bewerten zu können. Aus der ausländischen Betriebserfahrung ergab sich weiterer Untersuchungsbedarf für drei Ereignisse, siehe vorhergehender Abschnitt. Diese wurden mit den folgenden auslösenden Ereignissen probabilistisch bewertet:

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer großen kaltseitiger Öffnung am PKL,
- Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung,
- Leck im SHB durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB,
- Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB,
- Leck im SHB durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB,
- Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB.

Die Eintrittshäufigkeit für diese Ereignisse wurde aus der deutschen Betriebserfahrung ermittelt. Da die betrachteten Lecks bisher in Deutschland nicht aufgetreten sind, ist die ermittelte Eintrittshäufigkeit für diese Ereignisse möglicherweise zu konservativ.

Insgesamt wurde für die neu bewerteten Ereignisse eine Brennstabschadenshäufigkeit von  $5,6E-07/a$  berechnet. Den größten Beitrag (ca. 60 %) liefert das Ereignis „Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler bei der Stickstoffeinspeisung“.

Bei den probabilistischen Bewertungen wurden auch Maßnahmen des BHB zur schutzzielorientierten Störfallbeherrschung berücksichtigt, welche in der Referenz-PSA /GRS 03/ nicht enthalten waren. Dies betrifft die Nachwärmeabfuhr über Sumpfbetrieb bei Lecks im Sicherheitsbehälter und die Nachwärmeabfuhr über Verdampfung bei geöffnetem RDB.

### **7.3 Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung**

Die betrachteten Ereignisabläufe wurden ganzheitlich hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet, um zu prüfen, ob ggf. ein Verbesserungspotential vorhanden ist. In der Referenz-PSA /GRS 03/ wurde für die Wahrscheinlichkeit von System-schadenzuständen (Gefährdungszuständen) ein Erwartungswert von  $6,7E-06$ /Anlagen-Revision berechnet. Der Beitrag der in diesem Vorhaben bewerteten Ereignisse ist ca. eine Größenordnung geringer. Eine Gesamtbetrachtung zeigt zunächst kein unmittelbares Verbesserungspotenzial auf.

#### **Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL**

Für diesen Ereignisablauf wurde eine Häufigkeit für Brennstabschadenzustände von  $3,6E-09/a$  berechnet, was auch auf die von den Betreibern getroffenen administrativen Vorkehrungen zurückzuführen ist. Das Ereignis leistet nur einen sehr geringen Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Schadenszustände (0,05 % in Bezug zur Gesamtgefährdungshäufigkeit der Referenz-PSA). Aufgrund dieser geringen Häufigkeit für Schadenszustände ist derzeit kein Verbesserungspotential abzuleiten.

#### **Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff bei der Füllstandsabsenkung**

Eine verspätete Stickstoffeinspeisung kann zur Auslösung der Notkühlkriterien und zur Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr über das Nachkühlsystem führen, wie dies beim meldepflichtigen Ereignis 2009/080 eingetreten ist. Die für dieses Ereignis berechnete Häufigkeit für Brennstabschadenzustände ( $3,4E-07/a$ ) ist im Vergleich zu der in der Referenz-PSA /GRS 03/ ermittelten Schadenshäufigkeit für eine Fehlauflösung der Notkühlkriterien ( $5,1E-06$ ) um mehr eine Größenordnung geringer. Das liegt daran, dass bei der Neubewertung dieses Ereignisses zwei Dampferzeuger für die sekundärseitige Nachwärmeabfuhr berücksichtigt wurden. Diese Verfügbarkeitsanforderung geht auf eine Empfehlung der GRS in der Weiterleitungsnachricht zum oben genannten meldepflichtigen Ereignis /GRS 14/ zurück, welche in den BHB der deutschen Anlagen berücksichtigt wurde. Da sich die Häufigkeit für Schadenszustände für das auslösende Ereignis „Fehlanregung der Notkühlkriterien“ durch den zusätzlich bereitzuhaltenden Dampferzeuger um mehr als eine Größenordnung verringert hat, ist derzeit kein weiteres Verbesserungspotential abzuleiten.

## **Lecks durch Fehlhandlungen**

Insgesamt wurde für die hier untersuchten Lecks durch Fehlhandlungen eine Brennstab-schadenshäufigkeit von  $2,2E-07/a$  ermittelt (ca. 3 % in Bezug zur Gesamtgefährdungshäufigkeit der Referenz-PSA). Die Eintrittshäufigkeit für diese Lecks wurde mittels Nullfehlerstatistik abgeschätzt. Daher ist die hier ermittelte Eintrittshäufigkeit möglicherweise zu konservativ, auch vor dem Hintergrund, dass Arbeiten an in Betrieb befindlichen Nachkühlsträngen gemäß BHB nicht gestattet sind.

Für Lecks bei geöffnetem RDB wurde in den hier durchgeführten Ereignisablaufanalysen auch die Nachwärmeabfuhr durch Kühlmittelverdampfung in den Sicherheitsbehälter berücksichtigt für den Fall, dass alle Nachkühlstränge ausgefallen sind. Für diesen Fall würde die Fördermenge einer HD-Förderpumpe des Volumenregelsystems ausreichen, um das verdampfende Kühlmittel nachzuspeisen. Es erscheint daher sinnvoll, eine Verfügbarkeitsanforderung für eine HD-Förderpumpe in Betriebsphasen mit abgesenktem Füllstand in das BHB aufzunehmen. Ein weiteres Verbesserungspotential ist derzeit nicht abzuleiten.

## **7.4 Schlussfolgerungen**

Aus den im Vorhaben durchgeführten Arbeiten können folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Die generische PSA der GRS zum Nichtleistungsbetrieb von DWR-Anlagen (Referenz-PSA) /GRS 03/ kann für die Bewertung von im Ausland aufgetretenen Ereignissen weiterentwickelt werden.
- Der Beitrag der in diesem Vorhaben bewerteten Ereignisse ist ca. eine Größenordnung geringer als die in der Referenz-PSA ermittelte Schadenshäufigkeit.
- Dieser geringe Beitrag ist auch auf eine Empfehlung der GRS aus der Weiterleitungsnachricht WLN 2014/12 /GRS 14/ zur Verfügbarkeitsanforderung an die Dampferzeuger zurückzuführen.
- Aus der Gesamtbetrachtung der untersuchten Ereignisse ergab sich kein unmittelbares Verbesserungspotenzial. Eine Verfügbarkeitsanforderung im BHB für eine HD-Förderpumpe des Volumenregelsystems in Betriebsphasen mit abgesenktem Füllstand erscheint hilfreich. Es würde sich ein Sicherheitsgewinn in einer



Größenordnung von ca. E-07/a ergeben, welcher das Gesamtergebnis nicht wesentlich beeinflussen würde. Ein weiteres Verbesserungspotential ist derzeit nicht abzuleiten.



## Literaturverzeichnis

- /ARE 07/ AREVA NP GmbH: PKL III F, Experimentelle Untersuchungen zur Bor-Thematik bei Störfällen mit kleinem Leck im Primärkreis und bei Ausfall der Nachkühlung im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, Abschlussbericht Reaktorsicherheitsforschung – Vorhaben-Nr.: 1501274, NTCTP-G/2007/de/0016, Dezember 2007.
- /ARE 12/ AREVA NP GmbH: PKL III G8.2, Ausfall der Nachkühlung im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei offenem Primärkreis (Große kaltseitige Öffnung im Primärkreis, Wiederherstellung der Zuschaltbedingungen für Nachkühlbetrieb), PTCTP-G/2011/de/0013, Erlangen, Dezember 2012.
- /ARE 16/ AREVA NP GmbH: Versuche PKL III H3.3 und H3.4, Ausfall der Nachkühlung bei abgeschalteter Anlage im  $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei offenem Primärkreis DTICTP-G/2016/de/0035, Erlangen 01.12.2016.
- /ARE 17/ AREVA GmbH: PKL III H Abschlussbericht, Fördervorhaben BMWi 1501436 Untersuchung von auslegungsüberschreitenden Störfällen sowie Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb, PTCTP-G/2016/de/0012, 2017.
- /BAN 05/ Bundesanzeiger 207a: Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß §19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, BAnz-Nr. 207a, 03.11.2005.
- /BMU 10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Sicherheitstechnische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken, Stand 2010.
- /BMU 12/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Nachrüstliste – Sicherheitstechnische Anforderungen / Maßnahmen zur weiteren Vorsorge gegen Risiken, 15.06.2012.
- /ENB 12/ EnBW Kernkraft GmbH, Kernkraftwerk Neckarwestheim: SÜ – GKN II 1999-2008, Kapitel 4, Probabilistische Sicherheitsanalyse, 4.2 Nichtleistungsbetrieb, Revision a, Mai 2012.

- /ENS 12/ European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)  
 Compilation of recommendations and suggestions  
 Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants.
- /FAK 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
 Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,  
 BfS-SCHR-37/05, Oktober 2005.
- /FAK 05a/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
 Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,  
 BfS-SCHR-38/05, August 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) mbH:  
 Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR, GRS-A-3114, Mai 2003.
- /GRS 06/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
 Methodenentwicklung zur Bewertung von auslösenden Ereignissen bei Nichtleistungsbetrieb für SWR der Baulinie 69,  
 GRS-A-3328, Dezember 2006.
- /GRS 10/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
 Untersuchung und Ermittlung generischer Mindestanforderungen an Sicherheitseinrichtungen und Prozeduren während der verschiedenen Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs, GRS-A-3523, November 2010.
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
 Weiterleitungsnachricht zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (WLN 2014/12),  
 „Ansprechen der Notkühlkriterien während des Abfahrens im Kernkraftwerk Neckarwestheim 2“, Köln, 10.11.2014.

- /GRS 14a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Ermittlung und Bewertung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb, GRS-A-3765, März 2014.
- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Vorhaben 3612R01361 “Unfallanalyse in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb“  
Unfallanalysen bis zur Bestimmung von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung für einen DWR (Arbeitspaket 2) Fachband 2,  
GRS-A-3856, September 2015.
- /GRS 19/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Zusammenstellung von Systemanforderungen und Instandhaltungsvorgaben für den Mitte-Loop-Betrieb von DWR-Anlagen für den RSK-Ausschuss Reaktorbetrieb, 20.05.2019.
- /IAE IRS/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
International Reporting System for Operating Experience  
<https://irs.iaea.org/>
- /JRC 15/ European Commission, Joint Research Centre (JRC), Institute for Energy and Transport: Events Related to Low Power and Shutdown, Topical Study, 2015
- /NEA 06/ OECD/NEA Working Group on Operating Experience:  
Loss of Residual Heat Removal (RHR) while at mid-loop conditions corrective actions, NEA/CNRA/R(2006)4, September 2006.
- /NRC 87/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Loss of Residual Heat Removal System, Diablo Canyon, Unit 2 April 10, 1987, NUREG-1269.
- /RSK 02/ Reaktor-Sicherheitskommission: Folgerungen aus einer anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse für den Nicht-Leistungsbetrieb bei Leichtwasserreaktoren, RSK – Stellungnahme, 16.05.2002.

- /RSK 12/ Reaktor-Sicherheitskommission: Ausfall der Primären Wärmesenke, RSK – Stellungnahme, 446. Sitzung am 05.04.2012, veröffentlicht im Bundesanzeiger: BAnz AT 03.08.2012 B5.
- /RSK 19/ Reaktor-Sicherheitskommission: Zulässigkeit von Prüf- und Instandhaltungstätigkeiten sowie Festlegung von Maßnahmen zur Ereignisbeherrschung bei Mitte-Loop-Betrieb, RSK-Empfehlung, 510. RSK-Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 05.06.2019.
- /SIA 15/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015.
- /SIM 96/ Simon, M., Pertz, M., Rodriguez, J.: Untersuchung von Ereignisabläufen bei abgeschalteter Anlage (DWR), GRS-A-2336, Juni 1996.
- /SWA 83/ Swain, A. D.; Guttmann, H. E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications NUREG/CR-1278, U.S. Regulatory Commission, August 1983.
- /UMM 10/ Umminger, Klaus, Thomas Mull und Bernhard Brand Integralversuche in der PLK-Anlage mit internationaler Beteiligung atw 55 Jg. (2010) Heft 3.
- /VDI 06/ Verein Deutscher Ingenieure - Gesellschaft Verfahrenstechnik und Chemieingenieurwesen (GVC): VDI Wärmeatlas, 10. Auflage, Springer Vieweg Verlag, 2006.
- /WUR 93/ Wurst, H.: Berücksichtigung von Nicht-Volllastzuständen in probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke, GRS-A-2011, September 1993.

## Abkürzungsverzeichnis

BE	Brennelement
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DSP	Druckspeicher
DWR	Druckwasserreaktor
FD	Frischdampf
GKN-1	Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 1
GKN-2	Kernkraftwerk Neckarwestheim Block 2
HD	Hochdruck
HKMP	Hauptkühlmittelpumpe
IAEA	International Atomic Energy Agency
IRS	Incident Reporting System
JDH	Zusatzboriersystem
JNA	Nachkühlsystem
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf
KKE	Kernkraftwerk Emsland
KKI-2	Kernkraftwerk Isar, Block 2
KKP-2	Kernkraftwerk Philippsburg, Block 2
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KWB-A	Kernkraftwerk Biblis, Block A
KWB-B	Kernkraftwerk Biblis, Block B
KWG	Kernkraftwerk Grohnde
MADTEB	Kühlmittel-Massen-, -Druck- und -Temperaturgradienten-Begrenzung
ND	Niederdruck
NLB	Nichtleistungsbetrieb
NPSH	Net Positive Suction Head (Erforderlicher Druck vor der Pumpe)
NWA	Nachwärmeabfuhr
PKL	Primärkreislauf
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SHB	Sicherheitsbehälter
SSP	Sicherheitspezifikation





## Abbildungsverzeichnis

Abb. 4.1	Infografik des Analysemodells, Void fraction im heißen Strang = 0,5 ( $t = 23.600$ s).....	26
Abb. 4.2	Druck im Druckhalter (rot), Upper Head (grün), Reaktordruckbehälter top (blau) und heißen Strang (schwarz).....	27
Abb. 4.3	Wassertemperatur (grün) und Sättigungstemperatur (rot) an der Anschlussstelle zum Nachkühlsystem im heißen Strang.....	27
Abb. 5.1	Ereignisbaum für den Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB und einer kaltseitigen Öffnung am PKL.....	41
Abb. 5.2	Ereignisbaum für die Anregung der Notkühlkriterien durch Fehler beim Druckaufprägen mit Stickstoff.....	45
Abb. 5.3	Ereignisbaum für ein Leck im Sicherheitsbehälter durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.1-B2).....	50
Abb. 5.4	Ereignisbaum für ein Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geschlossenem RDB (S9.2-B2).....	52
Abb. 5.5	Ereignisbaum für ein Leck im Sicherheitsbehälter durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.1-C).....	55
Abb. 5.6	Ereignisbaum für ein Leck im Ringraum durch Fehlhandlungen bei geöffnetem RDB (S9.2-C).....	57

## Tabellenverzeichnis

Tab. 5.1	Phasen des $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs.....	31
Tab. 5.2	Minimale Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme während einer Revision (entsprechend BHB) /GRS 03/ .....	31
Tab. 5.3	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung pro Revision .....	32
Tab. 5.4	Bezugszeit.....	38
Tab. 5.5	Eintrittshäufigkeit für eine große kaltseitige Öffnung am PKL bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb.....	38
Tab. 5.6	Daten zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für das „Diablo-Canyon-Szenarium“ .....	39
Tab. 5.7	Eintrittshäufigkeit für eine Auslösung der Notkühlkriterien als Folge von Fehlern beim Druckaufprägen mit Stickstoff.....	43
Tab. 5.8	Eintrittshäufigkeit für ein Leck durch fälschlich geöffnete Armaturen.....	48
Tab. 5.9	Fraktile und Erwartungswerte der Häufigkeiten für Brennstabschadenzustände für die betrachteten auslösenden Ereignisse .....	59

**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)