

**Unfallanalysen in
Kernkraftwerken
nach anlagenexternen
auslösenden Ereignissen
und im
Nichtleistungsbetrieb**

Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb

Abschlussbericht

Horst Löffler
Michael Kowalik
Oliver Mildenberger
Michael Hage

Juni 2016

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) unter dem Kennzeichen 3612R01361 erstellt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Arbeitnehmer.

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

Deskriptoren:

Einwirkungen von außen, Nichtleistungsbetrieb, PSA, Unfallanalysen

Kurzfassung

Die hier dokumentierten Arbeiten schaffen die methodischen Grundlagen zur Verbesserung des Kenntnisstandes zu Unfallabläufen nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und für Abläufe, die vom Nichtleistungsbetrieb ausgehen. Für die Analysen wurde ein Modell einer DWR und einer SWR Referenzanlage herangezogen. Die Arbeiten wurden vom BMUB unter dem Kennzeichen 3612R01361 gefördert.

Die übergeordneten Zielstellungen der Arbeiten sind vor allem:

- Identifizierung relevanter Ereignisabläufe zur Festlegung von charakteristischen Rand- und Anfangsbedingungen,
- Unfallablaufanalyse ausgewählter Sequenzen,
- Qualitative Ermittlung der Relevanz von Unfallabläufen.

Die Unfallablaufanalyse wird mit dem Rechenprogramm MELCOR 1.8.6 durchgeführt. Der verwendete Eingabedatensatz ist sowohl für DWR als auch für SWR im Vergleich zu früheren Analysen wesentlich verbessert worden.

Mit der für PSA der Stufe 2 bewährten Ereignisbaumtechnik wurde eine Struktur für eine einheitliche Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse aus den vorangehenden Arbeitspaketen für DWR und SWR erstellt. Dafür wurde wie in früheren Vorhaben das Rechenprogramm EVNTRE eingesetzt. Im Gegensatz zu einer PSA der Stufe 2 wurden die Zweigwahrscheinlichkeiten jedoch nicht mit dem üblichen Tiefgang ermittelt, sondern sie wurden nur überschlägig angegeben.

Im Ergebnis zeigen die deterministischen und probabilistischen Arbeiten im Falle des DWR eine erhebliche Schutzwirkung des Sicherheitsbehälters auch bei auslegungsüberschreitenden Vorgängen. Beim SWR besteht eine relativ hohe Wahrscheinlichkeit für Sicherheitsbehälter-Versagen unter Kernschmelzeinfluss, aber dennoch ist die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung infolge anlageninterner Rückhaltevorgänge stark begrenzt.

Angaben zu weiterhin bestehenden Kenntnislücken bei der Analyse von Kernschmelzabläufen sowie zu möglichen Verbesserungen der Anlagensicherheit schließen den Bericht ab.

Abstract

The work which is documented here provides the methodological basis for improvement of the state of knowledge for accident sequences after plant external initiating events and for accident sequences which begin in the shutdown state. The analyses have been done for a PWR and for a BWR reference plant. The work has been supported by the German federal ministry BMUB under the label 3612R01361.

Top objectives of the work are:

- Identify relevant event sequences in order to define characteristic initial and boundary conditions
- Perform accident analysis of selected sequences
- Evaluate the relevance of accident sequences in a qualitative way

The accident analysis is performed with the code MELCOR 1.8.6. The applied input data set has been significantly improved compared to previous analyses.

The event tree method which is established in PSA level 2 has been applied for creating a structure for a unified summarization and evaluation of the results from the accident analyses. The computer code EVNTRE has been applied for this purpose. In contrast to a PSA level 2, the branching probabilities of the event tree have not been determined with the usual accuracy, but they are given in an approximate way only.

For the PWR, the analyses show a considerable protective effect of the containment also in the case of beyond design events. For the BWR, there is a rather high probability for containment failure under core melt impact, but nevertheless the release of radionuclides into the environment is very limited because of plant internal retention mechanisms.

This report concludes with remarks about existing knowledge gaps and with regard to core melt sequences, and about possible improvements of the plant safety.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract	II
1	Einleitung	1
2	Identifizierung relevanter Ereignisabläufe (Arbeitspaket 1)	3
2.1	Nichtleistungsbetrieb bei Druckwasserreaktoren	4
2.1.1	Betriebsphasen und auslösende Ereignisse	5
2.1.2	Übergang zu Kernschadenzuständen	10
2.1.3	Zu analysierende Unfallabläufe.....	15
2.2	Nichtleistungsbetrieb bei Siedewasserreaktoren.....	17
2.2.1	Betriebsphasen, Anlagenbetriebszustände und auslösende Ereignisse beim SWR	18
2.2.2	Übergang zu Kernschadenzuständen	23
2.2.3	Zu analysierende Unfallabläufe.....	24
2.3	Einwirkungen von außen	27
2.3.1	Zu analysierende Unfallabläufe DWR	27
2.3.2	Zu analysierende Unfallabläufe im SWR.....	29
2.3.2.1	Ablauf SWR-EVA-0 (Basisrechnung); <i>station blackout</i> infolge eines Erdbebens	30
2.3.2.2	Ablauf SWR-EVA-A; Abriss einer Speisewasserleitung (innerhalb des SHB) aufgrund eines Erdbebens	31
2.3.2.3	Ablauf SWR-EVA-B; Leck am TH-System außerhalb des SHB aufgrund eines Erdbebens.....	32
2.3.2.4	Überblick über zu analysierende Unfallabläufe im SWR	32
3	Unfallanalysen für einen DWR (Arbeitspaket 2)	35
3.1	Vorgehen zur Auswertung der Radionuklidfreisetzungen.....	35
3.2	Rechenmodell und Eingabedatensatz.....	37
3.3	Analysen der Rechenfälle im Nichtleistungsbetrieb.....	39

3.3.1	Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-A.....	39
3.3.2	Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-B.....	42
3.3.3	Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-C	43
3.3.4	Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-D	44
3.3.5	Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-E.....	47
3.3.6	Zusammenfassung der Analysen bei NLB für einen DWR.....	48
3.3.6.1	Zeitverläufe.....	53
3.3.6.2	Sicherheitstechnisch relevante Aspekte.....	54
3.3.6.3	Radionuklidverhalten	55
3.4	Analysen der Rechenfälle nach Einwirkungen von außen.....	58
3.4.1	Analyse des Falles DWR-EVA-0	58
3.4.2	Analyse des Falles DWR-EVA-A	60
3.4.3	Analyse des Falles DWR-EVA-B	62
3.4.4	Analyse des Falles DWR-EVA-C	64
3.4.5	Zusammenfassung der Analysen nach Einwirkungen von außen für einen DWR.....	66
4	Unfallanalysen für einen SWR (Arbeitspaket 3).....	70
4.1	Rechenmodell und Eingabedatensatz.....	70
4.2	Analysen der Rechenfälle im Nichtleistungsbetrieb.....	74
4.2.1	Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-A.....	74
4.2.2	Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-B.....	76
4.2.3	Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-C.....	78
4.2.4	Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-D.....	80
4.2.5	Zusammenfassung der Analysen bei NLB für einen SWR	82
4.2.5.1	Zeitverläufe.....	88
4.2.5.2	Sicherheitstechnisch relevante Aspekte.....	90
4.2.5.3	Radionuklidverhalten	93
4.3	Analysen der Rechenfälle nach Einwirkungen von außen.....	97
4.3.1	Fall SWR-EVA-0; Basisfall: Station Blackout infolge Erdbeben ohne weitere Schäden an RKL, SHB, RG.....	97

4.3.2	Fall SWR-EVA-A; SWR-EVA-Basisfall und Abriss einer Speisewasserleitung	100
4.3.3	Fall SWR-EVA-B; SWR-EVA-Basisfall und Leck am TH-System außerhalb des SHB aufgrund eines Erdbebens	103
4.3.4	Zusammenfassung der Analysen nach Einwirkungen von außen für einen SWR	105
4.3.4.1	Zeitverläufe.....	108
4.3.4.2	Sicherheitstechnisch relevante Aspekte.....	109
4.3.4.3	Radionuklidverhalten	110
5	Grundlagen zur Ermittlung der Relevanz von Unfallabläufen mittels Ereignisbaum.....	115
5.1	Schnittstelle zwischen PSA der Stufe 1 und Stufe 2	116
5.2	Struktur des Ereignisbaums.....	122
5.2.1	Besonderheiten bei offenem RDB.....	122
5.2.2	Gleichzeitiger Unfallablauf im Reaktorkern und im Brennelement-lagerbecken	123
5.2.3	Freisetzungskategorien.....	124
5.2.3.1	Überlegungen zu Freisetzungskategorien in DWR bei NLB und EVA	124
5.2.3.2	Überlegungen zu Freisetzungskategorien in SWR bei NLB und EVA	127
6	Ereignisbaumanalyse für DWR.....	131
6.1	Zentrale Verzweigungen	131
6.2	Ergebnisse des DWR-Ereignisbaumes	131
6.2.1	Einzelne Phänomene.....	132
6.2.2	Freisetzungskategorien.....	134
7	Ereignisbaum für SWR.....	139
7.1	Zentrale Verzweigungen	139
7.2	Quelltermabschätzung im Rahmen des Ereignisbaums	139
7.3	Ergebnisse des SWR-Ereignisbaumes	140
7.3.1	Einzelne Phänomene.....	140
7.3.2	Freisetzungskategorien.....	143

8	Auswertung und Schlussfolgerungen	147
8.1	Bewertung einzelner relevanter Phänomene	147
8.1.1	Wasserstoffgefährdung während des Kernschmelzablaufs bei offenem RDB.....	147
8.1.2	Thermische Belastung oberhalb des RDB	148
8.1.3	Verhalten der Radionuklide bei offenem RDB.....	148
8.1.4	Verbesserte Modellierung des Sumpfes im DWR	149
8.1.5	Gefährdung der SHB-Integrität durch Kernschmelze beim SWR	150
8.1.6	Radionuklidfreisetzungen nach Versagen des SHB im SWR	151
8.1.7	Vergleich der Unfallabläufe mit früheren Analysen.....	151
8.2	Unfallabläufe bei NLB und nach EVA gemäß ihrer Relevanz.....	153
8.2.1	DWR.....	154
8.2.2	SWR.....	156
8.3	Darstellung und Bewertung verbleibender Kenntnislücken	160
8.4	Empfehlungen zu möglichen Verbesserungen der Anlagensicherheit....	162
8.4.1	DWR.....	162
8.4.2	SWR.....	163
	Literaturverzeichnis.....	165
	Abbildungsverzeichnis.....	169
	Tabellenverzeichnis.....	171
	Abkürzungsverzeichnis.....	175

1 Einleitung

Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) nach §19a AtG wurden für anlagenexterne auslösende Ereignisse (EVA) und für Ereignisse, die vom Nichtleistungsbetrieb (NLB) ausgehen, keine PSA der Stufe 2 durchgeführt. Dementsprechend waren bisherige Analysen auch nicht auf diesen Themenkreis ausgerichtet, so dass keine fundierten Aussagen über unfallbestimmende Phänomene und Einflussgrößen, die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen, die zeitlichen Abläufe und das Verhalten des Sicherheitseinschlusses unter diesen Randbedingungen bzw. Szenarien vorgelegen haben.

Die hier dokumentierten Arbeiten schaffen die methodischen Grundlagen zur Behebung der genannten Kenntnislücken und wenden diese exemplarisch an. Die Arbeiten wurden vom BMUB unter dem Kennzeichen 3612R01361 gefördert. Für die Analysen werden Referenzanlagen vom Typ DWR sowie SWR herangezogen. Die Betreiber der Anlagen haben dankenswerterweise Informationen über die Anlagen zur Verfügung gestellt.

Die übergeordneten Zielstellungen der Arbeiten sind für die genannten Randbedingungen nach EVA und bei NLB vor allem:

- Identifizierung relevanter Ereignisabläufe zur Festlegung von charakteristischen Rand- und Anfangsbedingungen,
- Unfallablaufanalyse ausgewählter Sequenzen,
- Qualitative Ermittlung der Relevanz von Unfallabläufen.

Die Identifizierung relevanter Ereignisabläufe betrifft vor allem die Festlegung auf Kernschadenzustände bei Beginn der Kernzerstörung. Dadurch werden insbesondere eine begründete Auswahl der deterministischen Unfallanalysen und deren Randbedingungen im Vorhaben ermöglicht, und es werden Anfangsbedingungen für die nachfolgende Ereignisbaumanalyse festgelegt. Da eine ausreichend detaillierte PSA der Stufe 1 nicht zur Verfügung stand, wurden für die vollständige Charakterisierung der Kernschadenzustände teilweise extrem pessimistische Annahmen getroffen.

Die Unfallablaufanalyse wird mit dem Rechenprogramm MELCOR 1.8.6 durchgeführt. Der verwendete Eingabedatensatz ist sowohl für DWR als auch für SWR im Vergleich

zu früheren Analysen wesentlich verbessert worden. Insgesamt wurden etwa 20 Rechnungen durchgeführt. Die MELCOR-Ergebnisse sind nicht nur ausführlich dargestellt, sondern auch bezüglich vieler Aspekte diskutiert und im Hinblick auf Plausibilität bewertet worden. Wesentliche neue Erkenntnisse sind in Bezug auf Ereignisabläufe bei offenem RDB erarbeitet worden.

Mit der für PSA der Stufe 2 weltweit üblichen und bewährten Ereignisbaumtechnik wurde auch in diesem Vorhaben eine Struktur für eine einheitliche Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse aus den vorangehenden Arbeitspaketen für DWR und SWR erstellt. Dafür wurde wie in früheren Vorhaben das Rechenprogramm EVNTRE eingesetzt. Formal ist dies praktisch gleich der Struktur einer PSA der Stufe 2. Im Gegensatz zu einer PSA der Stufe 2 wurden die Zweigwahrscheinlichkeiten jedoch nicht mit dem üblichen Tiefgang ermittelt, sondern sie wurden nur überschlägig angegeben mit dem Ziel, die relative Relevanz verschiedener Phänomene und Zustände zu erkennen. Die abgesicherte quantitative Analyse von Häufigkeiten für Radionuklidfreisetzungen oder von ähnlichen Kennzahlen war nicht Gegenstand der Arbeiten. Die erarbeiteten Informationen sind folglich nur als Beispiele dafür anzusehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

Im Ergebnis zeigen die deterministischen und probabilistischen Arbeiten im Falle des DWR eine erhebliche Schutzwirkung des Sicherheitsbehälters auch bei diesen auslegungsüberschreitenden Vorgängen. Beim SWR besteht eine relativ hohe Wahrscheinlichkeit für Sicherheitsbehälter-Versagen unter Kernschmelzeinfluss, dennoch ist die Radionuklidfreisetzung in die Umgebung infolge anlageninterner Rückhaltevorgänge stark begrenzt. Erfahrungen aus den früheren Unfallanalysen sind weitgehend nutzbar. Neue Kenntnisse ergeben sich teilweise für Ereignisabläufe bei offenem RDB (entfernter RDB-Deckel).

Angaben zu weiterhin bestehenden Kenntnislücken bei der Analyse von Kernschmelzabläufen, sowie zu möglichen Verbesserungen der Anlagensicherheit schließen den vorliegenden Bericht ab. Zusätzlich wurden im Vorhaben vier Fachbände erstellt /GRS 15a/, /GRS 15b/, /GRS 15c/, /GRS 15d/. Diese Bände beinhalten insbesondere eine sehr ausführliche Darstellung und Diskussion der mit MELCOR analysierten Unfallabläufe mit anlagenspezifischen Informationen und können daher nicht veröffentlicht werden.

2 Identifizierung relevanter Ereignisabläufe (Arbeitspaket 1)

Die Arbeiten betreffen Ereignisabläufe bei NLB und EVA vom auslösenden Ereignis bis zum Beginn der Kernzerstörung sowie vom Beginn dieser Kernzerstörung bis zur Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Gegenstand der Arbeiten ist insbesondere die Frage, ob und welche Unfallabläufe infolge EVA und während des NLB relevant sind und deshalb im vorliegenden Vorhaben mittels MELCOR-Analysen zu untersuchen sind. Eine detailliertere Darstellung der Arbeiten und Ergebnisse zum Arbeitspaket 1 ist im Fachband 1 /GRS 15a/ dokumentiert.

Schwerpunkte der Aufarbeitung sind:

- Festlegung auf Kernschadenzustände bei Beginn der Kernzerstörung in Anlehnung an PSA für den Leistungsbetrieb, aber mit den spezifischen Anforderungen aus NLB und nach EVA.
- Charakteristische Abläufe bis zum Beginn der Kernzerstörung und Anlagenzustände bei Beginn der Kernzerstörung. Qualitative Bewertung der Relevanz der Kernschadenzustände, unterschieden nach Anlagentypen und Betriebsphasen.
- Nutzung der Kenntnisse über Unfallanalysen aus dem Leistungsbetrieb.
- Typische Ergebnisse von Ereignisabläufen bei NLB und EVA, soweit vorhanden.

Die Bearbeitung wird gegliedert in die Reaktortypen DWR und SWR einerseits, und in NLB und EVA andererseits.

Es wird ein Überblick über charakteristische Ereignisabläufe geschaffen. Der Überblick ist derart gestaltet, dass insbesondere eine begründete Auswahl der deterministischen Unfallanalysen im Vorhaben (für AP 2 und AP 3) vorgenommen werden kann, und dass für das Arbeitspaket 4 im Sinne von Häufigkeit und / oder Unfallfolgen relevante Ereignisabläufe mit ihren charakteristischen Eigenschaften identifiziert werden können.

Wie die nachfolgenden Abschnitte zeigen, kommen eine erhebliche Anzahl von Ereignispfaden in Frage, welche zum Kernschaden führen können. Zusätzlich gibt es innerhalb eines Pfades noch Variationsmöglichkeiten. Zum Teil ist ferner beim derzeitigen Stand der Kenntnis zu auslösenden Ereignissen und Systemverfügbarkeiten oft eine begründete Herleitung relevanter Ereignisabläufe schwierig. Im vorliegenden Vorhaben soll nun eine begrenzte Anzahl von Unfallabläufen mit MELCOR analysiert werden.

Jede MELCOR-Rechnung kann nur genau eine einzige Situation analysieren. Daraus ergibt sich die Notwendigkeit, aus den möglichen Abläufen einige auszuwählen und ihre Anfangs- und Randbedingungen bis ins Detail festzulegen. Dies geschieht anschließend an die jeweiligen Abschnitte mit den Beschreibungen der Ereignispfade.

2.1 Nichtleistungsbetrieb bei Druckwasserreaktoren

Als Grundlage zur Identifikation relevanter Ereignisabläufe dient eine PSA der Stufe 1 aus dem Jahre 2003 /GRS 03/ welche sich auf den Nichtleistungsbetrieb einer 14-tägigen Standardrevision zum Brennelementwechsel der Referenzanlage bezieht. Diese PSA ist im Rahmen der Vorhaben SR2274 und SR2383 des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) (jetzt: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB)) angefertigt worden. Für die Durchführung einer solchen PSA sind detaillierte Analysen der Systemtechnik der Anlage notwendig gewesen, besonders in Hinsicht auf deren Zustand und Verhalten während der speziellen und mannigfaltigen Bedingungen des Nichtleistungsbetriebes. Insbesondere diese detaillierte systemtechnische Analyse der Anlage prädestiniert diese Quelle zur Fortführung in die Stufe 2. Andere Quellen basieren teils auf einem älteren Kenntnisstand und besitzen einen geringeren Grad an Detailliertheit. Ferner beziehen sie sich teils auf ausländische Anlagen, deren Systemtechnik nur bedingt auf deutsche Anlagen übertragbar ist. Man denke in diesem Zusammenhang beispielsweise an den typischen Redundanzgrad sicherheitstechnischer Komponenten amerikanischer Anlagen von 2·100 % im Gegensatz zu deutschen Anlagen mit 4·50 %.

Als Resultat der Analysen in /GRS 03/ ist nun ein Satz an Systemschadenzuständen (SSZ – früher gebräuchliche Bezeichnung für Gefährdungszustände) gegeben, welche sich dadurch auszeichnen, dass sie ohne Reparatur- oder Notfallmaßnahmen in Kernschadenzustände (KSZ) übergehen. Letztere liegen vor, wenn Kernmaterial zu schmelzen beginnt. Die Systemschadenzustände sind demnach in den Fällen gegeben, bei denen die Anlage nicht mehr fähig ist, einen Kernschadenzustand autonom abzuwenden. Ein einfaches Beispiel ist der „Ausfall der in Betrieb befindlichen nuklearen Nachkühlsysteme durch fehlerhafte Füllstandabsenkung“. Hierbei wird das Kühlmittel aus dem Primärkreislauf (PKL) durch das Volumenregelsystem (KBH) in die Kühlmittellagerbehälter gegeben, welches über eine Niederdruckreduzierstation geschieht, die von Hand geregelt wird. Kann beispielsweise die Niederdruckreduzierstation nicht mehr geschlossen werden, welches den Ausfall des Schließens von

nachgeschalteten Absperrventilen voraussetzt, so fällt der Füllstand unter die Unterkante der Hauptkühlmittelleitung, womit die Nachkühlstränge nicht mehr in der Lage sind, Kühlmittel anzusaugen. Hiermit ist die primärseitige Nachwärmeabfuhr (NWA) ausgefallen. In einem solchen Falle existieren unter Umständen noch Möglichkeiten, den Füllstand wieder anzuheben. Falls jedoch die Reduzierstation weiterhin nicht geschlossen wird, würde der Füllstand immer wieder abfallen, weswegen ein Kernschadenzustand ohne zusätzliche Reparatur- oder Notfallmaßnahmen nicht verhindert werden könnte.

2.1.1 Betriebsphasen und auslösende Ereignisse

Im vorliegenden Abschnitt werden aus dem Bericht /GRS 03/ die Betriebsphasen und auslösende Ereignisse zusammenfassend dargestellt, um das Verständnis der nachfolgenden Abschnitte zu erleichtern (siehe Tab. 2.1).

Tab. 2.1 Definition bzw. Abgrenzung der Betriebsphasen gemäß /GRS 03/

Betriebsphase	physikalische Zustandsänderung	RDB-Füllstand	Zustand RDB-Deckel
(1) A0	Leistungsabsenkung auf den Zustand „unterkritisch heiß“	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen
(1) A1	Abfahren über die Dampferzeuger auf die PKL-Bedingungen Druck: 3,2 MPa, Temperatur: 120 °C	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen
(1) B1	Abkühlen des PKL auf den Zustand „kalt, drucklos“	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen
(1) B2	Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop, Mitte-Loop-Betrieb	Mitte-Loop	druckdicht verschlossen
(1) C	Öffnen des RDB, Mitte-Loop-Betrieb	Mitte-Loop	offen
(1) D	Fluten des Flut- und Abstellraumes, Ausladen der Brennelemente	geflutet	offen
E	Entleeren des Flut- und Abstellraumes und des RDB auf Unterkante Loop	Unterkante-Loop	offen
(2) D	Auffüllen des Flut- und Abstellraumes, Einladen der Brennelemente	geflutet	offen
(2) C	Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop, Schließen des RDB	Mitte-Loop	offen
(2) B2	Evakuieren und Auffüllen des PKL	Mitte-Loop	druckdicht verschlossen

Betriebsphase	physikalische Zustandsänderung	RDB-Füllstand	Zustand RDB-Deckel
(2) B1	Aufheizen des PKL mittels HKMP auf 260 °C	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen
(2) A1	Entborieren des Kühlmittels und Kritischfahren des Reaktors	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen
(2) A0	Leistungserhöhung bis zur vorgegebenen Leistung	vollständig gefüllt	druckdicht verschlossen

(1): Betriebsphasengruppe, die das Ausladen der Brennelemente zum Ziel hat

(2): Betriebsphasengruppe, die das Wiederanfahren zum Ziel hat

Aufgrund der unterschiedlichen systemtechnischen und physikalischen Zustände des Primärkreislaufs bzw. der gesamten Anlage innerhalb der verschiedenen Betriebsphasen können einige auslösende Ereignisse nur innerhalb bestimmter Betriebsphasen auftreten. Es wird daher eine Zuordnung von möglichen auslösenden Ereignissen innerhalb der Betriebsphasen durchgeführt (siehe Tab. 2.2).

Die auslösenden Ereignisse werden in vier Gruppen unterteilt. Bei den ersten beiden Gruppen, den Transienten und Kühlmittelverlusten, stehen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht mehr zur Verfügung. Bei der dritten Gruppe, den Deborierungen, ist Deionat in den Primärkreis eingetragen worden. Bei der vierten Gruppe, den Kritikalitätsereignissen, ist die Brennelementkühlung durch einen Ausfall der Systeme zur Reaktivitätskontrolle gefährdet.

Die in den Tab. 2.2, Tab. 2.3 und Tab. 2.4 (/GRS 03/ entnommen) aufgeführten auslösenden Ereignisse können jeweils in den durch ein Kreuz gekennzeichneten Betriebsphasen auftreten. In einer qualitativen Einschätzung wurde die ungünstigste Betriebsphase für das jeweilige Ereignis ermittelt (unterstrichene Zellen). Die Einschätzung basiert auf ingenieurtechnischen Überlegungen und bezieht die Eintrittswahrscheinlichkeit während der Betriebsphase, die Mindestanforderungen sowie den zeitlichen Ablauf des Ereignisses ein. Für verschiedene Ereignisse kann keine eindeutig ungünstige Betriebsphase festgelegt werden (z. B. Deborierungsereignisse), da hierzu zunächst vertiefte Untersuchungen zur Einschätzung der Wirksamkeit der Vorkehrungen gegen solche Ereignisse erforderlich sind.

Tab. 2.2 Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Transienten, gemäß /GRS 03/

Auslösendes Ereignis		Betriebsphasen												
Ereignisgruppe		Abfahren						Anfahren						
Transienten		RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Ereignis	Kennz.	A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0
Notstromfall extern	T1.1	<u>x</u>	x	x	<u>x</u>	<u>x</u>	x	x	x	x	x	x	x	x
Notstromfall intern	T1.2						<u>x</u>	<u>x</u>	<u>x</u>					
Ausfall Hauptspeisewasser ohne AHWS	T2	x	<u>x</u>										x	x
Ausfall Hauptwärmesenke ohne AHSpW	T3	x	<u>x</u>										x	x
Ausfall Hauptspeisewasser und AHWS	T4	x	<u>x</u>										x	x
FD-Leck außerhalb SHB	T5.1	x	<u>x</u>										x	<u>x</u>
FD-Leck innerhalb SHB	T5.2	x	<u>x</u>										x	<u>x</u>
SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus	T6.1	x	<u>x</u>										x	<u>x</u>
SpW-Leitungsleck innerhalb SHB; nicht absperbar	T6.2	x	<u>x</u>										x	<u>x</u>
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch	T7			x	<u>x</u>	<u>x</u>	x		x	x	x	x		
- fehlerhafte Füllstandsabsenkung	T7.1				<u>x</u>					x				
- Betriebsversagen der Nachkühlketten	T7.2			x	<u>x</u>	<u>x</u>	x		x	x	x	x		
Fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale	T8				<u>x</u>									
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	T9	x	x	x	x	x	<u>x</u>	<u>x</u>	<u>x</u>	x	x	x	x	x

AHWS = Ausfall Hauptwärmesenke

FD = Frischdampf

RKL = Reaktorkühlkreislauf

AHSpW = Ausfall Hauptspeisewasser

SHB = Sicherheitsbehälter

DH-AV = Druckhalter-Abblaseventil

Tab. 2.3 Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Kühlmittelverluste, gemäß /GRS 03/

Auslösendes Ereignis		Betriebsphasen												
Ereignisgruppe		Abfahren						Anfahren						
Kühlmittelverluste		RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Ereignis	Kennz.	A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0
Kleines RKL-Leck F<25cm ²	S1	x	x	<u>x</u>								x	x	x
Kleines RKL-Leck 25cm ² <F<200cm ²	S2	x	x	<u>x</u>								x	x	x
Fehloffenes Druckhalter- Sicherheitsventil	S3	x	x	<u>x</u>								x	x	x
Mittleres RKL-Leck 200cm ² < F < 500cm ²	S4	x	x	<u>x</u>								x	x	x
Großes RKL-Leck F>500cm ²	S5	x	x	<u>x</u>								x	x	x
Fehloffenes DH-AV durch Wartungsfehler	S6		<u>x</u>	x	x						x	x	x	
Fehloffenes DH-AV im Notstromfall	S6/T1	<u>x</u>	x	x								x	x	<u>x</u>
Fehloffenes DH-AV nach TUSA	S6/T2	<u>x</u>	x	x								x	x	<u>x</u>
Dampferzeuger- Heizrohrleck	S7	x	x	<u>x</u>								<u>x</u>	x	x
Leck im Nachkühlsystem im SHB	S8.1			x	<u>x</u>	<u>x</u>	x	x	x	x	x			
Leck im Nachkühlsystem im Ringraum	S8.2			x	<u>x</u>	<u>x</u>	x	x	x	x	x			
Leck im Volumenregelsystem	S9	x	x	<u>x</u>	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Leck am Flutraum / Absetzbecken	S10						<u>x</u>		x					
Leck in ein angeschlossenes System	S11			x	<u>x</u>	<u>x</u>	x	x	x	<u>x</u>	x			

AHWS = Ausfall Hauptwärmesenke

FD = Frischdampf

RKL = Reaktorkühlkreislauf

AHSpW = Ausfall Hauptspeisewasser

SHB = Sicherheitsbehälter

DH-AV = Druckhalter-Abblaseventil

Tab. 2.4 Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Deborierung, Kritikalitätsereignisse, gemäß /GRS 03/

Auslösendes Ereignis		Betriebsphasen												
Ereignisgruppe		Abfahren					Anfahren							
Deborierung		RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Ereignis	Kennz.	A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0
Lecks aus deionatführenden Systemen	D1			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Dampferzeuger-Heizrohrleck	D1.1			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Leck im Nachkühler	D1.2			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Leck einer Gleitringdichtung	D1.3			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Fehlerhafte Einspeisung in RKL	D1.4			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Fehlerhaftes Deionat im Nachkühlsystem	D2			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Deborieren bei Dekontamination arbeiten	D3									x				
Entborieren beim Anheben des Füllstands	D4										x			
Fehler beim Borieren zum Abfahren	D5		x											
Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittel-pumpen	D6/T1												x	
Kritikalitätsereignisse		RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen			
Ereignis	Kennz.	A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1											x	x	
Ausfall der Reaktorschnellschaltung	K2	x												x
Beladefehler	K3						x		x					

AHWS = Ausfall Hauptwärmesenke

FD = Frischdampf

RKL = Reaktorkühlkreislauf

AHSpW = Ausfall Hauptspeisewasser

SHB = Sicherheitsbehälter

DH-AV = Druckhalter-Abblaseventil

2.1.2 Übergang zu Kernschadenzuständen

Für den Übergang einer PSA der Stufe 1 hin zu einer der Stufe 2 sind den Kernschadenzuständen verschiedene Merkmale zuzuordnen, so dass, ausgehend vom Kernschadenzustand, der weitere Unfallverlauf berechnet werden kann. Ein Satz von Merkmalen ist im PSA-Methodenband /BFS 05/ für den Leistungsbetrieb beschrieben. Um nun den Bedingungen des Nichtleistungsbetriebes gerecht zu werden, ist dieser Satz um einige Merkmale erweitert worden, die nachstehend gegeben sind:

- Zustand des RDB-Deckels
 - RDB-Deckel druckdicht verschlossen
 - RDB-Deckel entfernt

Der Zustand des RDB-Deckels bestimmt zunächst den möglichen Druck im Primärkreislauf. Weiterhin ermöglicht ein offener RDB die Zufuhr von Luft zu dem, zum Zeitpunkt des KSZ, mindestens teilweise freigelegten Kern. Während bei geschlossenem RDB ausschließlich Wasserdampf als Reaktionspartner des Zirkoniums in den Zirkalloy-Strukturen¹ vorhanden ist, kommen Sauerstoff und Stickstoff durch die nun mögliche Luftzufuhr als Reaktionspartner hinzu. Die Reaktionen des Zirkoniums mit Sauerstoff, Stickstoff und Wasserdampf sind exotherm. Die Wärmeabgabe solcher chemischer Reaktionen kann dabei den zeitlichen Ablauf des weiteren Unfallverlaufs beeinflussen, wobei dessen radiologisches Gefährdungspotential maßgeblich von Reaktionsprodukten wie Wasserstoff und flüchtigen Spaltprodukten bestimmt wird.

- Zustand des Flut- und Abstellraumes
 - Flut- und Abstellraum bis zum Füllstand des BE-Lagerbeckens geflutet, Beckenschütz ist entfernt
 - Flut- und Abstellraum sind entleert, Beckenschütz ist gesetzt.

In einigen Betriebsphasen sind Flut- und Abstellraum geflutet und besitzen über das Beckenschütz eine Verbindung zum Brennelementlagerbecken. Diese Verbindung soll den Brennelementwechsel bzw. das Ausladen des Kerns in das Lagerbecken ermöglichen. Dieser Wechsel hat dabei mit einer gewissen Wasserüberdeckung zu gesche-

¹ Im DWR bestehen die Brennstabhüllrohre, Abstandhalter (weitgehend) und Führungsrohre aus der Zirkonium-Legierung „Zirkalloy“, im SWR sind es Hüllrohre, die Abstandhalter (s.o.) und die BE-Kästen

hen, um die Strahlung der abgebrannten Brennelemente abzuschirmen. Kommt es beispielsweise zu einem andauernden Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus dem Lagerbecken, so erhitzt sich das Inventar auf Siedetemperatur auf und verdampft, so dass der Füllstand bis auf die Oberkante der Brennelemente und darunter absinken kann. Auch in dem Falle, dass der Flutraum geflutet, Lagerbecken und Flutraum über das gezogenen Beckenschütz verbunden sind und die BE im RDB gekühlt werden, kann es zu der genannten Aufheizung kommen, da es nur zu einer geringen Vermischung des Inventars mit dem gekühlten RDB-inventar kommt. Diese Annahme stützt sich auf den Umstand, dass sich das oberhalb des RDB befindliche Inventar im Flut- und Abstellraum aufheizt, so dass die Temperaturdifferenz dieses Inventars und des Kühlmittels, das aus dem Kern des RDB nach oben steigt geringer wird, so dass auch die Vermischung geringer wird. Entsprechend kann die Aufheizung des Inventars in Lagerbecken- und Flut- und Abstellraum durch die funktionierende Kühlung im RDB nicht effektiv verhindert- bestenfalls jedoch verzögert werden. Mit einem Schaden der gelagerten BE ist nicht vor dem Zeitpunkt zu rechnen, bei dem der Füllstand unterhalb der BE-Oberkante im Lagerbecken gefallen ist, wobei das Wasserinventar des Lagerbeckens weiter ausdampft, jenes des Flut- und Abstellraumes jedoch nicht, da beide Räume auf dieser Höhe durch eine Wand getrennt sind. Dementsprechend bleibt eine Wasservorlage hier vorhanden. Diese Wasservorlage kann dabei als Kondensationsrinne dienen, die den Druckaufbau im SHB dämpft. Weiterhin kann sie die atmosphärische Konvektionsströmung über den offenen Beckenschütz auch im Lagerbecken mitbestimmen, welches Einfluss auf die Gaskühlung und den Kontakt der Luft mit den Brennelementen und den Dampf, der dort entsteht, haben kann. Letzteres bezieht sich auf die chemischen Reaktionen von Zirkonium-Wasser bzw. Wasserstoff-Sauerstoff-Reaktionen. Darüber hinaus können Systemschadenszustände im Lagerbecken und RDB vorkommen, so dass die Inventare im Lagerbecken und Flut- und Abstellraum vollständig ausdampfen. Durch die geometrische Anordnung der BE im Lagerbecken werden diese als Erste vor dem Kern im RDB freigelegt werden. Da nun weiter Inventar aus dem Flut- und Abstellraum verdampft, so dass später auch die BE im RDB freigelegt werden, unterscheidet sich dieser KSZ von den oben beschriebenen ohne Beteiligung des Kernes im RDB.

- Einspeisemöglichkeiten in das Brennelementlagerbecken
 - Keine Verfügbarkeiten
 - Genese von Verfügbarkeiten durch lange Karenzzeiten.

Sind Einspeisemöglichkeiten vorhanden, die vor dem Kernschadenzustand nicht in Anspruch genommen worden sind, so könnte ein Massenstrom an Kühlmittel die Schmelze überdecken, kühlen und chemische Reaktionen wie z. B. eine Zirkonium-Wasser Reaktion, die zur Wasserstofffreisetzung führt, beeinflussen. In einem weiterführenden Kernschmelzszenario könnte die Inanspruchnahme von Einspeisesystemen die Schmelze-Beton-Wechselwirkung dämpfen. Aufgrund der langen Karenzzeiten beispielsweise im Falle eines gefluteten Abstell- und Flutraumes könnten solche Systeme, die nicht vor dem KSZ in Anspruch genommen werden konnten, wieder verfügbar gemacht werden.

- Beckenbeladung
 - Kern nicht ausgeladen
 - Kern teilweise (~1/3) ausgeladen
 - Kern vollständig ausgeladen.

Die Beckenbeladung ist bei verschiedenen Betriebsphasen im NLB unterschiedlich, wobei der Kern teilweise oder ganz in das Lagerbecken ausgelagert sein kann. Dies bestimmt die Nachzerfallsleistung im Lagerbecken und RDB auch beim Kernschadenzustand. Dieser kann z. B. auch schon während der Freilegung der Brennelemente eintreten.

- Borkonzentration im Kühlmittel
 - Kontinuierliche Deborierung im gesamten Primärkreis
 - Deborierung in lokalem Bereich des Primärkreises (Deionatpfropfen)

Im Falle von Deborierungsereignissen kann es zu einer Rekritikalität kommen, welche die Brennelemente schädigt. Es werden mindestens zwei Fälle unterschieden: Einerseits solche, bei denen ein Deionatpfropfen durch den Kern geführt wird und andererseits solche, bei denen die Borkonzentration kontinuierlich sinkt. Im ersteren Falle kann es direkt zu einem Kernschaden kommen, wenn der Pfropfen durch den Kern geführt wird und es zu einer plötzlichen Leistungsexkursion kommt. Weiterhin ist es denkbar, dass in Falle des Transports eines Deionatpfropfens durch den Kern bei offenem RDB die folgende Leistungsexkursion in kurzer Zeit ein gewisses Inventar aus dem PKL in den Flutraum transportiert oder verdampft, so dass der Füllstand zum Zeitpunkt des KSZ deutlich herabgesetzt wäre. In einem solchen Falle würde der weitere Ereignisab-

lauf schneller ablaufen als bei höherem Füllstand. Im zweiten Fall, bei dem das Kühlmedium kontinuierlich an Borkonzentration verliert, könnte es zu einem langsamen Aufbau von Kritikalität kommen, wodurch sich sowohl im kritischen, also auch im unterkritischen Fall durch die Spaltleistung ein zusätzlicher Wärmeeintrag neben der Nachzerfallsleistung ergibt.

Ein maßgeblicher Beitrag zu den Systemschadenzuständen liefert das auslösende Ereignis der Fehlanregung im Reaktorschutz. Hierzu wird angenommen, dass der Reaktorschutz aktiv ist, welches in Gänze nur in der Betriebsphase 1B2 der Fall sein kann. In den meisten Betriebsphasen im Nichtleistungsbetrieb ist der Reaktorschutz weitestgehend nicht aktiv. Einige Parameter, wie die der Notstromdieselanregung und die Ringraumüberwachung sind jedoch von Bedeutung, um etwa Lecks im Ringraum zu orten oder Radionuklide durch die Filterung mittels der Störfall-Ringraumlüftung zu reduzieren.

An diesen Merkmalen lassen sich bereits einige typische Unterschiede zwischen Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb ablesen. So kommt ein nicht druckdicht verschlossener RDB-Deckel nur im Falle einiger Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebes vor, wenn Brennelemente aus dem Kern ausgeladen werden sollen. Dies hat direkten Einfluss auf die Beladung des Brennelementlagerbeckens und damit auf die Nachzerfallswärme dort und im RDB. Weiterhin ist der Flut- und Abstellraum im LB immer entleert. Deborierungen können grundsätzlich auch aus dem LB heraus entstehen, im NLB jedoch existiert ein breiteres Spektrum an Deborierungsereignissen. Grundsätzlich lässt sich dem NLB eine geringere Nachzerfallsleistung zuordnen, so dass Karenzzeiten für Maßnahmen, die Systemschadenzustände verhindern oder beheben können, deutlich größer sind. Weiterhin ist der Sicherheitsbehälter (SB oder SHB) in einigen Betriebsphasen offen, ohne dass ihn der Reaktorschutz schließen könnte, da dieser in den meisten Betriebsphasen abgekoppelt ist. Eine Radionuklidfreisetzung in den SB könnte also schnell weiter getragen werden, wobei jedoch in Hinblick auf die langen Karenzzeiten davon auszugehen ist, dass das Betriebspersonal in den meisten Fällen den SB abschließen würde, wäre ein Systemschadenzustand erkannt. Weiterhin gibt es auslösende Ereignisse, die im LB nicht auftreten können oder nicht von Relevanz sind, wie beispielsweise eine Fehlanregung der Notkühlkriterien (NKK).

Sollten im Leistungsbetrieb die NKK angeregt werden, so ist von einem Kühlmittelverluststörfall auszugehen und die entsprechenden automatischen Maßnahmen dienen

der Störfallbeherrschung. Im Nichtleistungsbetrieb können die NKK ebenfalls angeregt werden, wobei die Maßnahmen, die automatisch ergriffen werden, zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr führen können. Entsprechend ist die Fehlanregung der NKK als auslösendes Ereignis nahezu ausschließlich dem Nichtleistungsbetrieb zuzuordnen.

Die Schnittstelle zwischen der Stufe 1 und 2 sind die Charakteristika der Kernschadenzustände (KSZ), die die Stufe 1 PSA liefern sollte. Gegeben sind jedoch nach /GRS 03/ Systemschadenzustände (SSZ), die sich zeitlich vor einem KSZ ereignen. Deshalb besteht hier die Notwendigkeit zu weiteren Annahmen, um von den SSZ zu den KSZ zu gelangen. So kann beispielsweise ein SSZ in einen Hochdruckpfad übergehen, wenn der RDB-Deckel druckdicht verschlossen ist. Falls der KSZ ebenfalls bei hohem Druck gegeben sein soll, so ist davon auszugehen, dass die primärseitige Druckentlastung (PDE) nicht eingeleitet worden ist. Jedoch könnte ein solcher SSZ unter Annahme einer erfolgreichen PDE in einen Niederdruckpfad übergehen. Je nach Verfügbarkeit von Systemen zur Nachwärmeabfuhr (NWA) müssten weitere Ausfälle angenommen werden, um zu einem KSZ zu gelangen. So sind die Nachkühlketten in einigen SSZ noch intakt, können die NWA jedoch aufgrund des hohen Druckes im RDB nicht gewährleisten. Somit würde eine PDE das Ereignis beherrschbar machen. So wird beispielsweise der Ausfall der PDE angenommen, um KSZ bei hohem Druck zu erreichen. Zustände, die sich unter der Wirksamkeit der PDE ergeben würden, sind weitestgehend durch andere KSZ im Niederdruckpfad abgedeckt.

An der Notwendigkeit solcher zusätzlicher Annahmen zeigt sich, dass die Analysen zur PSA der Stufe 1 in /GRS 03/ nicht vor dem Hintergrund einer möglichen Fortführung zur Stufe 2 angefertigt worden sind. Weiterhin informiert die zu Grunde liegende Analyse zum NLB nur in geringem Maße über sonstige Merkmale, die die Stufe 2 verlangt, wie z. B. die Möglichkeit zum Gebäudeabschluss (GBA). Dies bedingt für die hier durchgeführten Analysen weitere Annahmen über die Funktionsfähigkeit gewisser Einrichtungen. Daneben existiert die Möglichkeit, diese Annahmen zu variieren, so dass weitere KSZ entstünden.

Die Typisierung der KSZ anhand der verschiedenen Merkmale kann mit einer hohen Auflösung geschehen, so dass prinzipiell jeder SSZ einen oder mehrere KSZ darstellen könnte. Jedoch werden sie in Gruppen zusammengefasst, deren qualitatives Verhalten als ähnlich angesehen wird. So wird bezüglich des Merkmals „Systemverfügbarkeit“ lediglich zwischen den Flutmöglichkeiten mittels höchstens vier Druckspeichern einerseits und mindestens einem Flutstrang andererseits unterschieden.

2.1.3 Zu analysierende Unfallabläufe

Zu einigen KSZ führen relativ viele Pfade, die jeweils durch einen SSZ charakterisiert sind. In Hinsicht auf eine detaillierte Rechnung mit dem Code MELCOR sind nun solche Pfade herauszufiltern, die als typisch gelten und welche eine gewisse Relevanz besitzen. Ein Charakteristikum ist dabei die Eintrittshäufigkeit, die bereits in /GRS 03/ für jeden SSZ quantifiziert worden ist.

In /GRS 03/ ist bereits ausgeführt, dass das auslösende Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung aus dem Reaktorschutz“ die Gesamthäufigkeit der KSZ im NLB zu 80 % dominiert. Entsprechend ist der Pfad mit der größten Häufigkeit unter diesem auslösenden Ereignis zu finden.

Daneben sind jedoch auch Pfade ausgewählt worden, die aufgrund gewisser Umstände von besonderer Bedeutung sind. So wird z. B. ein Ereignis berücksichtigt, das aufgrund des Mitte-Loop-Betriebs, fehlender Einspeisemöglichkeit und dem daraus resultierenden schnellen Ereignisablauf von besonderem Interesse ist. Ferner wird ein Szenario mit andauerndem Bypass vom Primärkreis zum Ringraum festgelegt.

Im Rahmen der Untersuchungen wurden 11 relevante Abläufe identifiziert, die im Nichtleistungsbetrieb zu einer Kernzerstörung führen können. Die Abläufe 1 bis 11 sind in einer detaillierten Übersicht im Anhang 1 im vierten Fachband /GRS 15d/ dargestellt. In Tab. 2.5 werden davon diejenigen vorgestellt, die mit dem Rechenprogramm MELCOR im Detail berechnet wurden.

Tab. 2.5 Randbedingungen der zu analysierenden DWR-Unfallabläufe im NLB

Unfall-ablauf	DWR-NLB-A	DWR-NLB-B	DWR-NLB-C	DWR-NLB-D	DWR-NLB-E
Charakteristika, Zustand der Systeme	Ereignis T8, Pfad 19 in /GRS 03/	Ereignis T7.2C, Pfad 6 in /GRS 03/	Ereignis T7.2B2, Pfad 15 in /GRS 03/	Ereignis T9.1/T1.2, Pfad 7 in /GRS 03/	Ereignis S8.2,B2, Pfad 61 in /GRS 03/
Einleitendes Ereignis	fehlerhafte Anregung der NKK	GVA der Nachkühlpumpen und Ausfall der Beckenkühlpumpe im Nachkühlsystem	GVA der Nachkühlpumpen und Ausfall der Beckenkühlpumpe im Nachkühlsystem	<i>station blackout</i>	Leck (25 cm ² , im Ringraum) in aktivem Nachkühlstrang und Versagen der Absperrung
Betriebsphase (BP)	1B2	1C	1B2	1D	1B2
Zeit seit Unterkritikalität	19:26 h	40 h	23 h	58 h	23 h
PKL: Druck, Temperatur	drucklos, kalt	drucklos, kalt	drucklos, kalt	drucklos, kalt	drucklos, kalt
PKL: druckführende Umschließung	geschlossen	geöffnet, RDB-Deckel entfernt	geschlossen	geöffnet, RDB-Deckel entfernt	geschlossen, wird durch das Leck geöffnet
Kernbeladung	vollständig	vollständig	vollständig	vollständig (Anm: Ereignis zu Beginn der BP)	vollständig
Füllstand	> Mitte-Loop DH-Füllstand = 2,28 m	Mitte-Loop	Mitte-Loop	Flut- und Abstellraum bis auf BE-Lagerbecken-Niveau geflutet	Mitte-Loop
Dichtschütz	gesetzt	gesetzt	gesetzt	gezogen	gesetzt
Personenschleuse	geschlossen/offen (Variationsrechnung)	geschlossen	geschlossen	geschlossen	geschlossen
DE: allg. Funktionsfähigkeit	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	1 DE verfügbar
DE: Füllstand	1 DE sekundärseitig nicht befüllt (Revision), 3 DE befüllt	1 DE sekundärseitig nicht befüllt (Revision), 3 DE befüllt	1 DE sekundärseitig nicht befüllt (Revision), 3 DE befüllt	1 DE sekundärseitig nicht befüllt (Revision), 3 DE befüllt	1 DE sekundärseitig nicht befüllt (Revision), 3 DE befüllt
DE: Bespeisung	3 DE werden nicht bespeist, ein weiterer DE (steht in dieser BP in Bereitschaft) wird ebenfalls nicht bespeist	3 DE werden nicht bespeist, ein weiterer DE (steht in dieser BP NICHT in Bereitschaft) wird ebenfalls nicht bespeist	3 DE werden nicht bespeist, ein weiterer DE (steht in dieser BP in Bereitschaft) wird ebenfalls nicht bespeist	3 DE werden nicht bespeist, ein weiterer DE (steht in dieser BP NICHT in Bereitschaft) wird ebenfalls nicht bespeist	3 DE werden nicht bespeist, ein weiterer DE (steht in dieser BP in Bereitschaft) wird bespeist

Unfall- ablauf	DWR- NLB-A	DWR- NLB-B	DWR- NLB-C	DWR- NLB-D	DWR- NLB-E
DS: allg. Funktionsfähigkeit	6 DS verfügbar	6 DS verfügbar	6 DS verfügbar	Kein DS verfügbar	6 DS verfügbar
DS: Einspeisung	keine Einspeisung zu Ereignisbeginn angenommen	Einspeisung zu Ereignisbeginn angenommen	Einspeisung zu Ereignisbeginn angenommen	Keine Einspeisung möglich	Einspeisung zu Ereignisbeginn angenommen
Sicherheits-einspeisepumpen (SEP)	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar
Zusatzboriersystem	4v4 verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar
Not- und Nachkühlsystem (inkl. Notnachkühlsystem): allg. Funktionsfähigkeit	3 Stränge zur Flutung verfügbar, Nachkühlung nicht verfügbar (einleitendes Ereignis → PKL-Abschluss → Saugleitungen abgesperrt)	nicht verfügbar (einleitendes Ereignis; GVA der Nachkühlpumpen + Ausfall der Beckenkühlpumpe)	nicht verfügbar (einleitendes Ereignis)	nicht verfügbar (einleitendes Ereignis)	3 Stränge zur Flutung verfügbar, Nachkühlung nicht verfügbar (einleitendes Ereignis);
Not- und Nachkühlsystem (inkl. Notnachkühlsystem): Einspeisung	Basisrechnung ohne Flutung,	nicht möglich (GVA der Nachkühlpumpen + Ausfall der Beckenkühlpumpe)	nicht möglich	Flutinventare dreier Stränge sind im Flutraum gegeben = Fluten des PKL nach Ereignisbeginn	Basisrechnung ohne Flutung,
Beckenkühlsystem	verfügbar	verfügbar	verfügbar	nicht verfügbar	verfügbar
PDE	nicht verfügbar (Annahme)	nicht relevant	nicht verfügbar (Annahme)	nicht relevant	nicht relevant
Venting	verfügbar	verfügbar	verfügbar	verfügbar	verfügbar
Lüftung	verfügbar	verfügbar	verfügbar	nicht verfügbar	verfügbar
Türen etc. im RG	geschlossen	geschlossen	geschlossen	geschlossen	geschlossen

2.2 Nichtleistungsbetrieb bei Siedewasserreaktoren

Die GRS hat die sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignisabläufen ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb bei SWR-Anlagen in verschiedenen Vorhaben untersucht (siehe u. a. /GRS 93/, /GRS 99/, /GRS 06b/). Als Grundlage für die Identifikation relevanter Ereignisabläufe für Level 2-Analysen wurden die darin durchgeführten Untersuchungen herangezogen.

2.2.1 Betriebsphasen, Anlagenbetriebszustände und auslösende Ereignisse beim SWR

Einen Überblick über den Revisionsablauf beim SWR und den groben Verlauf einiger Parameter zeigt Abb. 2.1.

Die unterschiedlichen Randbedingungen in den einzelnen Phasen betreffen zum Beispiel:

- die Parameter im Kern: Kühlmittelinventar, Kühlmitteltemperatur, Nachzerfallsleistung
- die Verfügbarkeit der radiologischen Barrieren: RDB, SHB geöffnet oder geschlossen
- die Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen:
In der Regel sind einzelne Stränge für Revisionsarbeiten freigeschaltet, d. h. für eine Störfallbeherrschung nicht verfügbar. Andere können nur von Hand in Betrieb genommen werden.

In der Tab. 2.6 sind die Betriebsphasen des BHB und die jeweiligen charakteristischen Parameter aufgelistet.

Die PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb definiert auf Grundlage der Betriebsphasen des BHB für ihre Untersuchungen sogenannte Anlagenbetriebszustände /BFS 05/. Die im Zuge der Untersuchungen für den SWR definierten Anlagenbetriebszustände sowie charakteristische Tätigkeiten, die jeweils Anfang und Ende eines Anlagenbetriebszustandes definieren, sind in Tab. 2.7 zu finden.

Eine detailliertere Beschreibung der einzelnen Anlagenbetriebszustände sowie der Verfügbarkeit der Sicherheitseinrichtungen in den einzelnen Anlagenbetriebszuständen ist in /GRS 99/ zu finden.

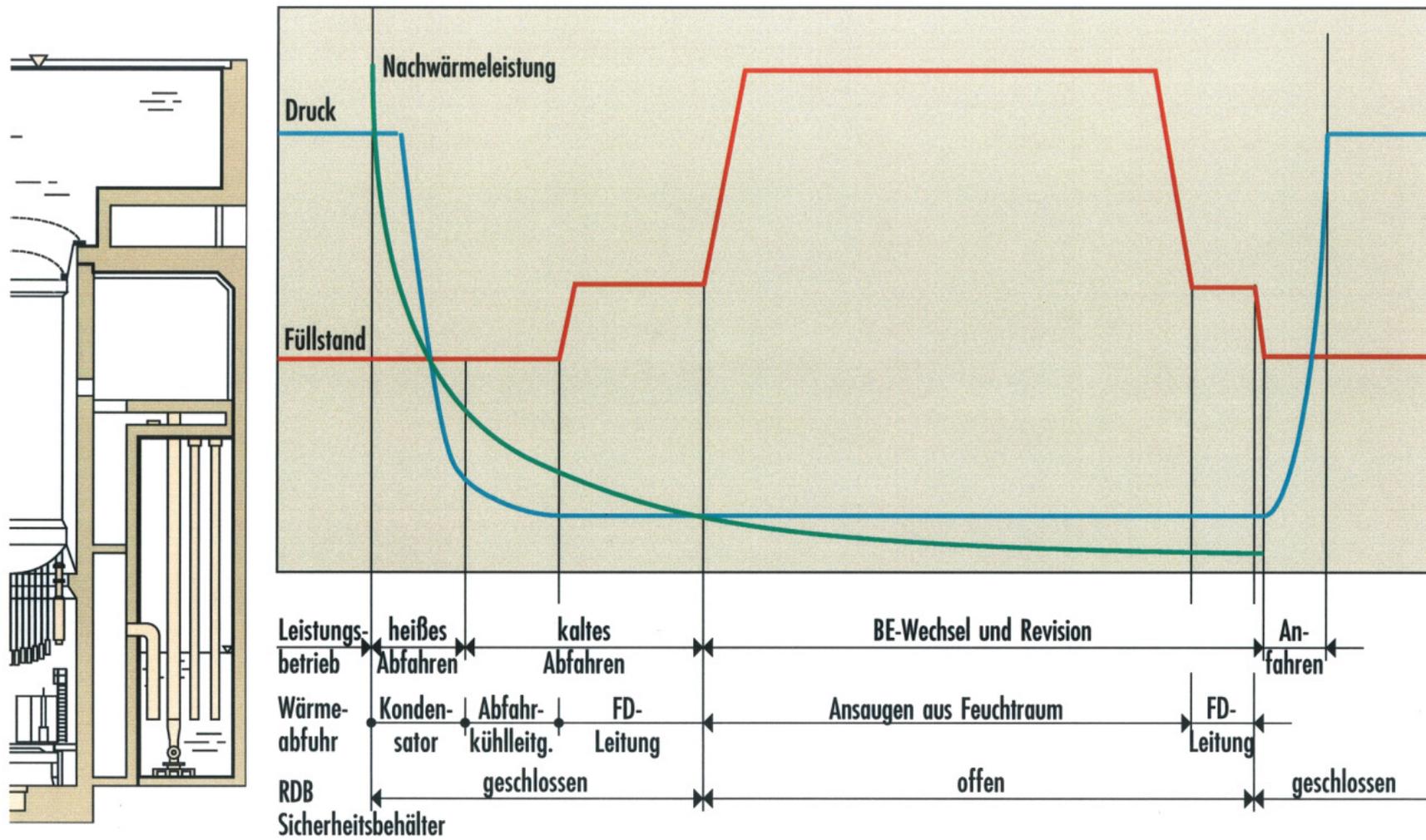


Abb. 2.1 Revisionsablauf beim SWR

Tab. 2.6 Charakterisierung der Betriebsphasen (BP) des BHB beim SWR /GRS 99/

BP	Benennung	Bemerkung	Spaltleistung P (in %)	Reaktordruckbehälter				SHB o/g i/de-i	Flutraum gef / nicht gef	Kritikalität K _{eff}
				p in MPa	T in °C	L in m	o/g			
1	Leistungsbetrieb		10 - 100	6,96	286	14,7	g	g/i	-	1
2	Halten auf Druck und Temperatur		< 10	6,96	286	14,6	g	g/i	-	-
3	Abfahren über HWS	P absenken	> 10	< 6,96	< 286	14,6	g	g/i	-	< 1
		p, T absenken	< 10	> 0,5	> 150	14,6	g	g/i	-	< 1
4	Abfahrkühlbetrieb	modifiziert	< 5	< 0,5	< 150	15,2-15,8	g	g/de-i	-	-
		FD-Leitung	< 5	< 0,5	< 150	18,7	g	o/de-i	-	-
5	Nachkühlbetrieb	Flutraum nicht geflutet	< 1	0,1	< 50	18,7	o	o/de-i	nicht gef	-
		Flutraum geflutet	< 1	0,1	< 50	> 20	o	o/de-i	gef	-
6	Kern ausgeladen		0	0,1	< 50	-	o/g	o/de-i	-	-
7	Anfahren		> 1	> 0,1	> 100	14,6	g	g/i	-	> 1

o = offen, i = inertisiert, gef = geflutet, g = geschlossen, de-i = de-inertisiert

Tab. 2.7 Einteilung in Anlagenbetriebszustände (ABZ) /GRS 99/

BP	BP Bez.	ABZ	Bemerkung	von	bis	
3	Abfahren über HWS	ABZ 1	Absenken der Leistung	Beginn Leistungsabsenkung	Steuerstäbe eingefahren	
		ABZ 2	a	Absenken Druck und Temp.	Steuerstäbe eingefahren	Schließen RL-ISO-Armaturen
				b	Schließen RL-ISO-Armaturen	Beginn modifiziertes Abfahrkühlen
4	Abfahrkühlbetrieb	ABZ 3	a	modifiziertes Abfahrkühlen	modifiziertes Abfahrkühlen	Füllstand anheben
				b	Füllstand anheben (bis über FD-Leitung)	Abfahrkühlen über FD-Leitung
		ABZ 4	a	Abfahrkühlen über FD-Leitung	Abfahrkühlen über FD-Leitung	Füllstand anheben
				b	Füllstand anheben (bis RDB-Flansch)	Beginn Abfahrkühlen einfrieren
				c	Abfahrkühlen über FD-Leitung eingefroren	Beginn RDB öffnen
		5	Nachkühlbetrieb	ABZ 5	a	RDB offen, Flutraum nicht gefüllt
b	Füllen Flutraum					Flutraum und Absetzbecken gefüllt
ABZ 6	a			RDB offen, Flutraum gefüllt	Flutraum und Absetzbecken gefüllt	Beginn Brennelementwechsel
					b	Brennelementwechsel
ABZ 7	a			RDB offen, Flutraum nicht gefüllt	Entleeren Flutraum	Flutraum entleert
					b	Flutraum entleert
7	Anfahren	ABZ 8	Vorbereitungen	RDB geschlossen	Beginn Steuerstäbe ziehen	
		ABZ 9	a	Anfahrphasen	Steuerstäbe ziehen	$p_{RDB} = 0,5 \text{ MPa}$
				b	$p_{RDB} = 0,5 \text{ MPa}$	$p_{RDB} = 1,8 \text{ MPa}$
				c	$p_{RDB} = 1,8 \text{ MPa}$	Soll-Leistung erreicht

Für jeden Anlagenbetriebszustand sind die möglichen auslösenden Ereignisse zu ermitteln. Tab. 2.8 gibt einen Überblick über die möglichen auslösenden Ereignisse in den einzelnen Betriebsphasen /GRS 99/. Dabei verdeutlichen Einträge in fetter Schrift relativ wahrscheinliche Zustände, während Einträge in einfacher Schrift eine vergleichsweise geringe Relevanz haben.

Tab. 2.8 Auslösende Ereignisse in den Betriebsphasen (BP) /GRS 99/

Auslösendes Ereignis	BP 1	BP 2	BP 3	BP 4	BP 5	BP 6	BP 7
Transienten							
Ausfall der Hauptwärmesenke	X	x	x				x
Ausfall der Nachwärmeabfuhr				X	X		
Ausfall der BE-Beckenkühlung	x	x	x	x	X	X	X
Offenbleiben eines S+E-Ventils	X	x	x				x
Fehlfahren von Turbinenventilen	X		x				x
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	X	x					x
Überspeisung	X	x	x				x
Kaltes Überdrücken				X			x
Leck in der Kondensationskammer	X	x	x	X			x
Notstromfall	X	x	x	X	X	X	x
Ausfall der Gleichstromversorgung	X	x	x	X	X	X	x
Ausfall des Fremdmediums				X	X	X	
ATWS-Störfälle	X						x
Kühlmittelverluststörfälle							
Leck innerhalb SB (Belastung durch Innendruck)	X	x	x				x
Leck außerhalb SB (Belastung durch Innendruck)	X	x	x				x
Leck innerhalb SB (Wartungsfehler und Dichtungsleckagen)				X	X		
Leck außerhalb SB (Wartungsfehler und Dichtungsleckagen)				X	X		
Leck in anderes System				X	X	X	X
Leck am BE-Becken	x	x	x	x	X	X	X
übergreifende Ereignisse							
Brand innerhalb SB (SB nicht inertisiert)	X	x	x	X	X	X	x
Brand außerhalb SB	X	x	x	X	X	X	x
Interne Überflutung	X	x	x	X	X	X	x
Kritikalitätsstörfälle							
Anfahrstörfall							X
Fehlerhaftes Herausfahren von Steuerstäben					X		
Fehlerhafter Ausbau von Steuerstäben					X		
Herausfallen von Steuerstäben	X						X
Beladefehler					X		
Handhabungsstörfälle							
Brennelement - Handhabungsfehler					X	X	
Absturz schwerer Lasten					X	X	
externe Ereignisse							
Erdbeben	X	x	x	X	X	X	x
Überschwemmung	X	x	x	X	X	X	x
Flugzeugabsturz	X	x	x	X	X	X	x
Explosion	X	x	x	X	X	X	x

Im Rahmen des BMBF-Vorhabens „SWR Sicherheitsanalyse, Phase II“ war keine umfassende Analyse aller relevanten auslösenden Ereignisse in allen relevanten Betriebsphasen möglich. Mit einem Selektionsverfahren wurden nun gewisse auslösende Ereignisse für eine detaillierte Untersuchung ausgewählt. Die Auswahl umfasst die folgenden auslösenden Ereignisse (siehe /GRS 99/)

- Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens,
- Fehlerhafte Einspeisung in den RDB,
- Leck am Flutkompensator,
- Leck am RDB-Boden durch Ausbau einer Kühlmittelumwälzpumpe (KUP).

2.2.2 Übergang zu Kernschadenzuständen

In /GRS 99/ wurden 6 Gefährdungszustände definiert. Zusätzlich wurde untersucht, welche Maßnahmen des Notfallhandbuches zur Verfügung stehen, um bei den einzelnen Gefährdungszuständen Kernschäden zu verhindern.

Wie bereits erwähnt, war in /GRS 99/ keine umfassende Analyse aller relevanten auslösenden Ereignisse in allen relevanten Betriebsphasen möglich. Für weitergehende Untersuchungen erscheint es sinnvoll, die folgenden vier typischen Szenarien zu betrachten:

Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geschlossenem RDB

Dieser Ereignisablauf wurde in /GRS 99/ mit dem auslösenden Ereignis „Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens“ untersucht. Bis zum Öffnen des Sicherheitsbehälterdeckels (ab ABZ 4) ist der Sicherheitsbehälter als radiologische Barriere vorhanden.

Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geöffnetem RDB

Dieser Ereignisablauf wurde in /GRS 99/ nicht untersucht. Sicherheitstechnisch relevant ist insbesondere der ABZ 5a vom Öffnen des RDB bis zum Füllen des Flutraumes. In diesem ABZ ist der Flutraum noch nicht gefüllt, d.h. es befindet sich relativ wenig Kühlmittel über dem Kern.

Leck oberhalb des Kerns bei geöffnetem RDB

Dieser Ereignisablauf wurde in /GRS 99/ mit dem auslösenden Ereignis „Leck am Flutkompensator“ untersucht.

Leck unterhalb des Kerns bei geöffnetem RDB

Dieser Ereignisablauf wurde in /GRS 99/ mit dem auslösenden Ereignis „Leck am RDB-Boden durch Ausbau einer Kühlmittelumwälzpumpe“ untersucht. Dieses Leck ist Resultat eines Kommunikationsfehlers während des Ausbaus der Welle einer Kühlmittelumwälzpumpe. Demnach wird die Pumpenwelle gezogen bevor ein sog. Dichttopf am RDB-Boden montiert ist. Da sich bei diesem Ereignisablauf das Leck unterhalb des Kerns befindet, kann es sehr schnell zur vollständigen Kernfreilegung kommen.

Im Fachband 1 /GRS 15a/ werden diese Ereignisabläufe näher erläutert.

2.2.3 Zu analysierende Unfallabläufe

Tab. 2.9 gibt einen zusammenfassenden Überblick über die wesentlichen Anfangs- und Randbedingungen bzw. über die Annahmen, welche für die vertieften Analysen mit MELCOR relevant sind.

Tab. 2.9 Festlegung der wichtigsten Anfangs- und Randbedingungen für die Auswahl an Szenarien im Nichtleistungsbetrieb eines SWR, welche mittels MELCOR simuliert werden sollen

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
Charakteristika, Zustand der Systeme	Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens beim Start mit verfügbarer FDU, Pfad-Nr. 17 in /GRS 99/	in /GRS 99/ nicht untersucht	Leckage am Flutkompensator <70kg/s, Pfad-Nr. 4 in /GRS 99/	RDB-Bodenleck infolge fehlerhaften Ziehens einer YU-Pumpenwelle, Pfad-Nr. 17 in /GRS 99/
einleitendes Ereignis	Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens	Ausfall der Nachwärmeabfuhr	Leck am Flutkompensator	Leck am RDB-Boden durch Ausbau einer KUP, Leckquerschnittsfläche: 154 cm ² , Anfangsleckmassenstrom: 300 kg/s; Widerstandskoeffizient: 1,59

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
ABZ	ABZ 3a	ABZ 5a	ABZ 6b	ABZ 6b
Zeit seit Unterkritikalität (Zeit zwischen Abschaltung und Beginn des jeweiligen ABZ)	15 h 50 min	43 h 28 min	200 h 21 min	200 h 21 min
RKL: Druck, Temp.	Druck: <0,5 MPa Temperatur: <150 °C	Druck: ≈0,1 MPa Temperatur: <50 °C	Druck: ≈0,1 MPa Temperatur: <50 °C	Druck: ≈0,1 MPa Temperatur: <50 °C
RKL: druckführende Umschließung	geschlossen	geöffnet, da der RDB-Deckel entfernt ist	geöffnet, da der RDB-Deckel entfernt ist	geöffnet, da der RDB-Deckel entfernt ist, 154 cm ² -Leck
Kernbeladung	vollständig	vollständig	vollständig	vollständig
Füllstand L	L _{RDB} > 15,2 m, < 15,8 m, später Fluten auf > 16,91 m	L _{RDB} = 18,7 m	L _{RDB,Flutraum} = 32,75 m	L _{RDB,Flutraum} = 32,75 m
Schwenkschütz zw. Becken und Flutraum / Absetzbecken	geschlossen	geschlossen	geöffnet (wird nach Szenarioeintritt geschlossen)	geöffnet (wird nach Szenarioeintritt geschlossen)
Personenschleusen XB/XC/XD (1v3)	offen, wird geschlossen	geschlossen	offen	offen, Hauptschleuse wird geschlossen
Hauptwärmesenke (HWS)	nicht verfügbar, FD-ISO-Ventile (mind. 1v2 in Reihe) oder (inklusive) 3. FD-Schieber geschlossen	nicht verfügbar, FD-ISO-Ventile (mind. 1v2 in Reihe) oder (inklusive) 3. FD-Schieber geschlossen	nicht verfügbar, FD-ISO-Ventile (mind. 1v2 in Reihe) oder (inklusive) 3. FD-Schieber geschlossen	nicht verfügbar, FD-ISO-Ventile (mind. 1v2 in Reihe) oder (inklusive) 3. FD-Schieber geschlossen
Not- und Nachkühlsystem TH10 / TH20 / TH30 + ZUNA: Einspeisung	HD nicht verfügbar, ND-Einspeisung verfügbar, kann später wegen d. hohen Druckes nicht mehr einspeisen, Nachkühlfunktion aufgrund von Ausfällen in den angeschlossenen Nachkühlketten (inkl. ZUNA)	ND+HD nicht verfügbar	ND+HD nicht verfügbar	ND+HD nicht verfügbar

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
Not- und Nachkühlsystem TH10 / TH20 / TH30 + ZUNA: Nachkühlfunktion	ND+HD ² nicht verfügbar	ND+HD ² nicht verfügbar	ND+HD ² nicht verfügbar	ND+HD ² nicht verfügbar
Notfallmaßnahmen	unverfügbar	unverfügbar	unverfügbar	unverfügbar
Sonstige Einspeisesysteme: Sperr- oder Spülwassersystem (YT/TE), Primärfüllpumpe	Spül- und Haltewasser der Steuerstäbe (YT) und das Dichtungssperrwassersystem der KUP (TE) speisen lediglich mit der betrieblichen Rate ein, Primärfüllpumpe kann wegen d. hohen Druckes nicht einspeisen	Spül- und Haltewasser der Steuerstäbe (YT) und das Dichtungssperrwassersystem der KUP (TE) und die Primärfüllpumpen sind unverfügbar	Spül- und Haltewasser der Steuerstäbe (YT), Dichtungssperrwassersystem der KUP (TE), Primärfüllpumpen sind vollständig unverfügbar	Spül- und Haltewasser der Steuerstäbe (YT) und das Dichtungssperrwassersystem der KUP (TE) speisen lediglich mit der betrieblichen Rate ein, Primärfüllpumpe verfügbar, Systeme sind hier nicht relevant und werden nicht berücksichtigt
Beckenkühlsystem	verfügbar	verfügbar	verfügbar	verfügbar, Becken wird mit TD99 wieder aufgefüllt
S&E-Ventile	Öffnen ist vorgesehen, kann jedoch nicht eingeleitet werden	geschlossen, aktives Offenhalten hier nicht sinnvoll	1 S&E-Ventil wird geöffnet und offen gehalten (nur in der Anfangsphase relevant, um Kühlmittel in die KoKa zu leiten)	FD-Leitungen sind mit Stopfen versehen
Beladedeckel	mit SHB druckdicht verbunden	entfernt	entfernt	entfernt
Venting	verfügbar	verfügbar, nicht relevant	verfügbar, nicht relevant	verfügbar, nicht relevant
Lüftung	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar	nicht verfügbar
Türen etc. im RG	geschlossen	geschlossen	geschlossen	geschlossen

² Die TH-HD-Pumpe fördert das Kühlmittel nicht über die Nachwärmekühler, jedoch ist eine Nachwärmeabfuhr mittels Bespeisung über die HD-Pumpen aus der KoKa und einem KoKa-Kühlen eines anderen Stranges denkbar.

2.3 Einwirkungen von außen

2.3.1 Zu analysierende Unfallabläufe DWR

Im Fachband 1 /GRS 15a/ werden die verfügbaren nationalen und internationalen Unterlagen daraufhin ausgewertet, ob und welche Szenarien mit Kernschaden aufgrund von Einwirkungen von außen wahrscheinlicher sind und ggf. analysiert werden sollen.

Basierend darauf werden in diesem Abschnitt die Randbedingungen für die mit dem Rechenprogramm MELCOR durchzuführenden Unfallanalysen festgelegt.

Konkrete Angaben zu Randbedingungen von Unfallabläufen nach Einwirkungen von außen, bei denen qualitativ andere Aspekte als nach internen auslösenden Ereignissen (z. B. direkte Schäden an Reaktorgebäude und Sicherheitsbehälter) zu erwarten sind, konnten auch nach Auswertung aller Quellen nicht ermittelt werden. Daher werden im Folgenden Szenarien definiert, die nach qualitativen Überlegungen als plausibel gelten können.

Sowohl für DWR als auch SWR wird als Basisrechenfall jeweils ein *station blackout*-Szenario vorgeschlagen, das wie folgt zum Kernschaden führt: Durch Einwirkungen von außen kommt es während des Leistungsbetriebs zum Notstromfall, durch Zusatzausfälle, die entweder unabhängig oder in Folge der EVA auftreten, wird die gesamte Wechselstromversorgung³ un verfügbar. Dieses Szenario, ohne die Annahme weiterer, unmittelbarer Schäden oder Ausfälle, stellt sowohl nach internen auslösenden Ereignissen als auch nach Einwirkungen von außen einen typischen Kernschmelzablauf dar. Auch wenn dieser Rechenfall keine qualitativ neuen Aspekte gegenüber z. B. im Rahmen üblicher PSA der Stufe 2 bereits erstellter Analysen aufweist, kann er zum einen durch den Vergleich mit früheren Ergebnissen für die Validierung der neu erstellten bzw. modifizierten Anlagenmodelle dienen; zum anderen stellt er einen einheitlichen Ausgangspunkt für Variationsrechnungen dar, bei denen zusätzliche, durch EVA verursachte Schäden oder Ausfälle angenommen werden.

Folgende Vorschläge für Variationen des Basisrechenfalls scheinen plausibel:

³ Die Batterien der Anlage werden in einem *station blackout* -Szenario immer noch als verfügbar angenommen. Diese stützen sowohl diverse Gleichstromschienen, als auch eine 380V-Wechselstromschiene über rotierende Umformer. Damit steht eine Wechselstromschiene zur Verfügung, die jedoch nicht in der Lage ist, größere Verbraucher, inklusive aller Pumpen, zu versorgen.

- Zusätzliches kleines Primärkreisleck an Schweißnaht zum Anschluss einer Hilfs-systemleitung (beispielsweise Volumenregelsystem beim DWR oder Reaktorwas-serreinigungssystem beim SWR), vorstellbar in Folge eines Erdbebens. Ein Sonderfall läge dabei vor, wenn ein Leck außerhalb des Sicherheitsbehälters ent-stünde. Dabei ist dann zwar als zusätzliche Barriere die Isolierung des Sicherheits-behälters vorgesehen, aber deren Zuverlässigkeit unter den hier unterstellten Bedingungen (auslegungsüberschreitendes Erdbeben, SBO) ist nicht bekannt. Sollte die Isolierung nicht gelingen, wäre eine sehr hohe Radionuklidfreisetzung über einen Sicherheitsbehälter-Bypass möglich
- Auslegungsüberschreitende Leckage des Sicherheitsbehälters an Durchführungen, vorstellbar in Folge eines Erdbebens
- Nicht bestimmungsgemäßer Abschluss des Reaktorgebäudes, z. B. infolge von Einwirkungen auf Türen oder infolge von Notfall- oder Rettungsmaßnahmen
- Großflächiges Leck am Sicherheitsbehälter sowie massive Zerstörungen im Reak-torgebäude, als Extremfall vorstellbar in Folge eines Flugzeugabsturzes
- Treibstoffbrand innerhalb des Reaktorgebäudes, als Extremfall vorstellbar in Folge eines Flugzeugabsturzes
- Nichtverfügbarkeit einer (gefilterten) Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, vorstellbar in Folge eines Erdbebens oder eines Flugzeugabsturzes
- Ungefilterte Freisetzung bei einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters infolge von Lecks in der Ventingleitung vor dem Filter oder infolge eines Schadens am Fil-ter, vorstellbar in Folge eines Erdbebens oder eines Flugzeugabsturzes
- Einsturz des Abluftkamins, vorstellbar in Folge eines Erdbebens oder eines Flug-zeugabsturzes
- Nichtverfügbarkeit von Notfallmaßnahmen wie z. B. primärseitige Druckentlastung, grundsätzlich vorstellbar infolge von z. B. Unverfügbarkeit des notwendigen Perso-nals oder Nichterreichbarkeit der entsprechenden Schaltstellen.

Da Einwirkungen von außen übergreifende Erscheinungen darstellen, also nicht stark lokalisiert sind, sind Überlagerungen mehrerer der oben genannten Schäden bzw. kommandierte Ausfälle von Systemen denkbar.

Im Fachband 2 /GRS 15b/ wird eingehend diskutiert, welche der möglichen Ereignisabläufe mit MELCOR analysiert werden sollen. Die Wahl eines Basisfalles dient dabei als Referenz und als Vergleich des veränderten Datensatzes mit den älteren Versionen, auf denen er fußt. Tab. 2.10 gibt nun einen Überblick über die ausgewählten Szenarien bzw. deren Besonderheiten.

Tab. 2.10 Übersicht über die Anfangs- und Randbedingungen der zu analysierenden EVA-Unfallabläufe im Falle eines DWR

Unfallablauf:	DWR-EVA-0	DWR-EVA-A	DWR-EVA-B	DWR-EVA-C
Ausgangszustand vor EVA-Ereignis:	Volllastbetrieb	Volllastbetrieb	Volllastbetrieb	Volllastbetrieb
Art der Einwirkung:	auslegungsüberschreitendes Erdbeben	auslegungsüberschreitendes Erdbeben	Absturz eines großen Passagierflugzeuges auf das Reaktorgebäude	Absturz eines großen Passagierflugzeuges auf Notstromdieselgebäude, Schaltanlagegebäude, Fremdnetztransformatorgebäude, Rucksackgebäude
Zustand nach EVA-Ereignis:	<i>station blackout</i>	<i>station blackout</i>	<i>station blackout</i>	<i>station blackout</i>
Schäden bzw. Randbedingungen:	Wegfall der Anbindung an Höchstspannungsnetz, Reservenetz, Fremdnetz Unverfügbarkeit von D1-Notstromnetz Ausfall der D2-Diesel (D2-Notstrom + Notspeisefunktion) keine zusätzlichen Schäden angenommen PDE verfügbar	Wegfall der Anbindung an Höchstspannungsnetz, Reservenetz, Fremdnetz Unverfügbarkeit von D1-Notstromnetz Ausfall der D2-Diesel (D2-Notstrom + Notspeisefunktion) kleines Leck am Primärkreis (50 cm ²) PDE nicht relevant Venting nicht verfügbar	Abriss der FD- und SpW-Leitungen Zerstörung der Eigenbedarfsleitungen im Reaktorgebäude ringraum → Ausfall der betr. Eigenbedarfsversorgung, der Fremdnetz- und Notstromeinspeisung Durchdringen der Flugzeugstruktur in SHB mit Kerosineintrag in Ringraum bzw. SHB Ausfall Notspeisediesel durch GVA PDE verfügbar	Abriss der FD- und SpW-Leitungen Zerstörung der Eigenbedarfsleitungen am Schaltanlagegebäude Zerstörung der D1-Notstromdiesel Zerstörung des Fremdnetztransformatorgebäudes → keine 10kV-Notstromschiene verfügbar Zerstörung des Filters der gefilterten Druckentlastung Ausfall Notspeisediesel durch GVA PDE nicht verfügbar

2.3.2 Zu analysierende Unfallabläufe im SWR

Wie nachfolgend dargestellt, werden drei Abläufe vorgeschlagen, die alle von einem Erdbeben ausgehen und zu einem *station blackout* führen. Einige weitere Zusatzausfälle werden ohne detaillierte Begründungen unterstellt. Im Unterschied zum DWR wird

kein Flugzeugabsturz als auslösendes Ereignis aufgeführt. Dies ist dadurch begründet, dass die SWR-Referenzanlage ein gegen Flugzeugabsturz ähnlich widerstandsfähiges Reaktorgebäude aufweist wie der DWR, aber der Sicherheitsbehälter des SWR besteht aus einer massiven Betonstruktur, die den Einwirkungen eines Absturzes wahrscheinlich besser widersteht als die Stahlschale des DWR. Somit wird für den SWR kein Ablauf vorgeschlagen, bei dem ein Flugzeugabsturz unmittelbar Reaktorgebäude und Sicherheitsbehälter beschädigt. Dessen ungeachtet kann ein Flugzeugabsturz beim SWR möglicherweise ebenso wie ein Erdbeben zu einem *station blackout* führen. Der daraus abzuleitende Rechenfall würde sich jedoch von dem hier vorgeschlagenen Fall infolge eines Erdbebens nicht erheblich unterscheiden.

2.3.2.1 Ablauf SWR-EVA-0 (Basisrechnung); *station blackout* infolge eines Erdbebens

Wie bereits im Falle der DWR-Basisrechnung wird angenommen, dass ein Erdbeben den *station blackout* verursacht. Die hierfür im Einzelnen zu treffenden, teilweise hypothetischen Annahmen werden im Fachband 1 /GRS 15a/ diskutiert.

Durch die Unterspannung auf den Notstromschienen wird die Reaktorschnellabschaltung (RESA) eingeleitet und daraufhin die Turbinenschnellabschaltung (TUSA), weiterhin wird die Frischdampfumleitung (FDU) verblockt, da der Hauptkondensator durch den nicht mehr möglichen Betrieb der Hauptkühlwasserpumpen nicht mehr zur Verfügung steht. Damit kann der produzierte Dampf zunächst nicht mehr aus dem Reaktor-druckbehälter abtransportiert werden, so dass Druck und Temperatur dort steigen. Durch die Sicherheits- und Entlastungsventile wird der Druck begrenzt. Durch die fehlende Bespeisung dampft der Behälter aus, so dass bei einem Füllstand LT3, („äußerst tief“) eine automatische Druckentlastung eingeleitet wird. Die diversitären Druckbegrenzungsventile könnten ebenfalls aufgefahren werden, dies wird jedoch nicht unterstellt.

Sobald die Batterien entladen sind können die S&E-Ventile nicht durch die Haltemagnete offengehalten werden. Hierdurch stehen die S&E-Ventile nur noch in der Funktion der Druckbegrenzung zur Verfügung. Durch das Ausdampfen des Inventars sinkt der Füllstand bis zur Oberkante des Kerns und das Kernschmelzszenario beginnt. Hierbei

werden weiter Wasserdampf sowie nicht kondensierbare Gase wie Wasserstoff oder Kohlenmonoxid⁴ erzeugt.

Durch den Austrag von Dampf und nicht kondensierbaren Gasen in die KoKa und anschließend in die Druckkammer steigen dort Druck und Temperatur bis der Druck im Sicherheitsbehälter erreicht wird, bei dem das Venting eingeleitet werden soll.

2.3.2.2 Ablauf SWR-EVA-A; Abriss einer Speisewasserleitung (innerhalb des SHB) aufgrund eines Erdbebens

Im Falle eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens können transversale Oberflächenwellen das gesamte Reaktorgebäude in Schwingung versetzen. Da nun der Reaktordruckbehälter lediglich auf einem Betonvorstoß steht, ist es denkbar, dass der RDB nicht in Phase mit dem Sicherheitsbehälter schwingt. Aus diesem Grunde ist es möglich, dass Frischdampf- und/oder Speisewasserleitung stark belastet werden, so dass auch ein Leck in der Nähe der Stutzen oder ein Abriss der Leitungen postuliert werden kann. Im Sinne eines pessimistischen Vorgehens wird nun von einem Abriss einer Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters ausgegangen, da sich der Speisewasserstutzen unterhalb des Frischdampfstutzens befindet und ein größerer Kühlmittelverlust die Folge ist. Durch das auslegungsüberschreitende Maß des Erdbebens wird, wie im Basisfall, ebenfalls von einem Ausfall der Wechselstromversorgung ausgegangen, welches dem *station blackout* entspricht.

Durch das erdbebeninduzierte Leck in der Speisewasserleitung und über die eingeleitete automatische Druckentlastung über die S&E-Ventile wird der Reaktordruckbehälter druckentlastet und ein gewisser Teil des RDB-Inventars dampft schnell aus. Wie im Basisfall wird beim Erreichen des entsprechenden Druckes die gefilterte Druckentlastung eingeleitet, womit eine signifikante Freisetzung von Radionukliden beginnt.

Eine passive Einspeisung auch im Falle eines unterstellten, verfügbaren Druckluftsystems US ist nicht möglich, da das angenommene Leck beinahe instantan zu einem Druckaufbau im SHB führt. Dieser erreicht schnell das Kriterium P10 (Druckdifferenz

⁴ CO entsteht ebenfalls bereits in der frühen Phase eines Kernschmelz Szenarios, da Wasserdampf mit dem Kohlenstoff aus den Stahleinbauten reagieren kann.

zwischen Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude > 250 mbar), so dass die RL-ISO-Ventile vom Reaktorschutz geschlossen werden. Selbst nach Ausfall der Batteriekapazität werden diese Ventile nicht mehr geöffnet, da die „fail-safe“-Stellung die „zu“-Stellung ist.

2.3.2.3 Ablauf SWR-EVA-B; Leck am TH-System außerhalb des SHB aufgrund eines Erdbebens

Im Falle eines auslegungüberschreitenden Erdbebens wird postuliert, dass eine Leitung an der tiefliegenden Nachkühlpumpe des nuklearen Nachwärmeabfuhrsystems abreißt und die motorbetriebenen Armaturen an der KoKa nicht schließen, so dass ein nicht abgesperrtes Leck entstehen könnte. Entsprechend würden gewisse Räume des Reaktorgebäudes überflutet werden.

Es bestehen zwar gegeneinander abgeschottete Kompartments, aber deren Dichtigkeit wird nach der Einwirkung des Erdbebens als nicht mehr gegeben postuliert. Folglich könnte die KoKa bis zu dem Ansaugstutzen des TH-Stanges entleert werden. Im Reaktorgebäude würde dies einen Füllstand knapp oberhalb des KoKa-Bodens ergeben. Nun besteht eine offene Verbindung von der KoKa zum Reaktorgebäude (RG) und über die Kondensationsrohre zur Druckkammer. In dem sich anschließenden Kernschmelzszenario werden durch diesen Bypass Wasserdampf, nichtkondensierbare Gase und Radionuklide direkt in den SHB und in das Reaktorgebäude freigesetzt. Steigt dort nun der Druck an, so öffnen bei einem Differenzdruck von 100 mbar die Druckausgleichsklappen zum Maschinenhaus (MH). Sollte sich im weiteren Verlauf wiederum dort ein Differenzdruck 11 mbar aufbauen, so öffnen die Dachklappen.

2.3.2.4 Überblick über zu analysierende Unfallabläufe im SWR

Die obigen Ausführungen stellen nun eine Auswahl von postulierten sehr unwahrscheinlichen Ereignisverläufen dar, welche durch ihre Spezifika besonders schwere Konsequenzen nach sich ziehen. Die Wahl eines Basisfalles dient dabei als Referenz und als Vergleich des veränderten Datensatzes mit den älteren Versionen, auf denen er fußt. Tab. 2.11 gibt nun einen Überblick über die genannten Szenarien bzw. deren Besonderheiten.

Tab. 2.11 Übersicht über die Anfangs- und Randbedingungen der zu analysierenden EVA-Unfallabläufe im Falle eines SWR

Unfallablauf	SWR-EVA-0	SWR-EVA-A	SWR-EVA-B
Ausgangszustand vor EVA-Ereignis	Volllastbetrieb	Volllastbetrieb	Volllastbetrieb
Art der Einwirkung	auslegungsüberschreitendes Erdbeben	auslegungsüberschreitendes Erdbeben	auslegungsüberschreitendes Erdbeben
Zustand nach EVA-Ereignis	<i>station blackout</i>	<i>station blackout</i>	<i>station blackout</i>
Schäden bzw. Randbedingungen	<p>Wegfall des 400kV-Höchstspannungsnetzes, 110 kV-Reservenetzes, 20 kV-Erdkabels</p> <p>Unverfügbarkeit der Notstromdiesel beider Blöcke und der ZUNA</p> <p>Venting verfügbar</p> <p>Passive Bespeisung des RDB wird in einer Variationsrechnung berücksichtigt</p> <p>Keine Notfallmaßnahmen verfügbar</p>	<p>Wegfall des 400 kV-Höchstspannungsnetzes, 110 kV-Reservenetzes, 20 kV-Erdkabels</p> <p>Unverfügbarkeit der Notstromdiesel beider Blöcke und der ZUNA</p> <p>Leck an Speisewasserleitung innerhalb des SHB (Leckquerschnittsfläche: 0,159 m² beidseitig)</p> <p>Venting verfügbar</p> <p>Keine Notfallmaßnahmen verfügbar</p>	<p>Wegfall des 400kV- Höchstspannungsnetzes, 110kV-Reservenetzes, 20kV-Erdkabels</p> <p>Unverfügbarkeit der Notstromdiesel beider Blöcke und der ZUNA</p> <p>Abriss einer Leitung am Stutzen der Nachkühlpumpe,</p> <p>Nichtschließen der Armaturen TH30 S101 und S102 → tiefliegendes Leck an der KoKa mit 0,283 m² Leckquerschnittsfläche, Venting verfügbar, jedoch wegen des Bypasses ohne Bedeutung</p> <p>Passive Bespeisung des RDB wird in einer Variationsrechnung berücksichtigt</p> <p>Keine Notfallmaßnahmen verfügbar</p>

3 Unfallanalysen für einen DWR (Arbeitspaket 2)

Die im Abschnitt 2.1.3 (NLB) und 2.3.1 (EVA) festgelegten relevanten Ereignisabläufe wurden mit MELCOR analysiert. Im Fachband 2 /GRS 15b/ befindet sich eine sehr detaillierte Auswertung und Diskussion der Ergebnisse für jeden einzelnen Ablauf. Im vorliegenden Hauptband werden die Annahmen und Ergebnisse nachfolgend zusammenfassend dargestellt.

Für die Auswertung der Analyseergebnisse insbesondere in Hinsicht auf die Radionuklidfreisetzungen sind einige Vorüberlegungen anzustellen, die der Darstellung der Analysen hier vorangestellt werden sollen.

3.1 Vorgehen zur Auswertung der Radionuklidfreisetzungen

Die MELCOR-Ergebnisse zeigen je nach Unfallablauf unterschiedliche Mengen an Radionukliden in den Raumbereichen der Anlage und in der Umgebung. Von besonderem Interesse ist es dabei, welche Rückhaltefähigkeit für Radionuklide die einzelnen Raumbereiche im intakten oder auch geschädigten Zustand haben. So wird dem Sicherheitsbehälter bereits im Anfangszustand der Analyse eine Auslegungsleckage zugeordnet, oder es kommt zu einer Leckage des Sicherheitsbehälters infolge eines unfallbedingten Schadens. Die aus der Sicherheitsbehälterleckage austretende Radionuklidmenge lässt sich jedoch nicht analytisch aus der Auslegungsleckage oder der Leckgröße ableiten, da der Verlauf der Radionuklidkonzentration im Inneren des Sicherheitsbehälters durch komplexe zeitabhängige Vorgänge bestimmt wird. Deshalb wird eine pauschale Ableitung der Rückhaltefähigkeiten der Raumbereiche auf der Basis von MELCOR-Ergebnissen angestellt. Diese Faktoren, wie sie in den Tabellen Tab. 3.6 (DWR-NLB), Tab. 3.11 (DWR-EVA), Tab. 4.5 (SWR-NLB), und Tab. 4.9 (SWR) gezeigt sind, sollen es ermöglichen, im Ereignisbaum ein einfaches Modell zum Radionuklidverhalten zu erstellen.

Die Verteilung der Radionuklide in der Anlage und in die Umgebung ist zeitabhängig. Zu jedem Zeitpunkt sind Radionuklideinträge und -austräge in die Räume unterschiedlich und größere Räume wirken als Puffer und Ablagerungsorte für die Radionuklide. So würde sich folglich auch für jeden Zeitpunkt für jeden Raum ein anderes Verhältnis von ausströmenden zu einströmenden Radionukliden ergeben. Daher sind die Faktoren stets auf die verfügbaren MELCOR-Ergebnisse am Rechenende bezogen. Soweit

möglich, wurden die Rechnungen bis zum weitgehenden Abschluss der Radionuklidbewegungen verfolgt. Sie dürfen für pauschale Abschätzungen zu Gesamtfreisetzungen verwendet werden, nicht jedoch für die Analyse einzelner Zeitabschnitte oder Phänomene.

Bezüglich der Freisetzungsfaktoren orientiert sich die Behandlung an jener, die z. B. bereits in /GRS 07/ beschrieben ist. Demnach werden die Anteile der Massen beispielhafter Radionuklide in einzelnen Räumen (hier: Xe, Cs, I) an den Massen berechnet, die aus dem Brennstoff bzw. aus nachfolgenden Raumbereichen freigesetzt werden. Es handelt sich demnach um die Verhältnisse gebildet von denjenigen Massen, die einen Raumbereich verlassen haben, zu denjenigen Massen, die in diesen Raumbereich gelangt sind. Dieses Verhältnis stellt entsprechend einen nuklidspezifischen „Durchlässigkeitsfaktor“ für den jeweiligen Raumbereich dar.

Für die Betrachtung bieten sich dabei die Freisetzung in den Sicherheitsbehälter, das Reaktorgebäude und in die Atmosphäre an. Der Reaktorkühlkreislauf und das Kernvolumen können auf diese Weise nicht betrachtet werden, da sie keine dauerhaft abgeschlossenen Raumbereiche darstellen. Die Normierung der Anteile soll stets die Masse sein, welche in den vorgelagerten Raumbereich freigesetzt worden ist.

Die mathematische Ermittlung dieser Faktoren ist im Einzelnen recht kompliziert. Auf eine Darstellung in diesem zusammenfassenden Bericht wird daher verzichtet.

Die verschiedenen Rechenfälle offenbaren eine teils unterschiedliche Phänomenologie. So kommt es in einigen Fällen zu einer gefilterten Druckentlastung, in anderen hingegen nicht. Entsprechend ist die Idee der Freisetzungsfaktoren als Verhältnis von Radionuklidmassen, die aus einem Raumbereich freigesetzt werden zu den Massen, die in ihn hineingelangt sind, nicht streng anwendbar. So kann die Rückhaltefähigkeit des Reaktorgebäudes des SWR im Falle einer gefilterten Druckentlastung nicht durch die gesamte Masse, die den Sicherheitsbehälter verlässt, berechnet werden. Um nun dennoch ein Vergleichsmaß anzugeben, wird nur jene Masse als Norm herangezogen, die in das Reaktorgebäude eintritt, so dass die Masse, die in das Ventingsystem eintritt diskriminiert ist. Den Zusammenfassungen der Analysen soll jeweils eine verständliche Beschreibung der Definitionen der Freisetzungsfaktoren vorangestellt werden.

3.2 Rechenmodell und Eingabedatensatz

Der verwendete Eingabedatensatz basiert im Wesentlichen auf jenem, welcher im Vorhaben SR2306 für die MELCOR-Version 1.8.4 erstellt worden ist /GRS 01b/ und selbst auf einer Vorgängerversion basiert, die im Rahmen des Vorhabens SR2227 /GRS 98/ erstellt worden war. Im Vorhaben RS1180 ist anschließend die Kompatibilität zu der Version 1.8.6 /GRS 10/ hergestellt worden.

Zur Vereinfachung ist die Anlage, die tatsächlich vier Kühlschleifen für den Primärkreis aufweist, mit lediglich einer einzelnen Schleife und mit einer zusammenfassenden Dreier-Schleife modelliert. Dieses Vorgehen der Vereinfachung reduziert den Rechenaufwand signifikant und wirkt sich kaum auf die Analysen aus /GRS 10/.

Die Nodalisierung des Sicherheitsbehälters und des Ringraumes resultiert aus den Überlegungen, welche im Rahmen des Vorhabens 3609RS1375 („Anforderungen an den Nachweis der Wirksamkeit von H₂-Rekombinatoren auf Basis ergänzender analytischer Untersuchungen“, /GRS 12/) angestellt und in einen COCOSYS-Datensatz umgesetzt worden sind. Diese ursprüngliche Version der SHB-Einteilung ist dabei derart gestaltet, dass sie auftretende atmosphärische Schichtung (Stratifikation) und Konvektionseffekte realistisch abbilden kann. Aufgrund der starken thermischen Kopplung des Sicherheitsbehälters und des Ringraumes durch die dünne SHB-Schale (38 mm), die darüber hinaus eine gute Wärmeleitfähigkeit besitzt, ist ebenfalls eine entsprechend feine Einteilung des Ringraumes notwendig gewesen.

Diese Einteilung des Sicherheitsbehälters aus COCOSYS ist nun für die MELCOR-Eingabe vereinfacht worden. Dabei sind solche Räume zusammengefasst worden, die in Hinsicht auf die H₂-Verteilung keine Relevanz auf das Gesamtergebnis besitzen.

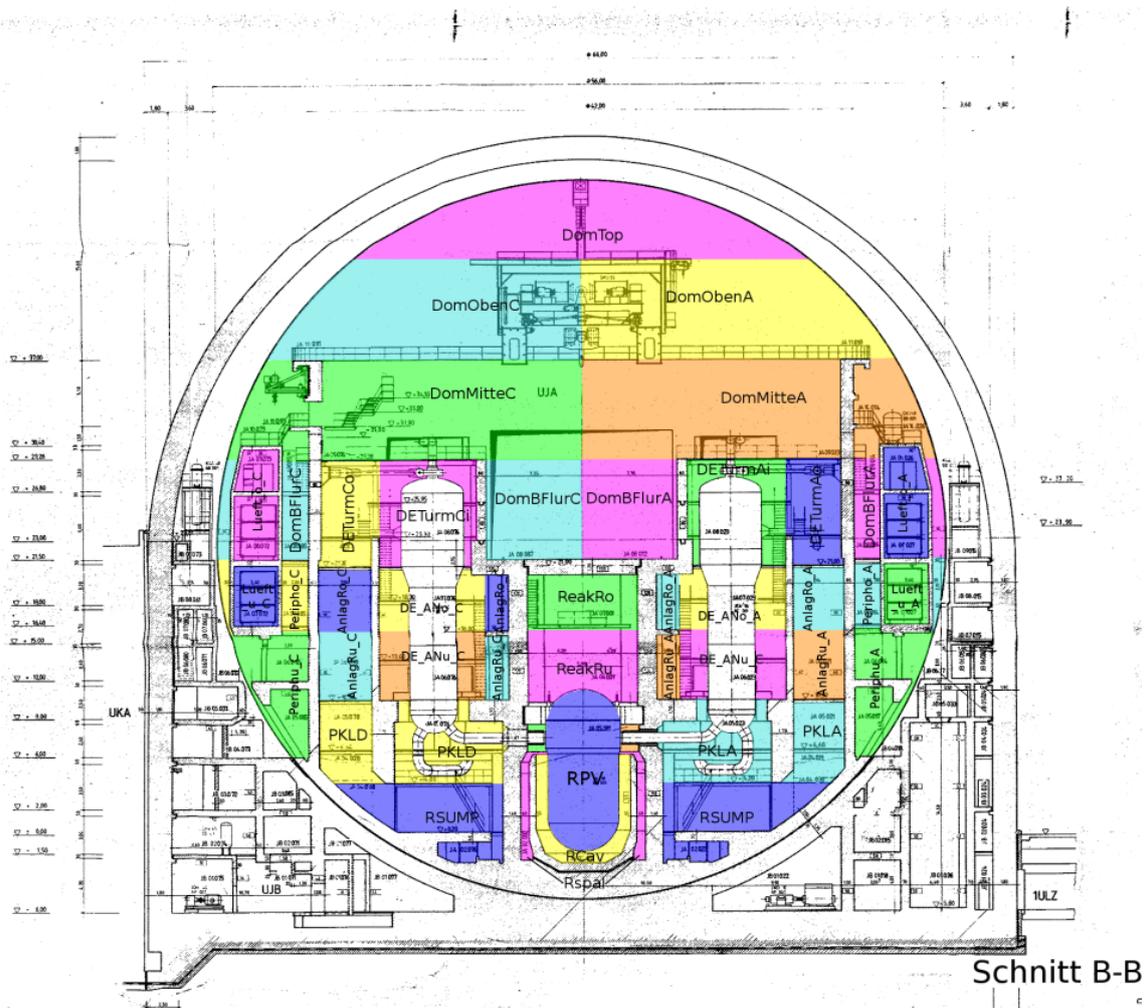


Abb. 3.1 Übersicht über die Nodalisation des DWR-Sicherheitsbehälters

In Abb. 3.1 ist nun eine Übersicht bezüglich der Nodalisierung des Sicherheitsbehälters gegeben. Zu erkennen ist, dass alle wesentlichen Bereiche des SHB durch mehr als ein Kontrollvolumen abgebildet werden. Für die genauere Abbildung sind beispielsweise die an den Primärkreis angrenzenden Bereiche durch insgesamt 4 Kontrollvolumina dargestellt worden, so dass jede Hauptkühlmittelschleife an das jeweilige Kontrollvolumen angekoppelt werden konnte.

Viele der in der Beschreibung der Nodalisation des Sicherheitsbehälters aufgezählten Strömungspfade stellen Tür- oder Berstscheibenverbindungen dar und werden zu Szenariobeginn als geschlossen angenommen. Diese Türen oder Berstscheiben versagen ab einer gewissen Druckdifferenz. Die Versagensdrücke unterscheiden sich dabei, je nach dem, in welcher Richtung der Druck anliegt. Insbesondere im Falle der Türen ist dies wesentlich, da hier zwei verschiedene Versagensmodi unterschieden werden. In der einen Richtung versagt bei Anliegen des entsprechenden Druckes die

Verriegelung der Tür, so dass die Tür zu einem gewissen Teil, welches die Türscharniere einschließt, intakt bleibt. Entsprechend ist die Möglichkeit gegeben, dass die Tür bei Umkehrung der Druckrichtung wieder zum Teil schließt. Ein vollständiges Schließen wurde wegen der Annahme von Schäden nicht angenommen. Sollte der Druck im Falle der intakten Tür in der anderen Richtung anliegen, so wird sie in ihren Rahmen gedrückt, so dass nicht die Verriegelung versagt, sondern, bei entsprechend höherem Druck, der ganze Rahmen. Entsprechend wird die Tür zerstört und der volle Querschnitt wird dem Strömungspfad dauerhaft zur Verfügung gestellt. Daneben ist grundsätzlich eine gewisse Leckage berücksichtigt, so dass der Strömungspfad zu keinem Zeitpunkt vollständig geschlossen bzw. abgedichtet ist.

Um die Konzentration brennbarer Gase im SB auf unkritische Werte zu begrenzen, sind autokatalytische Rekombinatoren im Einsatz. Die Rekombinatoren, die in der Anlage verwendet werden, sind unterschiedlichen Typs. Die in MELCOR verwendeten Funktionen, welche die Abbauraten für H_2 und CO berechnen, sind im Rahmen der von der GRS durchgeführten PSA der Stufe 2 für ein anderes Kernkraftwerk aufgestellt worden.

3.3 Analysen der Rechenfälle im Nichtleistungsbetrieb

3.3.1 Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-A

Die Anlage befindet sich am Anfang der Betriebsphase 1B2 etwa 19 h nach Abschalten der Anlage bei geschlossenem RDB und einem Druck und einer Temperatur von 0,5 MPa bzw. 343,15 K. Hierbei wird der Füllstand auf Mitte-Loop abgesenkt, welches 23 h nach Abschalten der Anlage erreicht werden soll. Zwei Nachkühlstränge (JNA10 und JNA30) gewährleisten die Nachwärmeabfuhr. Anfangs steht der Füllstand im Druckhalter bei ca. 4,8 m, wird durch die Füllstandsabsenkung in etwa linear abgesenkt, so dass bei ca. 19 h 26 min nach Abschalten der Anlage das Reaktorschutzsignal des geringen Druckhalterfüllstandes (DH-Füllstand < 2,28 m) erwartet wird. Der Druck liegt deutlich unterhalb von 11,0 MPa, bei welchem ein weiteres Reaktorschutzsignal auslöst, so dass beim Erreichen des genannten Füllstandes 2v3 Notkühlkriterien (NKK) erreicht werden.

Es wird nun unterstellt, dass die NKK fälschlicherweise nicht unscharf geschaltet worden sind. Dies zieht einige Reaktorschutzauslösungen nach sich. So kommt es zum

Primärkreisabschluss und verschiedene Systeme zur Einspeisung in den Primärkreis werden gestartet. Dazu gehören die Nachkühlpumpen, die Sicherheitseinspeisepumpen und die Zusatzborierpumpen. Die Sicherheitseinspeisepumpen sind in dieser Betriebsphase, so wie die Druckspeicher, freigeschaltet. Eine Redundanz ist gemäß Annahmen vollständig unverfügbar, so dass nun drei Nachkühlpumpen den Primärkreis fluten. Weiterhin speisen drei Zusatzborierpumpen ein. Ein Druckanstieg wird durch die fehlende Nachkühlung und den daraus resultierenden Temperaturanstieg erwartet, so dass das Kühlmittel in den Abblasebehälter strömt, und der Kern nach und nach freigelegt wird. Insgesamt sollen drei Dampferzeuger befüllt sein und mit dem vorhandenen Inventar zum Teilabfahren fähig sein. Eine Bespeisung der Dampferzeuger wird nicht angenommen.

Es wird davon ausgegangen, dass die in dieser Betriebsphase offenstehende Personenschleuse geschlossen wird. Aufgrund der geringen Karenzzeiten, die in diesem Fall zu erwarten sind, wird in einer Variationsrechnung eine offene Schleuse angenommen. Ferner werden weitere Variationsrechnungen mit einer Flutung des PKL nach dessen Versagen (z. B. an der HKML) durchgeführt, da ND-Systeme verfügbar bleiben, auch hier mit der Möglichkeit der offenen und geschlossenen Schleuse.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.1 gegeben.

Tab. 3.1 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-A

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	-19:26 h (V0, V1, V2, V3)	
Erreichen der NKK → Ausfall der NWA	0:00 h (V0, V1, V2, V3)	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	17:35:00 h (V0) 17:34:56 h (V1) 17:32:56 h (V2) 17:35:00 h (V3)	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m (der zweite Wert bei V2 bezieht sich auf die erneute Freilegung nach der Flutung – bei V3 brach die Rechnung vor der zweiten Freilegung ab)	18:47:41 h (V0) 18:47:16 h (V1) 18:47:16 h (V2) 22:35:55 h (V2) 18:47:41 h (V3)	1:20:41 h (V0) 1:20:42 h (V1) 1:20:42 h (V2) 4:10:31 h (V2) 1:20:41 h (V3)
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m (der zweite Wert bei V2 bezieht sich auf die erneute Freilegung nach der Flutung)	20:08:22 h (V0), 20:07:58 h (V1), 20:07:58 h (V2), 26:46:26 h (V2), 20:08:22 h (V3)	

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Beginn der Wasserstoffproduktion	17:32:43 h (V0) 17:32:00 h (V1) 17:32:00 h (V2) 17:32:00 h (V3)	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	19:45:03 h (V0) 19:44:44 h (V1) 19:44:44 h (V2) 19:45:03 h (V3)	
Beginn des Kernschmelzens (erste Brennstoffumlagerung)	20:12:27 h (V0) 20:11:40 h (V1) 20:11:40 h (V2) 20:12:27 h (V3)	
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	21:38:08 h (V0) 21:59:13 h (V1) 26:32:18 h (V2) --:--:-- h (V3)	
Austrocknen unteres Plenum	21:51:10 h (V0) 22:13:40 h (V1) 27:17:50 h (V2) --:--:-- h (V3)	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	--:--:-- h (V0, V1, V2, V3)	
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m, hier ersteres)	--:--:-- h (V0, V1, V2, V3)	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SHB-Stahlschale	--:--:-- h (V0, V1, V2, V3)	
Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	5:11:32 h (V0) 5:11:27 h (V1) 5:11:27 h (V2) 5:11:32 h (V3)	
Beginn der gefilterten Druckentlastung	--:--:-- h (V0, V1, V2, V3)	
systembedingter Absturz der Rechnung	22:28:19 h (V0) 22:36:45 h (V1) 28:04:49 h (V2) 22:06:12 h (V3)	

V0: Personenschleuse geschlossen, keine dauerhafte PKL-Flutmöglichkeit

V1: Personenschleuse offen, keine dauerhafte PKL-Flutmöglichkeit

V2: Personenschleuse offen, PKL wird nach Versagen bei 21 h 16 min durch Nachkühlstränge geflutet

V3: Personenschleuse geschl., PKL wird nach Versagen bei 21 h 16 min durch Nachkühlstränge geflutet

Die Rechnungen brachen vor RDB-Versagen ab, daher keine entspr. Eintragungen nach RDB-Versagen

3.3.2 Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-B

Die Anlage befindet sich im Mitte-Loop-Betrieb bei geöffnetem RDB, eine Redundanz der Nachwärmeabfuhr ist in Revision und damit grundsätzlich unverfügbar. Das auslösende Ereignis ist nun ein GVA der Nachkühlpumpen (JNA10/20/30, ein Strang hat dabei in Flutbereitschaft gestanden, die beiden anderen haben die Nachwärmeabfuhr bewerkstelligt) und ein zusätzlicher Ausfall der Beckenkühlpumpe FAK10 (im Not- und Nachkühlstrang JNA10 befindlich). Hiermit ist nun die gesamte Nachwärmeabfuhr ausgefallen. 6v8 Druckspeicher stehen zu Verfügung und speisen direkt nach Ereignisbeginn in den RDB ein, so dass der Primärkreis weitestgehend wieder aufgefüllt wird und der Flutraum das restliche Druckspeicherinventar aufnimmt. Das gemeinsame Inventar von RDB und Flutraum heizt sich im Folgenden auf und verdampft, so dass die Kernfreilegung beginnt. Die genauen Zeiten verschiedener Phänomene und Phasen des Unfallablaufs sind in Tab. 3.2 gezeigt.

Tab. 3.2 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-B

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	-40:00 h	
Ausfall aller nicht batteriegestützten Systeme	0:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:30:50 h	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand < 6,63 m	13:35:10 h	3:24:37 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand < 2,73 m	16:59:47 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	13:59:10 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	14:38:24 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	14:59:05 h	
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	19:16:58 h	
Austrocknen unteres Plenum	19:52:30 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	26:50:17 h	
Kontakt Schmelze-Lüftungskanäle (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m, hier ersteres)	31:12:02 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SHB-Stahlschale	27:58:20 h	
Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	223:34:55 h	14:34:00 h
Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	238:08:55 h	
Ende der Rechnung	351:03:30 h	

3.3.3 Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-C

Die Anlage befindet sich in der Betriebsphase 1B2, welches mit einer Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop einhergeht, wobei der RDB noch geschlossen ist und der Reaktorschutz nicht mehr angekoppelt ist. Zwei Nachkühlstränge (JNA10 und JNA30) gewährleisten die Nachwärmeabfuhr. In diesem Zustand fallen nun sowohl die Nachkühlpumpen, die für die Nachwärmeabfuhr im Betrieb gewesen sind, als auch jene, die zum flutbereiten Strang gehörig ist, durch einen GVA aus. Ferner ist die Beckenkühlpumpe (FAK10 AP001) des Stranges JNA10 durch einen Einzelfehler nicht verfügbar bzw. fällt bei einer Anforderung für das PKL-Fluten aus. Es wird davon ausgegangen, dass die Niederdruckreduzierstation auslegungsgemäß schließt, so dass kein über den der Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop hinausgehender zusätzlicher Kühlmittelverlust eintritt. Da nun die Beckenkühlpumpe nicht betriebsbereit ist, kann auch die Notnachkühlkette weder für das Fluten, noch für eine anschließende Nachwärmeabfuhr in Betrieb gehen, so dass die 6v8 Druckspeicher zum Auffüllen des Primärkreises herangezogen werden. Nach einer gewissen Zeit steigt der Druck über den Wert, zu welchem die Niederdruckpumpen nach einer etwaigen Reparatur einspeisen könnten. Ein Dampferzeuger, welcher in dieser Betriebsphase in Bereitschaft steht, wird nicht bespeist, so dass das Ereignis nicht beherrscht werden kann.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.3 gegeben.

Tab. 3.3 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-C

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	-23:00 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme	0:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:37:30 h 19:16:40 h (dauerhaft)	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m	20:23:20 h	1:22:06 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m	21:45:26 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	19:16:40 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	21:22:00 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	21:50:00 h	

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	23:30:30 h	
Austrocknen unteres Plenum	23:26:40 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	24:10:00 h	
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion >1,368 m, hier ersteres)	31:20:01 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SHB-Stahlschale	58:05:47 h	
Nachgeben der Berstscheibe am Ablasebehälter	18:00:14 h	
Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	119:03:38 h	15:14:35 h
Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	134:18:13 h	
Beginn der zweiten gefilterten Druckentlastung	232:52:30 h	12:07:07 h
Ende der zweiten gefilterten Druckentlastung	244:59:37 h	
Ende der Rechnung	333:30:25 h	

3.3.4 Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-D

Die Anlage befindet sich in der Betriebsphase 1D, in der die Druckspeicher sowie die Sicherheitseinspeisepumpen freigeschaltet sind. Die Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken wird durch den „dritten“ Beckenkühlstrang FAK20 bewerkstelligt, wobei einer der Stränge in Flutbereitschaft steht, dessen Flutinventar jedoch weitestgehend eingespeist worden ist. Ferner wird davon ausgegangen, dass die Verbindung zwischen beiden Räumen über das gezogene Beckenschütz bereits vorhanden ist, jedoch soll mit dem Umladen der Brennelemente noch nicht begonnen worden sein. Entsprechend befinden sich im Brennelement-Lagerbecken lediglich alte Brennelemente. In diesem Zustand tritt nun ein interner Notstromfall ein, welches bedeutet, dass die 10 kV-Eigenbedarfsschiene zunächst nicht mehr zur Verfügung steht. Entsprechend müssen die D1-Notstromdiesel (Notstromerzeugungsanlage D1) starten. Es wird nun davon ausgegangen, dass die D1-Notstromdiesel durch einen GVA ausfallen, so dass die Anregung des D2-Notstromdiesels (Notstromerzeugungsanlage 2) erfolgt. Auch diese soll durch einen GVA der Dieselmotoren nicht erfolgreich sein, welches dem sog. *station blackout* entspricht. Entsprechend sind keine Aggregate des Not- und Nachkühlsystems inklusive der Notnachkühlketten betriebsbereit.

Im Laufe des Projektes sind zusätzliche Informationen aus dem Projekt RS1198 (siehe /GRS 15/) hinsichtlich der Strukturen im Brennelementlagerbecken verfügbar geworden. Daher ist dieser Ablauf in zwei Variationen existent. In der ersten Version (V0) sind diese Informationen in der Modellierung noch nicht berücksichtigt, in der zweiten Version (V1) sind sie als Strukturen in MELCOR adäquat abgebildet worden. Die erste Version ist im Detail beschrieben und analysiert. Ferner wird ein komprimierter Vergleich zwischen beiden Rechnungen angestellt.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.4 gegeben.

Tab. 3.4 Auflistung der verschiedenen relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-D (V0/V1: unterschiedliche Modellierung des BE-Lagerbeckens)

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	-58:00 h (V0, V1)	
Ausfall aller nicht batteriegestützten Systeme	0:00 h (V0, V1)	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	1:15:50 h (V0) 0:54:10 h (V1)	
Erreichen der Siedetemperatur im Flutraum (oben)	13:41:40 h (V0) 13:53:20 h (V1)	
Erreichen der Siedetemperatur im Flutraum (unten)	42:43:20 h (V0) 43:20:00 h (V1)	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m	101:34:22 h (V0) 102:20:38 h (V1)	2:23:08 h (V0) 2:18:09 h (V1)
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $< 2,73$ m	103:57:30 h (V0) 104:38:47 h (V1)	
Beginn der Wasserstoffproduktion	101:51:40 h (V0) 102:37:25 h (V1)	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	102:30:53 h (V0) 103:17:06 h (V1)	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	102:50:00 h (V0) 103:36:40 h (V1)	
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	105:58:20 h (V0) 107:01:41 h (V1)	
Austrocknen unteres Plenum	106:20:00 h (V0) 107:13:20 h (V1)	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	114:27:39 h (V0) 115:09:31 h (V1)	

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m, hier ersteres)	129:06:35 h (V0) 125:04:42 h (V1)	
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken (BELB)	Zeitpunkt	Dauer
Erstmaliges Erreichen der Siedetemperatur im Becken (Siedebedingungen werden durch Variationen der Randbedingungen im SHB mehrfach unterschritten)	39:11:40 h (V0) 41:00:00 h (V1)	
Erreichen der Siedetemperatur nach Entkopplung des BELB vom Flut- und Abstellraum durch Abfall des Füllstandes auf Höhe der Unterkante des Dichtschützes	102:39:10 h (V0) 103:25:00 h (V1)	
Füllstandsabfall auf die Höhe d. Oberkante (OK) des aktiven Bereiches (13,78 m)	95:11:45 h (V0) 97:37:00 h (V1)	164:39:05 h (V0) 120:01:10 h (V1)
Füllstandsabfall auf die Höhe, bei der das Aufplatzen der Hüllrohre im Falle einer Vollaussladung (hier nicht gegeben) erwartet wird (12,48 m)	142:53:10 h (V0) 120:27:00 h (V1)	
Füllstandsabfall auf die Höhe d. Unterkante (UK) des aktiven Bereiches (9,88 m)	259:50:50 h (V0) 217:38:10 h (V1)	
Füllstandsabfall auf Höhe der Unterkante des Dichtschützes (14,0 m)	84:30:50 h (V0) 85:22:20 h (V1)	
Füllstandsabfall bis zum BE-Becken-Boden	283:19:10 h (V0) 257:49:10 h (V1)	
Füllstandsabfall bis zum Flutraum-Boden	96:28:20 h (V0) 97:17:30 h (V1)	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SHB-Stahlschale	54:45:07 h (V0) 55:12:30 h (V1)	
Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	80:06:25 h (V0) 80:38:12 h (V1)	41:02:12 h (V0) 227:41:08 h (V1)
Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	121:08:37 h (V0) 308:19:20 h (V1)	
Beginn der zweiten gefilterten Druckentlastung	140:50:26 h (V0)	189:37:14 h (V0)
Ende der zweiten gefilterten Druckentlastung	330:27:40 h (V0)	
Ende der Rechnung	333:20:00 h (V0, V1)	

3.3.5 Analyse des Unfallablaufs DWR-NLB-E

Die Anlage befindet sich in der Betriebsphase 1B2, welches mit einer Füllstandabsenkung auf Mitte-Loop einhergeht, wobei der RDB noch geschlossen ist. Zwei Nachkühlstränge (JNA10 und JNA30) gewährleisten die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor und der „dritte“ Beckenkühlstrang (FAK20) bewerkstelligt dies für das BE-Lagerbecken. Ein Leck von 25 cm² Fläche entsteht in einer Nachkühlleitung (JNA10) zwischen Kolbenrückschlagventil JNA12 AA003 und Nachkühlpumpe, ringraumseitig, beispielsweise durch thermisch induzierte Spannungen. Durch das Leerlaufen des Primärkreises nimmt dort der Füllstand bis auf die Höhe der Ansaugöffnungen der Nachkühlstränge ab, so dass die Pumpen Stickstoff ansaugen und abgeschaltet werden. Es wird nun angenommen, dass die Erstabsperrung und das Kolbenrückschlagventil des Leckstranges nicht schließen, weswegen hiermit ein permanenter Bypass zum Ringraum hin gegeben ist und die Nachkühlung nicht mehr in Betrieb genommen werden kann. Ein Dampferzeuger befindet sich in Bereitschaft, entsprechend ist dieser befüllt und kann bespeist werden. 6v8 Druckspeicher sind verfügbar und speisen zu Ereignisbeginn ein.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.5 gegeben.

Tab. 3.5 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-E

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	-23:00 h	
Entstehung des 25 cm ² -Lecks, Ausfall aller Not- und Nachkühlssysteme (vereinfacht), Einspeisung der Druckspeicher	0:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:33:20 h	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m	6:09:18 h	2:00:02 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m	8:09:20 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	6:21:40 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	6:47:34 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	7:02:33 h	
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	11:04:00 h	

Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Austrocknen unteres Plenum	11:35:50 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	12:42:22 h	
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m, hier ersteres)	17:23:54 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SHB-Stahlschale	58:32:50 h	
Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	76:59:51 h	
Zeitpunkt des Maximaldruckes im Sicherheitsbehälter	76:59:51 h (≈ Zeitpunkt des Versagens der Berstmembran am Abblasebehälter) max. Druck im SHB: 0,160 MPa	
Ende der Rechnung	336:33:31 h	

3.3.6 Zusammenfassung der Analysen bei NLB für einen DWR

Die Tab. 3.6 enthält nun zusammenfassend charakteristische Ergebnisse der Unfallanalysen mit MELCOR für NLB im DWR. In dieser Tabelle enthaltene Zeitangaben beziehen sich auf das einleitende Ereignis. Im Anschluss an die Tabelle findet eine Diskussion der Ergebnisse statt.

Freisetzungsfaktoren in Tab. 3.6:

1. Freisetzung *aus* dem Brennstoff bzw. aus der Schmelze:
Allg. Definition: Verhältnis der aus dem Brennstoff bzw. aus der Schmelze freigesetzte Radionuklidmassen zu dem jeweiligen Ursprungsinventar
2. Freisetzung in den Sicherheitsbehälter (SB)
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die in den Sicherheitsbehälter gelangen zu den aus dem Brennstoff bzw. der Schmelze ausgetragenen.
Spezielle Definition für SWR-NLB-E mit SB-Bypassleck: Verhältnis der integralen Radionuklidmassen, die in den Sicherheitsbehälter gelangt sind, zu den aus dem Brennstoff bzw. der Schmelze ausgetragenen, abzüglich jener, die durch das Leck in den Ringraum gelangt sind.

3. Freisetzung in den Ringraum (RR) (spezielle Definition für Abläufe mit SB-Bypassleck (E)):
Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die in den Ringraum gelangt sind zu den aus dem Brennstoff bzw. der Schmelze ausgetragenen.
4. Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter (SB):
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die aus dem Sicherheitsbehälter ausgetreten sind zu den in den SB gelangten.
Spezielle Definition für SWR-NLB-E mit SB-Bypassleck: Verhältnis der Radionuklidmassen, die aus dem Sicherheitsbehälter ausgetreten sind ohne jene, die aus dem Leck entwichen sind, zu den in den SB gelangten.
5. Freisetzung aus dem Ringraum (RR):
Spezielle Definition für SWR-NLB-E mit SB-Bypassleck: Verhältnis der Radionuklidmassen, die aus dem Ringraum ausgetreten sind, zu jenen, die in den Ringraum gelangt sind (Summe aus den Massen durch die SB-Leckage und dem Leck).
6. Freisetzung in die Umgebung (ATM) via Ventingsystem:
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung (Summe aus Massen in der Umgebung und Massen, die im Filter zurückgehalten werden) in die Umgebung gelangt sind, zu den, die den Sicherheitsbehälter verlassen haben.
7. Freisetzung in die Umgebung (ATM) via Leckage:
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die durch Leckagen in die Umgebung gelangt sind, zu den aus den Sicherheitsbehälter ausgetragenen (im Falle eines Bypassleck beinhaltet dies die Massen, die durch das Leck den SB verlassen haben).
8. Rückhaltefaktoren für Ringraum (RR), Ventingfilter (VF):
Allg. Definition: Verhältnis von (am Ende der Rechnung) verbliebenen Radionuklidmassen im Ringraum (RR) oder im Filter (VF) zu jenen, die den Sicherheitsbehälter verlassen haben.

Tab. 3.6 Charakteristische Merkmale der analysierten DWR-Unfallabläufe im NLB

Unfallablauf	DWR-NLB-A (V0) Rechnung bei 22:21 h abgebrochen	DWR-NLB-B	DWR-NLB-C	DWR-NLB-D	DWR-NLB-E
Allgemein					
BP	1B2	1C	1B2	1D	1B2
einleitendes Ereignis	fehlerhafte Anregung der NKK	GVA der Nachkühl-pumpen und Ausfall der Beckenkühl-pumpe im Nachkühl-system	GVA der Nachkühl-pumpen und Ausfall der Beckenkühl-pumpe im Nachkühl-system	station blackout	Leck (25 cm ² , im Ringraum) in aktivem Nachkühl-strang und Versagen der Ab-sperrung
Über die Rechnung ermittelte Nachzerfalls-leistung	20,64 MW	11,42 MW	11,98 MW	10,81 MW	11,97 MW
RKL					
Beginn Kernfreilegung	18:42 h	13:35 h	20:23 h	102:21 h	6:03 h
Beginn Kernschmelzen	20:06 h	17:00 h	21:50 h	103:37 h	6:59 h
Dauer der Kernfreilegung	1:21 h	3:25 h	1:22 h	2:18 h	2:12 h
Freisetzungsfaktor (FF) aus Brennstoff/Schmelze, in-vessel (IV), ex-vessel (EV): Xe	5,310E-1 (IV)	9,772E-1 (IV) 2,282E-2 (EV)	5,409E-1 (IV) 4,397E-1 (EV)	9,713E-1 (IV) 2,871E-2 (EV)	9,585E-1 (IV) 4,145E-2 (EV)
FF aus Brennstoff / Schmelze, IV, EV: I	5,239E-1 (IV)	9,769E-1 (IV) 2,150E-2 (EV)	5,347E-1 (IV) 3,835E-1 (EV)	9,709E-1 (IV) 1,757E-2 (EV)	9,580E-1 (IV) 4,158E-2 (EV)
FF aus Brennstoff / Schmelze, IV, EV: Cs	4,831E-1 (IV)	8,752E-1 (IV) 1,989E-2 (EV)	4,925E-1 (IV) 3,809E-1 (EV)	8,700E-1 (IV) 2,430E-2 (EV)	8,589E-1 (IV) 3,632E-2 (EV)
Anfangszustand des RKL	geschlossen	geöffnet, RDB-Deckel entfernt	geschlossen	geöffnet, RDB-Deckel entfernt	geschlossen, wird durch das Leck zum Ringraum hin geöffnet
Kernabsturz ins untere Plenum	21:38 h	19:17 h	23:31 h	107:02 h	9:41 h

Unfallablauf	DWR-NLB-A (V0) Rechnung bei 22:21 h abgebrochen	DWR-NLB-B	DWR-NLB-C	DWR-NLB-D	DWR-NLB-E
RDB-Durchschmelzen bei Nieder (ND)- oder Hochdruck (HD)	nicht berechnet	26:50 h (ND)	24:10 h (HD)	115:10 h (ND)	15:36 h (ND)
Zeit zwischen Kernabsturz und Versagen des RDB	nicht berechnet	7:33 h	0:40 h	8:08 h	5:55 h
SHB/RR					
FF in SB Ringraum (RR): Xe	nicht berechnet	9,971E-1 (SB)	9,979E-1 (SB)	1,0 (SB)	9,944E-1 (SB) 9,903E-1 (RR)
FF in SB RR: I	nicht berechnet	9,786E-1 (SB)	5,574E-1 (SB)	9,728E-1 (SB)	6,734E-1 (SB) 9,019E-1 (RR)
FF in SB RR: Cs	nicht berechnet	9,244E-1 (SB)	4,886E-1 (SB)	9,227E-1 (SB)	2,910E-1 (SB) 7,837E-1 (RR)
max. Temperatur (Tendenz)	403,49 K (≈ gleichbleibend)	641,33 K (≈ gleichbleibend)	571,337 K (steigend)	512,18 K (steigend)	603,05 K (steigend)
Zeitpunkt des Ventingbeginns	nicht berechnet	223:34:55 h	i=1: 119:03:38 h i=2: 232:52:30 h	80:38:12 h	--:--:-- h
Ventingdauer	nicht berechnet	i=1: 14:35:00 h	i=1: 15:14:35 h i=2: 12:07:07 h	i=1: 227:41:08 h	es kommt zu keiner gefilterten Druckentlastung
mech. Zustand	intakt	intakt	intakt	intakt	intakt
FF aus SB / RR: Xe	nicht berechnet	6,550E-1 (SB)	8,257E-1 (SB)	9,998E-1 (SB)	3,485E-2 (SB) 9,999E-1 (RR)
FF aus SB / RR: I	nicht berechnet	3,464E-3 (SB)	5,183E-3 (SB)	1,350E-1 (SB)	9,234E-5 (SB) 7,388E-1 (RR)
FF aus SB / RR: Cs	nicht berechnet	3,006E-3 (SB)	1,408E-3 (SB)	1,503E-1 (SB)	3,695E-5 (SB) 7,123E-1 (RR)
Verhalten des RG/VS	intakt, Leckage und Filterwirkung auslegungsgemäß	intakt, Leckage und Filterwirkung auslegungsgemäß	intakt, Leckage und Filterwirkung auslegungsgemäß	intakt, Leckage und Filterwirkung auslegungsgemäß	intakt, Leckage durch Nachkühlleitung, Filterwirkung des VS irrelevant

Unfallablauf	DWR-NLB-A (V0) Rechnung bei 22:21 h abgebrochen	DWR-NLB-B	DWR-NLB-C	DWR-NLB-D	DWR-NLB-E
HAG, RR, ATM					
FF in Umgebung via VS, L: Xe	nicht berechnet	9,460E-1 (VS) 2,202E-2 (L)	9,662E-1 (VS) 1,499E-2 (L)	9,982E-1 (VS) 8,287E-4 (L)	0,0 (VS) 1,0 (L)
FF in Umgebung via VS, L: I	nicht berechnet	1,419E-4 (VS) 1,926E-3 (L)	6,144E-4 (VS) 1,580E-3 (L)	9,818E-4 (VS) 4,789E-5 (L)	0,0 (VS) 9,42E-1 (L)
FF in Umgebung via VS, L: Cs	nicht berechnet	1,487E-5 (VS) 1,717E-3 (L)	2,075E-4 (VS) 2,020E-3 (L)	8,688E-4 (VS) 4,350E-5 (L)	0,0 (VS) 9,256E-1 (L)
RHF: RR, VS, Filter (VF): Xe	nicht berechnet	3,2E-2 (RR) 0,0 (VF)	1,877E-2 (RR) 0,0 (VF)	9,631E-4 (RR) 0,0 (VF)	5,238E-5 (RR) 0,0 (VF)
RHF: RR, VS, Filter (VF): I	nicht berechnet	8,570E-1 (RR) 1,410E-1 (VF)	3,840E-1 (RR) 6,138E-1 (VF)	1,817E-2 (RR) 9,808E-1 (VF)	2,5543E-1 (RR) 0,0 (VF)
RHF: RR, VS, Filter (VF): Cs	nicht berechnet	9,833E-1 (RR) 1,488E-2 (VF)	7,903E-1 (RR) 2074E-1 (VF)	1,729E-2 (RR) 9,716E-1 (VF)	2,809E-1 (RR) 0,0 (VF)
Wasserstoff					
produzierte Menge im Kern	607,8 kg	791,1 kg	612,4 kg	977,1 kg	897,6 kg
produzierte Menge in den cavities	0,0 kg	2315 kg	1783 kg	1853 kg	2362 kg
produzierte Menge gesamt	607,8 kg	3085 kg	2395 kg	2830 kg	3259 kg
durch Rekos rekombinierte Menge	492,6 kg	1557 kg	1716 kg	829,6 kg	1166 kg
durch Verbrennungen rekombinierte Menge	0,0 kg	234,6 kg	23,0 kg	0,0 kg	529,4 kg
konsumierte Menge gesamt	492,6 kg	1791 kg	1739 kg	829,6 kg	1736 kg
Anteil der Zirkoniumdioxidmasse, die mit Wasserdampf reagiert hat	~1	0,9978	~1	~1	~1

3.3.6.1 Zeitverläufe

Beginn der Kernfreilegung

Diese Zeit hängt davon ab, wieviel Wasser in RDB bei Beginn des Ereignisses verfügbar ist bzw. verfügbar bleibt. Sehr wenig Wasser ist verfügbar bei einem primärseitigen Leck, wenig Wasser ist verfügbar bei Mitte-Loop-Betrieb, viel Wasser ist verfügbar bei Verbindung zwischen RDB und Lagerbecken. Ferner ist zu berücksichtigen, dass in den Abläufen, die einen geschlossenen RDB aufweisen (im Wesentlichen die Abläufe DWR-NLB-C und DWR-NLB-A) eine erhebliche Zeit vergeht, bis das Abblaseventil anspricht. In dieser Zeit wird die Nachzerfallsleistung dazu benötigt, das Inventar auf die Siedetemperatur des Ansprechdruckes des Abblaseventils aufzuheizen. Während dieses Prozesses verdampft nur wenig Wasser.

Dauer der Kernfreilegung

Die Zeit, die für die Kernfreilegung von Oberkante bis Unterkante des aktiven Kernbereichs benötigt wird, ist vor allem von der Nachzerfallsleistung abhängig. Sie liegt im Bereich von etwa 1h 30 min bis 3h 30 min.

Zeit zwischen Beginn der Kernfreilegung und Kernschmelzen

Diese Zeit dauert mit Ausnahme des Falles B zwischen ca. 1 h und 1 h 30 min. Im Fall B ist die Dauer mit ca. 3 h 30 min deutlich länger, weil zwischenzeitlich Wasser in den RDB gelangt ist. Auffällig ist in diesem Zusammenhang Ablauf DWR-NLB-D, welcher trotz geringer Nachzerfallsleistung nach Ablauf E die geringste Zeitdifferenz aufweist. Insbesondere ist dies in Hinsicht auf die Abläufe A und C mit hoher Nachzerfallsleistung der Fall. Dies ist auf die effektive Dampfkühlung in den beiden letzteren Fällen mit geschlossenem RDB zurückzuführen, welche sich aus dem höheren RDB-Druck ergibt.

Zeit zwischen Kernabsturz und RDB-Versagen

Die Dauer für das Durchschmelzen des RDB weicht bei den Fällen C (40 min) und E (6 h) von den beiden anderen im Bereich von ca. 7 h 30 min bis 8 h signifikant ab. Im schnelleren Ablauf E ist sicherlich eine erhöhte Nachzerfallsleistung vorhanden, die den Stahl der unteren Kalotte schneller erwärmt. Im Falle des Ablaufes C kann die drastisch kürzere Zeit durch den hohen Druck erklärt werden. Durch diesen ist die Ma-

terialspannung am RDB-Boden deutlich erhöht, so dass die für ein Versagen notwendige Dehnung schneller erreicht wird.

Zeitpunkt des Ventingbeginns

Im Fall B ist Venting erst nach ca. 220 h erforderlich, im Fall C nach ca. 120 h und im Fall D nach ca. 80 h. Der Unterschied zwischen B und C ist wahrscheinlich darauf zurückzuführen, dass B ein Niederdruckfall ist, in dem der Dampf aus dem RDB mit relativ geringer Enthalpie entweicht, also relativ wenig zum SB-Druckaufbau beiträgt. Die Dampfenenthalpie im Hochdruck-Fall C ist höher. Fall D hat die kürzeste Zeit, weil durch die Verbindung zwischen RDB und Lagerbecken sehr viel Wasser zum Verdampfen verfügbar ist. Auch die Zeitdauer des Venting ist im Fall D mit ca. 230 h wesentlich länger als bei B und C (unter 30 h), was ebenfalls mit der hohen verfügbaren Wassermenge zu erklären ist. Auffällig ist auch, dass bei D Venting noch vor Beginn des Kernschmelzens erforderlich wird.

Fall A brach ab, bevor der Druck erreicht wurde, bei dem eine gefilterte Druckentlastung erforderlich wird. Ablauf E weist keine gefilterte Druckentlastung auf, da der Druck durch den SB-Bypass begrenzt wird.

3.3.6.2 Sicherheitstechnisch relevante Aspekte

Die MELCOR-Analysen haben gezeigt, dass die Verfügbarkeit von Wasser einen entscheidenden Einfluss auf den Ablauf hat:

Verfügbare Wassermengen (z. B. infolge Verbindung mit dem Brennelementlagerbecken, oder durch zwischenzeitliche Bespeisung) verzögern den Kernschmelzablauf, wenn sie früh genug in den Kern gelangen. Zugleich führen sie jedoch zu einem erhöhten Druck im SB, der früheres und langandauernderes Venting erforderlich macht. Ein Fall mit später Bespeisung des RDB wurde nicht berechnet – es ist anzunehmen, dass ein Durchschmelzen des RDB durch späte Bespeisung wahrscheinlich nicht verhindert werden könnte.

Wenn die Kernfreilegung erst einmal begonnen hat, dann läuft sie auch bei NLB innerhalb weniger Stunden bis zum Kernabsturz ins untere Plenum ab. Wenn es nicht gelungen ist, bis zum Beginn des Kernschmelzens wirksame Notfallmaßnahmen

einzusetzen, dann dürfte in der kurzen verbleibenden Zeit auch nur eine geringe Wahrscheinlichkeit bestehen, den Ablauf noch ohne RDB-Versagen zu beherrschen.

Die Maximaltemperatur der SB-Stahlschale liegt beim DWR in allen berechneten MELCOR-Fällen im Bereich von 510 K bis 640 K. Sie übersteigt somit die Auslegungstemperatur von 418 K deutlich, erreicht aber noch keine strukturmechanisch bedenklichen Werte. Die Temperaturen steigen während der gesamten Analysedauer in kontinuierlicher Art und Weise, d. h. in der frühen Phase während der Kernzerstörung sind sie noch moderat. Dabei ist der Einfluss eines offenen oder geschlossenen RDB offenbar unbedeutend. Im Verlauf der Schmelze-Beton-Erosion steigen die Temperaturen stetig weiter bis zum Ende der Rechnungen. Die im weiteren Verlauf tatsächlich zu erwartenden Maximalwerte sind daher noch unbestimmt und höher als die o.g. Temperaturen. Ferner ist zu berücksichtigen, dass die Berechnung der Temperaturen oberhalb des RDB mit erheblichen Unsicherheiten behaftet ist, so dass auch aus diesem Grunde keine genauere Angabe zu den maximal zu erwartenden Werten möglich ist.

Hinsichtlich der Produktion von Wasserstoff sind die Unterschiede zwischen den Ereignisabläufen gering. Z. B. liegt die im Kern produzierte Masse im Bereich von 610 kg bis 980 kg. Die Rekombinatoren verhindern brennbare Zustände im SB. Bei einem Leck zum Ringraum hin sind dort heftige Verbrennungen zu erwarten.

3.3.6.3 Radionuklidverhalten

Im Vorgriff auf die nachfolgend geführte Diskussion werden folgende wesentlichen Aussagen zusammengefasst:

- Die Freisetzung aus dem Reaktorkern und aus der Schmelze ist in allen Fällen sehr weitgehend. Dabei geschieht der weitaus größte Teil während der „in-vessel“-Phase innerhalb des RDB. Im Sonderfall DWR-NLB-C teilt sich die Freisetzung in ähnliche Anteile in der „in-vessel“- und „ex-vessel“-Phase auf, weil bei diesem Fall Hochdruck herrscht und deshalb die Zeit für „in-vessel“ Freisetzung zwischen Kernabsturz und Versagen der unteren Kalotte relativ kurz ist.
- Bei der Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter fällt DWR-NLB-D mit relativ hohen Werten auf. Dies beruht darauf, dass bei diesem Fall der Druck im Sicherheitsbehälter schon bei der Kernzerstörung hoch ist und lange ansteht, obwohl Venting durchgeführt wird. Dadurch ist die Freisetzung aus dem SHB hinaus (was auch den Pfad aus dem SHB in den Ventingfilter hinein umfasst) ebenfalls hoch.

- Im Fall NLB-E liegt ein Leck aus dem Primärsystem zum Ringraum vor. Der weitest- aus größte Anteil der in den Ringraum gelangten Radionuklide verlässt diesen wie- der durch Leckage nach außen. Dies ist z. B. an den Rückhaltefaktoren für den Ringraum zu sehen. Auf dem dann folgenden Leckagepfad vom Ringraum bis zur Umgebung wird nur sehr wenig zurückgehalten.
- In NLB-B und NLB-C sind die Rückhaltefaktoren für das Ventingsystem nicht hoch und z. B. wesentlich geringer als in NLB-D. Dies beruht darauf, dass In NLB-B und NLB-C das Venting nur zeitweise in Betrieb ist und daher nur ein Teil der in den SB gelangten Masse durch das Ventingsystem abgeführt wird. Die Filterung in Venting- filter selbst ist effizient, wie die sehr geringen Freisetzungen in die Umgebung zei- gen.

Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze

Hinsichtlich der Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze während der „in- vessel“-Phase ist Ablauf C auffällig. Dies ist durch das schnelle Versagen des RDB und die damit verbundene kurze „in-vessel“-Phase zurückzuführen, entsprechend langandauernd ist die „ex-vessel“-Phase, so dass hier die Freisetzung größer ist.

Freisetzung in den Sicherheitsbehälter

Wegen des geschlossenen RDB in Ablauf C lagern sich die weniger flüchtigen Elemen- te im Primärkreis ab, wohingegen sie in den Fällen mit entferntem RDB-Deckel direkt in den SHB eingetragen werden können.

Ferner ist bezüglich der Cäsiumfreisetzungen ein signifikanter Unterschied zwischen den beiden Fällen mit geschlossenem RDB zu erkennen (Abläufe C und E). Die Ursa- che liegt in der Mobilität von CsI begründet, welche größer ist als die von CsOH, wel- ches den größten Beitrag zu Cs liefert. Das Leck vom Primärkreis zum Ringraum in Ablauf E lässt CsI keine Zeit, sich abzusetzen, wie es in Ablauf C der Fall ist. So kommt es, dass sich CsOH bei E zu einem Großteil im PKL absetzt, Iod, getragen von CsI entschwindet jedoch zum größten Teil durch den Leckpfad. Integral kommt es zu einem ähnlichen Anteil, der in den SHB gelangt, aber die Normierung auf jene Masse, die nicht durch den Leckpfad in den Ringraum getragen wird (im Falle des Cäsiums ist es in etwa doppelt so viel wie im Falle des Iods), verzerrt dieses Ergebnis.

Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter

Im Falle der Freisetzung *aus* dem Sicherheitsbehälter kommt es zu großen Unterschieden zwischen den einzelnen Abläufen. So zeigt Ablauf E in Bezug auf alle drei Elemente die geringste Freisetzung und Ablauf D die größte. Hinsichtlich des Ablaufes E ist zu erwähnen, dass der Bezug jene Masse ist, die nicht aus dem Primärkreisleck in den Ringraum entwindet.

Der hohe freigesetzte Anteil in Ablauf D auch in Bezug auf die anderen Elemente wie Iod oder Cäsium erklärt sich durch die gefilterte Druckentlastung, die deutlich länger als in den anderen Abläufen ist, und deshalb verlässt ein großer Anteil den SB. Dies ist nur eine Aussage über die Rückhaltefähigkeit des SB und lässt noch keinen Schluss auf die Freisetzung in die Umgebung zu. Dies ergibt sich erst durch die Analyse des Ventingssystems.

Freisetzung *in* die Atmosphäre über die gefilterte Druckentlastung

In Bezug auf alle Klassen lässt sich feststellen, dass die Freisetzung in die Atmosphäre von der Dauer der gefilterten Druckentlastung in streng monotoner Art und Weise abhängig ist.

Freisetzung *in* die Atmosphäre via Leckage

In diesem Bezüge ist zunächst zu erwähnen, dass im Falle des Ablaufes E die Normierung aus jener vergleichsweise geringen Masse besteht, die den Ringraum via Leckage verlässt, in den übrigen Fällen ist es jene, die den SHB via Leckage verlässt. Deshalb ist die so normierte Freisetzung in die Atmosphäre via Leckage in Bezug auf Ablauf E sehr groß und soll im Folgenden nicht mit denen der anderen Abläufe verglichen werden.

Bei den Abläufen B und C ist die Leckage für I und Cs in der Größenordnung von 0,002. Für Xe liegt sie bei 0,02. Diese Werte sind kompatibel mit der Auslegungsleckage des SB.

Ablauf D weist im Verhältnis zum Mittelwert der restlichen Abläufe einen geringen Wert für Xe auf, weil infolge des sehr langen Ventingvorgangs eine nahezu vollständige Freisetzung über das Ventingssystem stattfindet.

Rückhaltung in Ringraum bzw. Ventingfilter

Für die Normierung der Rückhaltung in Ringraum bzw. im Ventingfilter gilt, wie zuvor, die Masse, die den Sicherheitsbehälter verlässt. Dies gilt ebenfalls für Ablauf E, da hier das primärseitige Leck die Radionuklide in den Ringraum transportiert, weshalb dieser Raumbereich nicht umgangen wird.

Ersichtlicherweise ist der Faktor der Rückhaltung im Ventingfilter für den Ablauf D größer als in den anderen Abläufen, da die gefilterte Druckentlastung entsprechend lange andauert. Ablauf B zeigt entsprechend einen geringen Faktor für den Ventingfilter, weil das Venting kürzer ist.

Es zeigt sich im Ringraum eine streng monoton fallende Rückhaltung mit steigender Wasserdampfbelastung im Sicherheitsbehälter vom Ablauf B zum Ablauf D hin. Offenbar führt eine stark mit Wasserdampf beladene Leckage aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringraum zu einer geringeren Rückhaltung der mitgeführten Radionuklide im Ringraum.

3.4 Analysen der Rechenfälle nach Einwirkungen von außen

3.4.1 Analyse des Falles DWR-EVA-0

Für die Analyse des Falles DWR-EVA-0 werden folgende Anfangsbedingungen unterstellt: Die Anlage befindet sich anfänglich im Leistungsbetrieb. Währenddessen ereignet sich in der Nähe der Anlage ein Erdbeben, dessen Intensität am Standort auslegungsüberschreitend ist. In Folge dessen kommt es zum Ausfall der gesamten Eigenbedarfsversorgung bis auf jene Systeme, die mit der 220 V-Gleichstromschiene direkt oder indirekt verbunden sind. Ferner werden die D1- und die D2-Notstromerzeugeranlagen entweder als Folge des Erdbebens oder durch Einzelfehler als unverfügbar angenommen.

Die RESA wird durch eine Unterspannung an der Eigenbedarfsschiene eingeleitet, welche ebenfalls zu einem Turbinenschnellschluss führt. Durch den Verlust der Eigenbedarfsversorgung kommt es ferner zu einer Verblockung der Umleitstation, so dass die Hauptwärmesenke nicht mehr zur Verfügung steht. Aufgrund der hohen Nachzerfallsleistung wird das Restinventar des Kühlmittels schnell verdampfen, so dass der Kern freigelegt wird und der Kernzerstörungsprozess beginnt.

Durch die begrenzte Batteriekapazität wird deren vollständiger Ausfall inklusive des Reaktorschutzes nach 9 h angenommen, so dass danach auch Ventile nicht mehr angesteuert werden können. Die primärseitige Druckentlastung findet vorher erfolgreich statt.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.7 gegeben.

Tab. 3.7 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-0

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktorschutz/Notfallmaßnahmen		
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h	
Erstes Öffnen des Sicherheitsventil an einem der Dampfzeuger (3er-Loop)	0:01:00 h	
Erstes Öffnen DH-Abblaseventil	1:42:14 h	
Einleiten der primärseitigen Druckentlastung (PDE) über Kriterium Füllstand RDB < min3	2:16:32 h	
Notkühlkriterien	2:20:05 h	
Beginn der ersten Druckspeichereinspeisung	2:31:21 h	
Ende der letzten Druckspeichereinspeisung	4:15:39 h	
Ende der Batteriekapazität	9:00:00 h	
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h	
Ausfall HWS und aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h	
Erstes Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen), von Druckspeichereinspeisung kurzzeitig unterbrochen	2:01:00 h	
Beginn der Kernfreilegung bei Füllstand RDB $\leq 6,63$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung	4:56:58 h	1:02:47 h
Ende der Kernfreilegung bei Füllstand RDB $\leq 2,73$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung	5:59:45 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	2:25:34 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	3:52:13 h	

	Zeitpunkt	Dauer
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	4:32:22 h (nach erstem Freilegungsbeginn und vor Druckspeicher-einspeisung)	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	7:53:12 h	
Austrocknen unteres Plenum	8:18:20 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	vor Rechnungs-abbruch nicht erreicht	
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m)	vor Rechnungs-abbruch nicht erreicht	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der Stahlhaut des SHB	vor Rechnungs-abbruch nicht erreicht	
Bersten der Entlastungsmembran am Abblasebehälter (bei 1,4 MPa Druckdifferenz zum SHB)	1:56:16 h	
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken		
Erreichen der Siedetemperatur (Maximaltemperatur: 320,4 K)	Siedetemp. vor Rechnungs-abbruch nicht erreicht	
Ende der Rechnung (Abbruch)	8:53:52 h	

3.4.2 Analyse des Falles DWR-EVA-A

Für die Analyse des Falles DWR-EVA-A werden wie bei DWR-EVA-0 folgende Anfangsbedingungen unterstellt: Die Anlage befindet sich anfänglich im Leistungsbetrieb. Währenddessen ereignet sich in der Nähe der Anlage ein Erdbeben, dessen Intensität am Standort auslegungsüberschreitend ist. In Folge dessen kommt es zum Ausfall der gesamten Eigenbedarfsversorgung bis auf jene Systeme, die mit der 220 V-Gleichstromschiene direkt oder indirekt verbunden sind. Ferner werden die D1- und die D2-Notstromerzeugeranlagen entweder als Folge des Erdbebens oder durch Einzelfehler als unverfügbar angenommen. Zur Wärmeabfuhr steht lediglich das Abblasen über die FSA-Station zur Verfügung.

Zusätzlich wird angenommen, dass in diesem Szenario (DWR-EVA-A) aufgrund von Schwingungen des RDBs und des Dampferzeugers ein Leck von 50 cm² in der Hauptkühlmittelleitung auftritt. Der Primärkreis kann nicht geflutet werden, da sowohl die Nachkühlpumpen als auch die Sicherheitseinspeisepumpen keine Energieversorgung haben. Es wird davon ausgegangen, dass die primärseitige Druckentlastung verfügbar ist und eingeleitet wird.

Durch die begrenzte Batteriekapazität wird deren vollständiger Ausfall inklusive des Reaktorschutzes nach 9 h angenommen, so dass auch Ventile nicht mehr angesteuert werden können.

Zusätzlich zu obigen Randbedingungen wird ein Versagen der gefilterten Druckentlastung angenommen, so dass von einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter ausgegangen werden muss, welcher die Integrität desselben gefährdet.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.8 gegeben.

Tab. 3.8 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-A

Ereignis, Phänomen:	Zeitpunkt
<ul style="list-style-type: none"> Reaktorschutz/Notfallmaßnahmen 	
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h
Erstes Öffnen des Sicherheitsventil an einem der Dampferzeuger (1er-Loop)	0:00:15 h
Erstes Öffnen DH-Abblaseventil	--:--:-- h
Einleiten der primärseitigen Druckentlastung (PDE) über Kriterium RDB-Füllstand < min3	1:00:50 h
Notkühlkriterien	0:00:38 h
Beginn der ersten Druckspeichereinspeisung	0:37:47 h
Ende der letzten Druckspeichereinspeisung	1:15:25 h
Ende der Batteriekapazität	9:00:00 h
<ul style="list-style-type: none"> Ereignis, Phänomen: Reaktor 	
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h
Ausfall HWS und aller Not- und Nachkühlssysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h
Erstes Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen), von Druckspeichereinspeisung unterbrochen	0:01:00 h
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung (Dauer 0:47 h)	2:16:31 h

Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung	3:03:23 h
Beginn der Wasserstoffproduktion	0:24:51 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	0:29:53 h
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung) (nach erstem Freilegungsbeginn und vor Druckspeichereinspeisung)	0:35:58 h
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	4:32:35 h
Austrocknen unteres Plenum	4:54:20 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	wird vor Rechnungs- abbruch nicht erreicht
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m)	wird vor Rechnungs- abbruch nicht erreicht
• Ereignis, Phänomen: SHB Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der Stahlhaut des SHB	wird vor Rechnungs- abbruch nicht erreicht
Bersten der Entlastungsmembran am Abblasebehälter (bei 1,4 MPa Druckdifferenz zum SHB)	1:06:09 h
• Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken Erreichen der Siedetemperatur (Maximaltemperatur: 317,281 K)	Siedetemp. vor Rechnungsab- bruch nicht er- reicht
Ende der Rechnung (Abbruch)	5:10:45 h

3.4.3 Analyse des Falles DWR-EVA-B

Für die Analyse des Falles DWR-EVA-B werden gleiche Annahmen getroffen wie für den Basisfall DWR-EVA-0. Gegenüber dem Basisfall ist hier eine vollständige Aufhebung der Integrität des Sicherheitsbehälters aufgrund eines großen Durchbruches eines Flugzeuges durch die Reaktorgebäude- und Sicherheitsbehälterwandung unterstellt worden. Entsprechend wird es beim Versagen des zunächst intakten Primärkreises zu einer instantanen großen Freisetzung in die Anlagenumgebung kommen, die zusätzlich durch den Kerosinbrand getrieben wird.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.9 gegeben.

Tab. 3.9 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-B

	Zeitpunkt
Ereignis, Phänomen: Reaktorschutz/Notfallmaßnahmen	
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h
Erstes Öffnen des Sicherheitsventil an einem der Dampferzeuger (3er-Loop)	0:00:10 h
Erstes Öffnen DH-Abblaseventil	1:40:41 h
Einleiten der primärseitigen Druckentlastung (PDE) über Kriterium Füllstand RDB < min3	2:15:41 h
Notkühlkriterien	2:19:12 h
Beginn der ersten Druckspeichereinspeisung	2:30:19 h
Ende der letzten Druckspeichereinspeisung	5:35:03 h
Ende der Batteriekapazität	9:00:00 h
Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h
Ausfall HWS und aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h
Erstes Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen), von Druckspeichereinspeisung kurzzeitig unterbrochen	1:59:48 h
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m zwischen den Druckspeichereinspeisungen (Dauer 2:43:25 h)	3:23:31 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung, Freilegung ist von partieller Druckspeichereinspeisung verzögert	6:06:56 h
Beginn der Wasserstoffproduktion	2:26:02 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	3:46:36 h
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	3:59:36 h
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	7:47:10 h
Austrocknen unteres Plenum	8:21:40 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht

	Zeitpunkt
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion > 4,1 m, axiale Erosion > 1,368 m)	wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der Stahlhaut des SHB	0:02:51 h
Bersten der Entlastungsmembran am Abblasebehälter (bei 1,4 MPa Differenzdruck zum SHB)	1:53:57 h
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken	Zeitpunkt
Erreichen der Siedetemperatur (Maximaltemperatur: 312,771 K)	Siedetemp. wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht
Ende der Rechnung (Abbruch)	8:26:47 h

3.4.4 Analyse des Falles DWR-EVA-C

Für die Analyse des Falles DWR-EVA-C werden die gleichen Anfangsbedingungen unterstellt wie für den Basisfall DWR-EVA-0, jedoch eingeleitet durch einen Flugzeugabsturz. Daneben wird ein Ausfall der gefilterten Druckentlastung angenommen, welches sich jedoch lediglich auf die Filterwirkung beschränkt, eine Druckentlastung des SHB wird weiterhin als verfügbar angenommen. Ferner wird in diesem Ablauf davon ausgegangen, dass eine primärseitige Druckentlastung nicht verfügbar ist. Jedoch kann es aufgrund der großen Druck- und Temperaturbelastung zum Versagen einer Hauptkühlmittelleitung kommen. In Folge dessen wird der PKL druckentlastet.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 3.10 gegeben.

Tab. 3.10 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-C

	Zeitpunkt
Ereignis, Phänomen: Reaktorschutz/Notfallmaßnahmen	
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h
Erstes Öffnen des Sicherheitsventil an einem der Dampferzeuger (3er-Loop)	0:00:10 h
Erstes Öffnen DH-Abblaseventil	1:41:47 h

	Zeitpunkt
Notkühlkriterien	3:30:34 h
Beginn der ersten Druckspeichereinspeisung	4:05:02 h
Ende der letzten Druckspeichereinspeisung	4:08:22 h
Versagen der heißen Hauptkühlmittelleitung	4:04:58 h
Ende der Batteriekapazität	9:00:00 h
Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h
Ausfall HWS und aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h
Erstes Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen), von Druckspeichereinspeisung kurzzeitig unterbrochen	1:59:10 h
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 6,63$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung (Dauer 0:50:30 h)	4:45:39 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 2,73$ m nach endgültiger Beendigung der Druckspeichereinspeisung	5:36:09 h
Beginn der Wasserstoffproduktion	2:42:25 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	3:00:26 h
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	3:14:42 h
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	7:14:50 h
Austrocknen unteres Plenum	7:33:30 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht
Kontakt Schmelze-Lüftungsspinne (hier trocken) (Kriterien: radiale Erosion $> 4,1$ m, axiale Erosion $> 1,368$ m)	wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt
Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der Stahlhaut des SHB	wird vor Rechnungsabbruch nicht erreicht

	Zeitpunkt
Bersten der Entlastungsmembran am Abblasebehälter (bei 1,4 MPa Druckdifferenz zum SHB)	1:55:17 h
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken	Zeitpunkt
Erreichen der Siedetemperatur (Maximaltemperatur: 316,049 K)	Siedetemp. wird vor Rechnungs- abbruch nicht erreicht
Ende der Rechnung (Abbruch)	8:03:06 h

3.4.5 Zusammenfassung der Analysen nach Einwirkungen von außen für einen DWR

Es ist zu erwähnen, dass diese Abläufe trotz eines erheblichen personellen und re-
chentechnischen Einsatzes nicht über die „in-vessel“-Phase hinaus geführt werden
konnten, weil in MELCOR (Version 1.8.6) nicht behebbare rechentechnische Abbrüche
vorgekommen sind. Im Fachband 2 /GRS 15b/ wird im Einzelnen beschrieben, welche
Maßnahmen zur Problemlösung vorgenommen wurden. Es bestehen – nicht nur bei
der GRS, sondern offenbar auch bei anderen Nutzern und dem Programmentwickler
selbst – Kenntnisdefizite über die zugrundeliegenden Ursachen und es fehlt eine aus-
reichende Dokumentation und Benutzerunterstützung. Hier wäre eine noch bessere in-
ternationale Kooperation der Nutzer und Entwickler hilfreich. Möglicherweise können
mit der inzwischen verfügbaren neueren Version MELCOR 2.1 Verbesserungen er-
reicht werden.

Positiv zu vermerken ist, dass es keine Hinweise auf möglicherweise fehlerhafte Er-
gebnisse vor den Abbrüchen gibt. Die Ergebnisse für die „in-vessel“-Phase sind in
Tab. 3.11 zusammengefasst. Zur Definition der Freisetzungsfaktoren in Tab. 3.11, sie-
he Abschnitt 3.3.6.

Tab. 3.11 Charakteristische Merkmale der analysierten DWR-Unfallabläufe bei Einwirkungen von außen (EVA) (alle Zeiten beziehen sich auf das einleitende Ereignis)

Unfallablauf	DWR-EVA-0	DWR-EVA-A	DWR-EVA-B	DWR-EVA-C
Allgemein				
BP	Leistungsbetrieb	Leistungsbetrieb	Leistungsbetrieb	Leistungsbetrieb
einleitendes Ereignis	Auslegungs- überschreitendes Erdbeben	Auslegungs- überschreitendes Erdbeben	Absturz eines großen Passagier- flugzeuges auf das Reaktorgebäude	Absturz eines großen Passagier- flugzeuges auf Notstromdiesel- gebäude, Schalt- anlagengebäude, Fremdnetz- transformator- gebäude, Ruck- sackgebäude
Über die Rech- nung gemittelte Nachzerfalls- leistung	27,26 MW	43,10 MW	37,74 MW	38,26 MW
Ende der Rechnung	8:54 h (vor RDB- Versagen)	5:11 h (vor RDB- Versagen)	8:27 h (vor RDB- Versagen)	8:03 h (vor RDB- Versagen)
RKL				
Beginn Kernfrei- legung (nach endgültiger Be- endigung der DS- Einspeisung)	4:57 h	2:17 h	3:24 h	4:46 h
Beginn Kern- schmelzen	4:32 h	0:36 h	4:00 h	3:15 h
Dauer der Kern- freilegung	1:03 h	2:02 h	2:43 h	0:51 h
FF aus dem Brennstoff / Schmelze IV: Xe	8,707E-1 (IV)	9,021E-1 (IV)	8,926E-1 (IV)	8,681E-1 (IV)
FF aus dem Brennstoff / Schmelze IV: I	8,689E-1 (IV)	8,997E-1 (IV)	8,912E-1 (IV)	8,656E-1 (IV)
FF aus dem Brennstoff / Schmelze IV: Cs	7,818E-1 (IV)	8,084E-1 (IV)	8,010E-1 (IV)	7,790E-1 (IV)
Anfangszustand des RKL	geschlossen	geschlossen	geschlossen	geschlossen

Unfallablauf	DWR-EVA-0	DWR-EVA-A	DWR-EVA-B	DWR-EVA-C
Kernabsturz ins untere Plenum	7:53 h	4:33 h	7:47 h	7:15 h
RDB-Durchschmelzen bei Nieder (ND)- oder Hochdruck (HD)	nicht berechnet	nicht berechnet	nicht berechnet	nicht berechnet
SHB				
max. Temperatur (Tendenz)	401,958 K (≈ gleichbleibend)	396,7967 K (≈ gleichbleibend)	786,8309 K (steigend)	399,1642 K (steigend)
Verhalten des RG/VS	intakt, Leckage und Filterwirkung auslegungsgemäß			
Wasserstoff				
produzierte Menge H ₂ im Kern	221,2 kg	513,8 kg	632,1 kg	644,3 kg
produzierte Menge H ₂ in den <i>cavities</i>	nicht berechnet	nicht berechnet	nicht berechnet	nicht berechnet
durch Rekos rekombinierte Menge H ₂	69,04 kg	381,5 kg	122,9 kg	459,2 kg
durch Verbrennungen rekombinierte Menge H ₂	0,0 kg	0,0 kg	0,0 kg	2,007 kg
konsumierte Menge H ₂ gesamt	69,04 kg	381,5 kg	122,9 kg	461,2 kg

Beginn der letzten Kernfreilegung

Im Falle dieser Größe ist zu berücksichtigen, dass der Kernzerstörungsprozess durch die Druckspeichereinspeisung unterbrochen wird, so dass der Kern mehrmals freigelegt wird. Die Möglichkeit der Einspeisung ergibt sich aus einem Druckabfall im PKL, der verschiedene Ursachen hat. So wird in den Abläufen 0, A und B eine PDE berücksichtigt. In Ablauf A sorgt das unterstellte Leck für eine schnellere Druckentlastung. Allein in Ablauf C ist weder ein Leck, noch eine PDE vorgesehen, jedoch kommt es hierbei zu einem Versagen der Hauptkühlmittelleitung, so dass auch hier eine Druckentlastung eintritt.

Hinsichtlich der ersten und der letzten Kernfreilegung ist Ablauf A derjenige, der einen auffälligen Wert zeigt. Das Verhältnis des Beginns der letzten Kernfreilegung zum Mit-

telwert des entsprechenden Wertes der anderen Abläufe beträgt etwa 0,5. Dies ist auf das Leck am Primärkreis in Ablauf A zurückzuführen, welches den Ablauf offenbar beschleunigt. Ferner ist ebenfalls Ablauf B im Vergleich zu den Abläufen 0 und A mit einem entsprechenden Verhältnis von etwa 0,7 auffällig, welche, wie Ablauf B einen initial intakten PKL aufweisen. Dies ist wahrscheinlich auf den hohen Leistungseintrag des Kerosinbrandes in den SB zurückzuführen. Dieser resultiert in einer höheren Temperatur im SB, so dass die Wärmeverluste über die RDB-Wandung geringer sind. Des Weiteren scheint die Ähnlichkeit der Zeiten in Ablauf 0 und C im Widerspruch zu dem Umstand zu stehen, dass in Ablauf C keine primärseitige Druckentlastung stattfindet. Dies ist dadurch zu erklären, dass in Ablauf C eine Hauptkühlmittelleitung versagt. Dieses Ereignis findet zwar signifikant später statt als die PDE im Ablauf 0, jedoch muss in Ablauf 0 das gesamte Druckspeicherinventar verdampft werden, wohingegen ein Teil des Inventars in Ablauf A durch das Leck direkt austritt. Somit kompensieren sich beide Umstände in etwa.

Dauer der Kernfreilegung

Die Dauer der Kernfreilegung bezieht sich auf die letzte Freilegung nach der letzten Druckspeichereinspeisung. Hierbei ist Ablauf A der Auffällige, welcher ein Verhältnis der Freilegungsdauer zum Mittelwert der anderen Abläufe von ca. 0,35 zeigt. Dies ist wiederum das Resultat aus dem Leck am Primärkreis in Ablauf A, durch welches Kühlmittelinventar aus den Druckspeichern den Primärkreis wieder verlässt.

Zeit zwischen Beginn der ersten Kernfreilegung und Kernschmelzen

Aufgrund der Überlegungen, die bereits in der Behandlung der Bezugsgröße der Freilegungsdauer angestellt worden sind, ist ersichtlich, dass auch im Falle der Zeit zwischen Beginn der ersten Kernfreilegung und dem Beginn des Kernschmelzens Ablauf A auffällig ist. Das Verhältnis dieser Zeit zu dem Mittelwert der restlichen Abläufe beträgt lediglich ca. 0,17. Dies ist, wie angedeutet, Resultat aus dem Leck am Primärkreis, welches zu einer erheblich kürzeren Dauer für die Kernfreilegung führt. Ferner ist der Unterschied zwischen den Abläufen 0 und B bemerkenswert, das entsprechende Verhältnis beträgt ca. 0,75. Der PKL ist in beiden Fällen in intaktem Zustand. Der Grund für den schnelleren Ablauf in Fall B dürfte der geringere Wärmeverlust über die PKL-Wandungen in den SHB sein, welcher durch die erhöhte Temperatur im SHB infolge des Kerosinbrandes zustande kommt.

4 Unfallanalysen für einen SWR (Arbeitspaket 3)

Die im Abschnitt 2.2.3 (NLB) und 2.3.2 (EVA) festgelegten Ereignisabläufe wurden mit MELCOR analysiert. Im vorliegenden Hauptband werden die Annahmen und Ergebnisse nachfolgend zusammenfassend dargestellt. Im Fachband 3 /GRS 15c/ befindet sich eine sehr detaillierte Auswertung und Diskussion der Ergebnisse für jeden einzelnen Ablauf.

4.1 Rechenmodell und Eingabedatensatz

Der MELCOR-Eingabedatensatz für den SWR entstammt dem Projekt „Sicherheitsanalytische Untersuchungen zu schweren Störfällen in SWR“ /GRS 98/) und ist konform mit der MELCOR-Version 1.8.3. Später ist dieser Datensatz an die Version 1.8.4 angepasst worden. In diesem vorliegenden Vorhaben ist der Datensatz derart verbessert worden, dass er den Erfordernissen der Version 1.8.6 genügt. Weiterhin sind Anpassungen durchgeführt worden, welche aufgrund geänderter Verhältnisse der Anlage notwendig geworden sind, so hat es beispielsweise eine Änderung des Brennelement-Typs gegeben. Daneben sind Änderungen bzw. Erweiterungen durchgeführt worden, die insbesondere für den Nichtleistungsbetrieb relevant sind, wie z. B. eine feinere Nodalisierung des Reaktorgebäudes, welches in einigen Betriebsphasen eine direkte Verbindung zum RDB hat.

Die Eingaben für die Kernmodellierung sind nahezu gänzlich neu aufgestellt worden. Diese Änderungen sind notwendig geworden, da der ursprüngliche Datensatz Kerneingaben beinhaltet hatte, die sich offenbar auf Brennelemente einer 9x9-Geometrie bezogen haben. Später sind diese in der realen Anlage auf andere Brennelemente umgestellt worden. Das Inventar an Radionukliden stammt aus Daten, die der Betreiber der SWR-Referenzanlage zu Verfügung gestellt hat.

Der konventionelle Teil der Anlage ist durch zwei zeitunabhängige Kontrollvolumina dargestellt, welche gewissermaßen den Speisewasserbehälter bzw. die Turbine darstellen. Hauptkondensator, Vorwärmung, Zwischenüberhitzung Kondensat- und Speisewasserpumpenanlage usw. sind durch die Zeitunabhängigkeit der beiden zuvor genannten Kontrollvolumina implizit modelliert.

Für einige Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebes befinden sich Wasserabscheider und Dampftrockner nicht mehr innerhalb des RDB, sondern im eigens dafür vorgesehenen Abstellbecken. Entsprechend ist der Separator mit seinem Netzwerk aus Strömungspfaden, das für die Analyse des Vollastbetriebes optimiert ist, vereinfacht worden.

Der Sicherheitsbehälter ist im ursprünglichen Datensatz als ausreichend fein nodalisiert angesehen worden, so dass dieser Teil des Eingabedatensatzes keine grundlegenden Änderungen erfahren hat.

Als Strömungspfade aus dem Sicherheitsbehälter hinaus stehen zur Verfügung das Venting, die Auslegungsleckage, das Überdruck-Versagen des Sicherheitsbehälter-Deckels, Schleusen und zwei Pfade, die bei ausreichender Schmelzeeinwirkung auf die untere Kalotte bzw. auf die Kabeldurchführungs-Ronden geöffnet werden. Letztere stellen vertikal stehende, zylindrische Stahlplatten dar (per Def. als „Ronden“ bezeichnet), die eine Schnittstelle zwischen Reaktorgebäude (RG) und Sicherheitsbehälter (SB) bilden. Diese Ronden werden bei Schmelzeeinwirkung schnell versagen, selbst unter Berücksichtigung einer Außenkühlung mit Wasser, so dass die nun deklarierte Verbindung geöffnet wird. Hier wird eine instantane Öffnung von vier Ronden vorgesehen, wenn die Schmelze zu dem Bereich vor diesen Ronden vorstößt. In der Tat existieren insgesamt 18 Ronden, wobei in erster Näherung eine azimutale Symmetrie besteht, so dass keine dieser Ronden gegenüber einer anderen ausgezeichnet ist.

Für die erste *cavity*, die von der Lagermauer der Montagemaschine umfasst wird, existieren, ähnlich wie im Falle des ebenfalls annähernd zylindrisch gestalteten biologischen Schildes im DWR, zwei Versagensmodi. Der erste bezieht sich auf den Schmelzespiegel in diesem Zylinder. Wird dieser größer als die Lagermauer-Oberkante, so wird die Schmelze, die sich darüber befindet, in die zweite *cavity* durch die versagenden Kabeldurchführungsronden übertragen. Der zweite Versagensmodus bezieht sich auf die radiale Betonerosion. Sollte diese bis ca. 0,1 m an die Außenfläche der Mauer vorangeschritten sein, so wird ebenfalls ein Versagen der *cavity* unterstellt. Hierbei würde unverzüglich die gesamte Schmelzemasse in die nächste *cavity* übertragen, die oberhalb des Steuerstabantriebsraumbodens vorhanden ist.

Die zweite *cavity* wird von der ausgesuchten Zone hinter den Kabeldurchführungsringen gebildet und ist Teil des Reaktorgebäudes. Ein Versagensmodus ist bei dieser nicht sinnvoll, da bereits durch Türen eine Verbindung zur Reaktorgebäudeumgebung hin entsteht. Jedoch wird nur eine maximale radiale Erosion von der Stärke der Reaktorgebäudeaußenwand berücksichtigt.

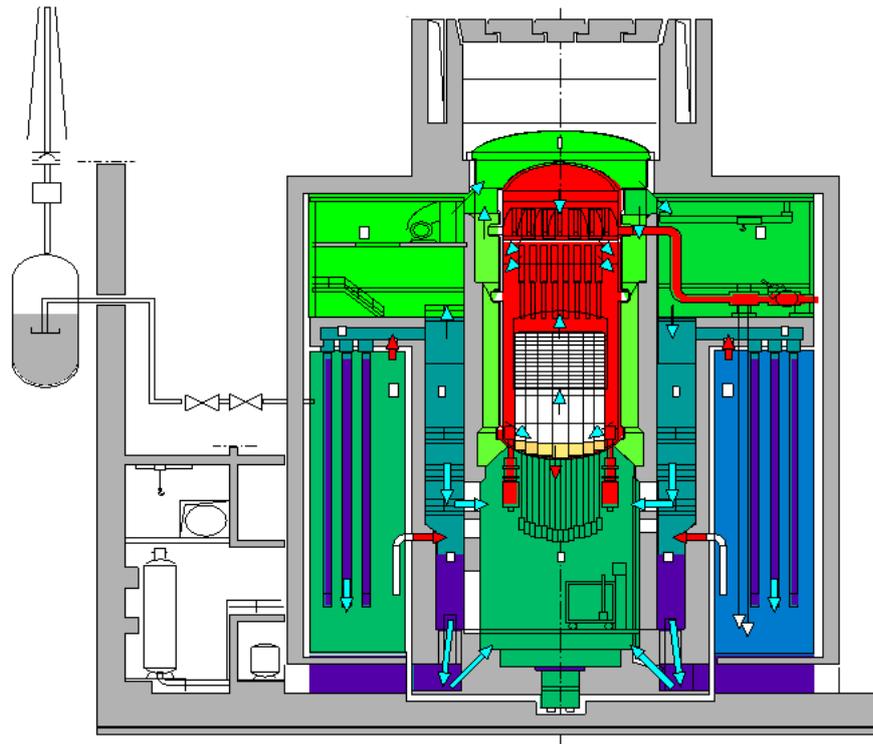


Abb. 4.1 Nodalisierung des Reaktordruckbehälters und des Sicherheitsbehälters für einen SWR

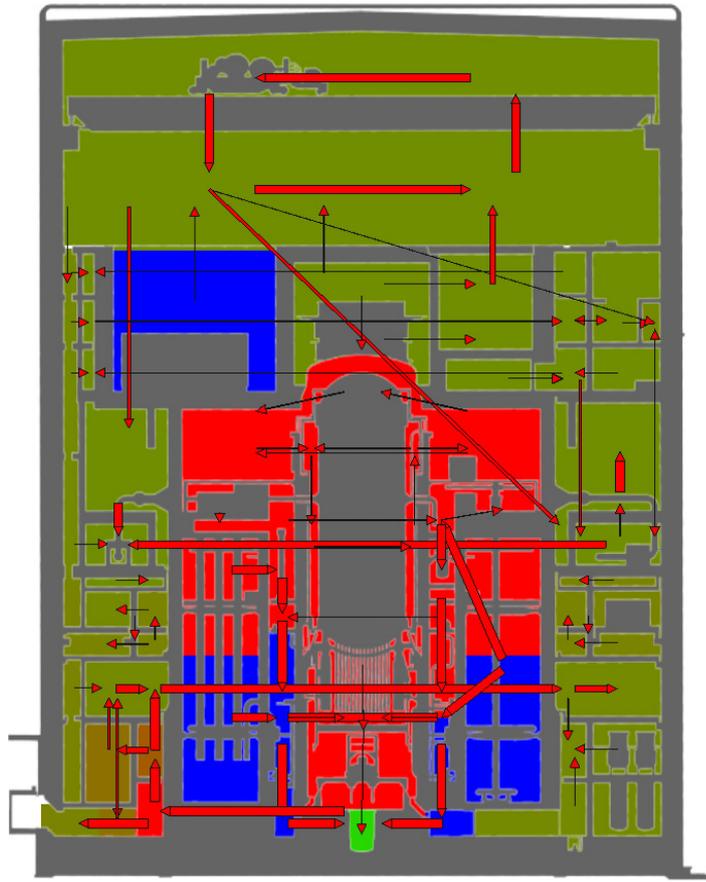


Abb. 4.2 Nodalisierung der Räume und Verbindungen innerhalb von Reaktor- gebäude und SHB für einen SWR

Bei Überdruck im Maschinenhaus öffnen die Klappen am Dach des Maschinenhauses. Weiterhin existieren Türen im RG-Keller, welche in unterirdische Raumbereiche führen. Daneben gibt es eine weitere Tür, welche vom Treppenhaus in einen Vorraum der Materialschleuse führt. Diese Pfade werden für Aerosole nicht als Pfade in die Umgebung berücksichtigt, da sie sich auf Strukturen ablagern oder durch die Bindung an Wasser ausgetragen werden. Im letzteren Falle, welches sich insbesondere auf die RG-Kellertüren bezieht, bleiben die Aerosole gebunden und gelangen nicht direkt in die Atmosphäre.

Die zu analysierende SWR-Anlage besitzt einen Satz an autokatalytischen Rekombinatoren mit dem Katalysator Palladium. Dieser Typ von Rekombinator bildet die Grundlage des Modells, welches die Abbauraten für das PAR-Paket in MELCOR berechnet. Aufgrund dieses Umstandes wird dieses Paket für die Funktion des Wasserstoffabbaus in Anspruch genommen, auch wenn es nicht in der Lage ist, den Abbau von CO zu berechnen.

Die Verteilung der Rekombinatoren ist einem COCOSYS-Datensatz entnommen worden, der im Rahmen des Projektes „Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan Phase 2“ (UM11R01560) erstellt worden ist, wobei eine genaue Betrachtung der Raumeinteilung vonnöten gewesen ist. Insgesamt sind nun 13 Räume (Kontrollvolumen) von 22 im SB mit Rekombinatoren ausgestattet.

Nach den Unfällen im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi sind im Rahmen eines Aktionsplans Rekombinatoren im Reaktorgebäude (siehe /BMU 14/) nachgerüstet worden. Da der GRS zum Zeitpunkt der Erstellung des Datensatzes keine Informationen zur Anzahl, des Typs und der sonstigen Leistungsparameter der verbauten Rekombinatoren vorlagen, konnte diese Nachrüstungen nicht mehr berücksichtigt werden.

4.2 Analysen der Rechenfälle im Nichtleistungsbetrieb

4.2.1 Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-A

Die Anlage befindet sich 15 h 50 min nach Abschaltung im Anlagenbetriebszustand 3a, wobei der RDB noch geschlossen ist, die Nachwärmeabfuhr über das modifizierte Abfahrkühlen geschieht und die Kondensationskammer nicht mehr inertisiert ist. Hierbei entnimmt das Nachkühlssystem (TH20) das Kühlmittel über den sog. „I-Stutzen“ aus dem RDB und führt es über den zweiteiligen Nachkühler in den RDB auf Höhe der Speisewasserstutzen zurück. Der Füllstand im RDB liegt hierbei zwischen 15,2 m und 15,8 m. Nun wird angenommen, dass eben dieses modifizierte Abfahrkühlen ausfällt. Um ein weiteres Abfahrkühlen zu gewährleisten, wird der RDB auf die Höhe oberhalb der Frischdampfleitungen geflutet und über diese das „gewöhnliche“ Abfahrkühlen betrieben. Das Fluten wird in den Analysen als erfolgreich angenommen.

In der ersten Variationsrechnung (V0) wird unterstellt, dass sich die Nachwärmeabfuhr nicht einrichten lässt, da die angeschlossenen Nachkühlketten von TH und ZUNA (TF, VE) nicht zur Verfügung stehen. Dies wäre beispielsweise gegeben, falls die entsprechenden Zwischen- oder Nebenkühlwasserpumpen nicht funktionsfähig sind. Entsprechend können diese Systeme ebenfalls nicht für das Kühlen der Kondensationskammer herangezogen werden. Notfallmaßnahmen zur Bespeisung des RDB werden nicht unterstellt. In der zweiten Variationsrechnung (V1) wird hingegen angenommen, dass sich bei den grundsätzlich verfügbaren Strängen TH10, TH30 und ZUNA, die Nachwärmeabfuhr über das gewöhnliche Abfahrkühlen nicht einrichten lässt, da sich

beispielsweise die notwendigen Ventile nicht verstellen lassen. Dies bedeutet, dass die Stränge dennoch für eine Kühlung der Kondensationskammer zur Verfügung stehen, wozu sie auch tatsächlich genutzt werden sollen. Weiterhin wird in V1 angenommen, dass die Sumpfrückförderpumpe TZ16 D002 verfügbar ist und Wasser aus dem SHB-Sumpf in die Kondensationskammer zurückfördern kann. Ein Schmelzeaustrag aus dem RDB unterbindet die Funktionsfähigkeit dieser Einrichtung dauerhaft.

Eine Druckentlastung mittels der S&E-Ventile und der diversitären Druckbegrenzungsventile ist als nicht verfügbar unterstellt. Entsprechend führen diese Randbedingungen in einen Hochdruckpfad, bei dem der RDB nicht bespeist werden kann und das Wasserinventar nach und nach in die gekühlte (V1) oder nicht gekühlte (V0) Kondensationskammer abgibt. Dadurch wird der Kern freigelegt und schmilzt ab. Später wird der RDB bei hohem Druck versagen und die Schmelze-Beton-Wechselwirkung beginnt im Steuerstabantriebsraum.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 4.1 gegeben.

Tab. 4.1 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-A

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	-15:50 h (V0, V1)	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme	0:00 h (V0, V1)	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	2:20:20 h (V0) 2:18:45 h (V1)	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m	10:22:55 h (V0) 10:21:41 h (V1)	4:27:55 h (V0) 4:01:40 h (V1)
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	14:50:50 h (V0) 14:23:20 h (V1)	
Beginn der Wasserstoffproduktion	10:36:46 h (V0) 10:45:09 h (V1)	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	12:21:33 h (V0) 12:40:12 h (V1)	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	13:15:57 h (V0) 13:34:39 h (V1)	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	16:16:54 h (V0) 16:31:24 h (V1)	

	Zeitpunkt	Dauer
Austrocknen unteres Plenum	21:09:25 h (V0) 19:27:30 h (V1)	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Steuerstabantriebsraum	23:14:10 h (V0) 24:13:53 h (V1)	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel > 1,036 m, radiale Erosion > 3,70 m, hier ersteres) → Angriff auf die Ronden → Versagen des SHB	43:08:02 h (V0) 24:40:20 h (V1)	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	23:48:35 h (V0) 24:36:40 h (V1)	
Ereignis, Phänomen: KoKa	Zeitpunkt	Dauer
Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	24:31:48 h (V0) -:-:- h (V1)	8:21:47 h (V0)
Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	32:53:35 h (V0) -:-:- h (V1)	
Erreichen der Siedetemperatur	43:08:13 h (V0) KoKa wird gekühlt (V1)	
relativer Wasserverlust nach Versagen des Sicherheitsbehälters (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 53,633 % (V0), 10,919 % (V1)	43:19:46 h (V0) 24:42:56 h (V1)	
relativer Wasserverlust durch Verdampfung ~18,630 %	49:10:00 h (V0) KoKa wird gekühlt (V1)	
Ende der Rechnung	336:20:00 h (V0) 340:09:24 h (V1)	

4.2.2 Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-B

Die Anlage befindet sich im Anlagenbetriebszustand 5a, wobei die Nachkühlung über das normale Abfahrkühlen über die Frischdampfleitung gewährleistet ist. Ferner ist der RDB-Deckel entfernt und der Flutkompensator gesetzt, welcher den Flutraum und den RDB gegen den Sicherheitsbehälter abdichtet. In dieser Situation kommt es nun zum Ausfall der Nachkühlung, ohne dass mit dem Fluten begonnen worden ist, entsprechend ist auch das Becken-Schwenkschütz geschlossen. Der Ausfall soll nun beide Nachkühlpumpen der Redundanzen TH10 und TH20 betreffen. Weiterhin stehen das ZUNA-System, die TH-HD-Pumpen und die YT/TE, sowie die Primärfüllpumpen nicht zur Verfügung. Ein solch kumulierter Ausfall mag durch einen *station blackout* hervor-

gerufen sein. Wenn zusätzlich die möglichen Notfallmaßnahmen als ausgefallen unterstellt werden, liegt ein vollständiger Ausfall der Bespeisung des RDB vor.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 4.2 gegeben.

Tab. 4.2 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-B

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	-43:28 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme	0:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	13:35:52 h	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m	19:18:01 h	12:04:00 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	31:22:02 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	20:29:35 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	21:51:43 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	22:20:15 h	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	28:16:23 h	
Austrocknen unteres Plenum	35:35:00 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Steuerstabantriebsraum	35:39:09 h	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel $> 1,036$ m, radiale Erosion $> 3,70$ m, hier ersteres) \rightarrow Angriff auf die Ronden \rightarrow Versagen des Sicherheitsbehälters	41:16:42 h	
Ereignis, Phänomen: SHB		
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	64:47:50 h (SHB offen)	
Ereignis, Phänomen: KoKa		
Erreichen der Siedetemperatur (327,172 K)	Siedetemp. wird bis zum Ende der Rechnung nicht erreicht	
Ende der Rechnung	333:20:01 h	

4.2.3 Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-C

Die Anlage befindet sich im Anlagenbetriebszustand 6b, wobei der RDB geöffnet und der Flutraum geflutet ist. Das Brennelementlagerbecken ist mit dem Flutraum verbunden und die Nachwärmeabfuhr wird über das Nachkühlsystem (TH20) gewährleistet, wobei es das Kühlmittel aus dem Flutraum bzw. dem Absetzbecken ansaugt und nach dem Transport durch die Nachkühler in die Speisewasserleitung zurückbefördert. Das System TH10 soll in Bereitschaft stehen, TH30 ist in Revision und damit unverfügbar. Dieser Anfangszustand entspricht dem des Ablaufes SWR-NLB-D („Leck am RDB-Boden durch fehlerhaften Ausbau einer ZUP“).

Der Flutkompensator verbindet den RDB dicht mit dem Flutraum. Der Flutkompensator soll als auslösendes Ereignis eine Leckage an der Dichtung zum RDB mit einem Anfangsmassenstrom von etwa 70 kg/s aufweisen. Dadurch fällt der Füllstand im Flutraum und im BE-Lagerbecken bis zu den Ansaugstutzen der Nachkühlsysteme. Sobald die entsprechenden Füllstände erreicht werden, fallen die Systeme durch Ansaugen von Luft aus. Das Schwenkschütz wird direkt bei Ereignisbeginn geschlossen, um einen Schaden im Lagerbecken zu verhindern. Die Hauptschleuse wird auch geschlossen, um einen Verlust von Kühlmittel in das Reaktorgebäude zu verhindern.

Um das Ausmaß des Kühlmittelverlustes zum Steuerstabsantriebsraum zu begrenzen, wird ein S&E-Ventil geöffnet, so dass der größte Teil des Kühlmittels in die Kondensationskammer gelangt. Diese Prozedur ist bis zu einem Füllstand möglich, der der Höhe der Frischdampfleitung entspricht. Da das Leck am Flutkompensator sich oberhalb der Frischdampfleitung befindet, ist der Kühlmittelverlust damit beendet und die Nachwärmeabfuhr soll wieder eingerichtet werden. Es wird nun aber angenommen, dass die Systeme zur NWA unverfügbar sind, so dass lediglich noch eine Nachspeisung der Verdampfungsrate aus dem RDB einen Kernschaden abwenden könnte. Es stehen verschiedene Systeme (Primärfüllpumpen, YT, TE) und Notfallmaßnahmen hierfür zur Verfügung, welche aber sämtlich als unverfügbar angenommen werden. Entsprechend wird das Inventar aus dem RDB ausdampfen, so dass der Kern nach und nach freigelegt wird. Da nun alle Systeme zur NWA als unverfügbar angenommen werden, inklusive der Einspeisefähigkeit, wird davon ausgegangen, dass die entsprechenden Pumpen nicht funktionsfähig sind oder nicht angefordert werden. Dies bedeutet auch, dass für das Kühlen der Kondensationskammer kein System zur Verfügung steht.

Das aus dem Leck am Flutkompensator austretende Wasser gelangt letztlich in den unteren Bereich des Sicherheitsbehälters und wird dort von der Sumpfrückförderpumpe in die KoKa zurückbefördert.

Während der Kernzerstörung ist ein Übertrag von Wasser aus dem Brennelementlagerbecken in den RDB vorgekommen. Dadurch ist ein Szenario mit einer vorübergehenden Überflutung eines teilzerstörten Kerns entstanden.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 4.3 gegeben.

Tab. 4.3 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-B

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	-200:21 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme	0:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	24:36:37 h	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m Der zweite Wert bezieht sich auf die erneute Freilegung nach der Flutung.	26:19:37 h 32:44:13 h	15:43:16 h 9:18:40 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	42:02:53 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	27:54:14 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	30:06:28 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	30:46:19 h	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	52:35:48 h	
Austrocknen unteres Plenum	63:43:46 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Steuerstabantriebsraum	64:07:43 h	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel $> 1,036$ m, radiale Erosion $> 3,70$ m, hier ersteres \rightarrow Angriff auf die Ronden \rightarrow Versagen des Sicherheitsbehälters	67:40:10 h	

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: SHB		
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	119:26:5 h (SHB offen)	
Ereignis, Phänomen: KoKa	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur (326,066 K)	Siedetemperatur wird bis zum Rechenende nicht erreicht	
Ende der Rechnung	333:20:00 h	

4.2.4 Analyse des Unfallablaufs SWR-NLB-D

Die Anlage befindet sich im Anlagenbetriebszustand 6b, wobei der RDB geöffnet und der Flutraum geflutet ist. Das Brennelementlagerbecken ist mit dem Flutraum verbunden und die Nachwärmeabfuhr wird über das Nachkühlsystem (TH20) gewährleistet, wobei es das Kühlmittel aus dem Flutraum bzw. dem Absetzbecken ansaugt und nach dem Transport durch die Nachkühler in die Speisewasserleitung zurückbefördert. Das System TH10 soll in Bereitschaft stehen, TH30 ist in Revision und damit unverfügbar. Dieser Anfangszustand entspricht dem des Ablaufes SWR-NLB-D („Leck am RDB-Boden durch fehlerhaften Ausbau einer ZUP“).

Der Flutkompensator verbindet den RDB dicht mit dem Flutraum. Der Flutkompensator soll als auslösendes Ereignis eine Leckage an der Dichtung zum RDB mit einem Anfangsmassenstrom von etwa 70 kg/s aufweisen. Dadurch fällt der Füllstand im Flutraum und im BE-Lagerbecken bis zu den Ansaugstutzen der Nachkühlsysteme. Sobald die entsprechenden Füllstände erreicht werden, fallen die Systeme durch Ansaugen von Luft aus. Das Schwenkschütz wird direkt bei Ereignisbeginn geschlossen, um einen Schaden im Lagerbecken zu verhindern. Die Hauptschleuse wird auch geschlossen, um einen Verlust von Kühlmittel in das Reaktorgebäude zu verhindern.

Um das Ausmaß des Kühlmittelverlustes zum Steuerstabsantriebsraum zu begrenzen, wird ein S&E-Ventil geöffnet, so dass der größte Teil des Kühlmittels in die Kondensationskammer gelangt. Diese Prozedur ist bis zu einem Füllstand möglich, der der Höhe der Frischdampfleitung entspricht. Da das Leck am Flutkompensator sich oberhalb der Frischdampfleitung befindet, ist der Kühlmittelverlust damit beendet und die Nachwärmeabfuhr soll wieder eingerichtet werden. Es wird nun aber angenommen, dass die

Systeme zur NWA unverfügbar sind, so dass lediglich noch eine Nachspeisung der Verdampfungsrate aus dem RDB einen Kernschaden abwenden könnte. Es stehen verschiedene Systeme (Primärfüllpumpen, YT, TE) und Notfallmaßnahmen hierfür zur Verfügung, welche aber sämtlich als unverfügbar angenommen werden. Entsprechend wird das Inventar aus dem RDB ausdampfen, so dass der Kern nach und nach freigelegt wird. Da nun alle Systeme zur NWA als unverfügbar angenommen werden, inklusive der Einspeisefähigkeit, wird davon ausgegangen, dass die entsprechenden Pumpen nicht funktionsfähig sind oder nicht angefordert werden. Dies bedeutet auch, dass für das Kühlen der Kondensationskammer kein System zur Verfügung steht.

Das aus dem Leck am Flutkompensator austretende Wasser gelangt letztlich in den unteren Bereich des Sicherheitsbehälters und wird dort von der Sumpfrückförderpumpe in die KoKa zurückbefördert.

Während der Kernzerstörung ist ein Übertrag von Wasser aus dem Brennelementlagerbecken in den RDB vorgekommen. Dadurch ist ein Szenario mit einer vorübergehenden Überflutung eines teilzerstörten Kerns entstanden.

Eine Zusammenstellung der wesentlichen Phänomene und die zugehörigen Zeitpunkte sind in Tab. 4.4 gegeben.

Tab. 4.4 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-D

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	-200:21:00 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme	0:00 h	
Austrocknung des Kernvolumens des RDB	3:16:40 h	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m	3:09:28 h	0:11:49 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	3:21:16 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	4:20:50 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	4:14:51 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung, Ring 1)	5:56:43 h	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	6:40:09 h	
Austrocknen unteres Plenum	10:17:30 h	

	Zeitpunkt	Dauer
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Steuerstabantriebsraum	11:14:19 h	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel > 1,036 m, radiale Erosion > 3,70 m, hier ersteres → Angriff auf die Ronden → Versagen des Sicherheitsbehälters	23:57:26 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	SHB offen	
Ereignis, Phänomen: KoKa	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur	Siedebedingungen werden nicht erreicht	
relativer Wasserverlust bei Versagen des Sicherheitsbehälters (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 0,0 %	SHB offen	
relativer Wasserverlust in die Atmosphäre (bez. auf d. Anfangsinv.): 46,3 %	SHB offen	
Ende der Rechnung	336:20:00 h	

4.2.5 Zusammenfassung der Analysen bei NLB für einen SWR

Zusammenfassung der Analysen bei NLB für einen SWR

Die Tab. 4.5 enthält nun zusammenfassend charakteristische Ergebnisse der Unfallanalysen mit MELCOR für NLB im SWR. In dieser Tabelle enthaltene Zeitangaben beziehen sich auf das einleitende Ereignis. Im Anschluss an die Tabelle findet eine Diskussion der Ergebnisse statt.

Freisetzungsfaktoren in Tab. 4.5:

1. Freisetzung *aus* dem Brennstoff bzw. aus der Schmelze:
Allg. Definition: Verhältnis der aus dem Brennstoff bzw. aus der Schmelze freigesetzte Radionuklidmassen zu dem jeweiligen Ursprungsinventar
2. Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf (RKL), Druckkammer (DK), Kondensationskammer (KoKa):

Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die (am Ende der Rechnung) in den Raumbereichen verblieben sind zu denen, die aus der Schmelze freigesetzt sind.

Spezielle Definition für Abläufe mit Venting A (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die (am Ende der Rechnung) in den Raumbereichen zurückgeblieben sind abzüglich der Massen, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangt sind, zu denen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind.

3. Rückhaltung im Sicherheitsbehälter (SHB, SB):

Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die (am Ende der Rechnung) im Sicherheitsbehälter zurückgeblieben sind zu denen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind. Dies entspricht der Summe aus den Rückhaltefaktoren in oben genannten Raumbereichen (Reaktorkühlkreislauf, Druckkammer, Kondensationskammer).

Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die (am Ende der Rechnung) im Sicherheitsbehälter zurückgeblieben sind, abzüglich der Massen, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangt sind, zu denen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind. Dies entspricht der Summe aus den Rückhaltefaktoren in oben genannten Raumbereichen (Reaktorkühlkreislauf, Druckkammer, Kondensationskammer).

4. Freisetzung in das Reaktorgebäude (RG):

Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die in das Reaktorgebäude eingetreten sind zu jenen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind.

Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die in das Reaktorgebäude eingetreten sind zu jenen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind abzüglich jener, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangt sind.

5. Freisetzung aus dem Reaktorgebäude (RG):

Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind zu denen, die in das Reaktorgebäude eingetreten sind.

Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind, ohne jene, die aus dem Ventingsystem in die Umgebung gelangt sind, zu jenen, die aus der Schmelze freigesetzt worden sind, abzüglich der, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangen.

6. Freisetzung in die Umgebung (ATM) durch Leckage:
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die in die Umgebung gelangt sind zu denen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind.
Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die in die Umgebung gelangt sind abzüglich jener, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangt sind, zu denen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind.
7. Freisetzung in die Umgebung (ATM) durch das Ventingsystem:
Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die durch das System zur gefilterten Druckentlastung in die Umgebung gelangt sind, zu denen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind.
8. Rückhaltung in Raumbereichen außerhalb des Reaktorgebäudes (Hilfsanlagengebäude (HAG), nukleares Betriebsgebäude (NBG, NG), Maschinenhaus (MH)):
Allg. Definition: Verhältnis der Radionuklidmassen, die in den entsprechenden Raumbereichen (am Ende der Rechnung) verblieben sind zu jenen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind.
Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die in den entsprechenden Raumbereichen (am Ende der Rechnung) verblieben sind zu jenen, die aus dem Reaktorgebäude ausgetreten sind abzüglich derer, die das Reaktorgebäude durch das Ventingsystem verlassen haben.
9. Rückhaltung im Ventingfilter (VF):
Spezielle Definition für SWR-NLB-A mit Venting (V0): Verhältnis der Radionuklidmassen, die im Ventingfilter zurückgehalten worden sind zu jenen Massen, die das Reaktorgebäude verlassen haben inklusive derjenigen, die in das Ventingsystem eingetreten sind.

Tab. 4.5 Charakteristische Merkmale der analysierten SWR-Unfallabläufe im NLB

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
Allgemein				
ABZ	ABZ 3a	ABZ 5a	ABZ 6b	ABZ 6b
Einleitendes Ereignis	Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens	Ausfall der Nachwärmeabfuhr bei geöffnetem RDB	Leck am Flutkompensator	Leck am RDB-Boden durch Ausbau einer KUP, Leckquerschnittsfläche: 154 cm ² , Anfangsleckmassenstrom: 300 kg/s
über die Rechnung gemittelte Nachzerfallsleistung	11,58 MW	10,61 MW	7,893 MW	7,893 MW
RKL				
Beginn Kernfreilegung:	10:23 (V0) 10:22 h (V1)	19:18 h	26:20 h, 32:44 h (nach Wiederflutung)	3:09 h
Beginn Kernschmelzen:	13:16 h (V0) 13:35 h (V1)	22:20 h	30:46 h	5:57 h
FF aus Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: Xe	9,682E-1 (IV, V0) 2,220E-2 (EV, V0) 9,495E-1 (IV, V1) 4,974E-2 (EV, V1)	9,926E-1 (IV) 7,127E-3 (EV)	9,908E-1 (IV) 8,972E-3 (EV)	9,954E-1 (IV) 3,970E-3 (EV)
FF aus Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: I	9,050E-1 (IV, V0) 7,789E-2 (EV, V0) 8,451E-1 (IV, V1) 1,527E-1 (EV, V1)	9,769E-1 (IV) 2,184E-2 (EV)	9,754E-1 (IV) 2,366E-2 (EV)	9,813E-1 (IV) 1,666E-2 (EV)
FF aus Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: Cs	8,506E-1 (IV, V0) 3,293E-2 (EV, V0) 8,218E-1 (IV, V1) 7,254E-2 (EV, V1)	8,867E-1 (IV) 8,248E-3 (EV)	8,847E-1 (IV) 1,035E-2 (EV)	8,900E-1 (IV) 4,655E-3 (EV)
Anfangszustand RKL	geschlossen	offen	offen	offen
Kernabsturz ins untere Plenum	16:17 h (V0) 16:30 h (V1)	28:16 h	52:36 h	6:40 h
RDB-Durchschmelzen, Nieder- (ND), Hochdruck (HD)	23:14 h (HD, V0) 24:14 h (HD, V1)	35:39 h (ND)	64:08 h (ND)	11:14 h (ND)
Zeit zw. Kernabsturz u. Versagen des RDB	6:57 h (V0) 7:44 h (V1)	7:23 h	11:32 h	4:34 h

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
RHF RKL: Xe	7,005E-5 (V0) 1,199E-7 (V1)	3,424E-7	4,969E-7	5,496E-7
RHF RKL: I	8,337E-3 (V0) 1,401E-3 (V1)	2,430E-2	6,841E-3	4,318E-2
RHF RKL: Cs	6,991E-1 (V0) 6,924E-1 (V1)	1,517E-1	6,449E-2	1,993E-1
SHB				
RHF: DK, KK: Xe	2,124E-4 (KK, V0) 1,409E-4 (DK, V0) 2,844E-1 (KK, V1) 1,358E-6 (KK, V1)	1,037E-4 (KK) 3,797E-6 (DK)	4,224E-6 (KK) 4,102E-6 (DK)	4,223E-3 (KK) 4,689E-6 (DK)
RHF: DK, KK: I	3,668E-1 (KK, V0) 1,619E-1 (DK, V0) 5,685E-1 (KK, V1) 1,694E-1 (DK, V1)	1,934E-4 (KK) 8,152E-3 (DK)	1,099E-2 (KK) 1,108E-2 (DK)	2,201E-3 (KK) 9,460E-3 (DK)
RHF: DK, KK: Cs	1,244E-1 (KK, V0) 3,304E-2 (DK, V0) 1,826E-1 (KK, V1) 4,679E-2 (DK, V1)	1,314E-4 (KK) 4,050E-3 (DK)	1,140E-2 (KK) 9,824E-3 (DK)	2,434E-3 (KK) 5,364E-3 (DK)
max. Temperatur	608,6043 K (V0) 604,1893 K (V1)	506,433 K	466,995 K	443,45 K
höchste Temp. um Belade- decken vor SHB- Versagen	493,58 K (V0) 420,26 K (V1)	nicht relevant	nicht relevant	nicht relevant
Dauer des Ventings	8:22 h (V0) --:--:-- h (V1)	--:--:-- h	--:--:-- h	--:--:-- h
mech. Zustand	4v18 Ronden von Schmelze überflos- sen nach 43:03 h (V0) 24:34 h (V1)	4v18 Ronden von Schmelze über- flossen nach 41:17 h	4v18 Ronden von Schmelze überflos- sen nach 67:40 h	4v18 Ronden von Schmelze überflos- sen nach 23:57 h
RHF SHB: Xe	3,694E-4 (V0) 2,844E-1 (V1)	1,078E-4	9,048E-6	4,228E-3
RHF SHB: I	5,287E-1 (V0) 7,391E-1 (V1)	1,556E-2	2,938E-2	2,823E-2
RHF SHB: Cs	1,756E-1 (V0) 2,430E-1 (V1)	7,977E-3	2,676E-2	1,447E-2
Reaktor- gebäude (RG)				
FF <i>in</i> RG: Xe	9,996E-1 (V0) 7,156E-1 (V1)	9,999E-1	1,0	9,958E-1
FF <i>in</i> RG: I	4,630E-1 (V0) 2,595E-1 (V1)	9,602E-1	9,638E-1	9,285E-1

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
FF in RG: Cs	1,253E-1 (V0) 6,469E-2 (V1)	8,403E-1	9,088E-1	7,863E-1
FF aus RG: Xe	9,996E-1 (V0) 9,999E-1 (V1)	9,999E-1	9,999E-1	9,996E-1
FF aus RG: I	9,575E-1 (V0) 7,261E-1 (V1)	3,788E-1	3,791E-1	4,479E-2
FF aus RG: Cs	9,772E-1 (V0) 7,157E-1 (V1)	3,513E-1	3,622E-1	2,607E-2
Umgebung (HG, MH, NBG, ATM)				
FF in ATM durch VS, L: Xe	9,986E-1 (VS, V0) 1,228E-3 (L, V0) 0,0 (VS, V1) 9,968E-1 (L, V1)	0,0 (VS) 9,990E-1 (L)	0,0 (VS) 9,975E-1 (L)	0,0 (VS) 9,331E-1 (L)
FF in ATM durch VS, L: I	5,339E-5 (VS, V0) 1,343E-1 (L, V0) 0,0 (VS, V1) 3,629E-1 (L, V1)	0,0 (VS) 1,262E-1 (L)	0,0 (VS) 9,994E-2 (L)	0,0 (VS) 2,906E-1 (L)
FF in ATM durch VS, L: Cs	2,333E-5 (VS, V0) 4,616E-2 (L, V0) 0,0 (VS, V1) 2,964E-1 (L, V1)	0,0 (VS) 9,997E-2 (L)	0,0 (VS) 8,697E-2 (L)	0,0 (VS) 1,557E-1 (L)
RHF: VF, MH, HG, NBG: Xe	0,0 (VF, V0) 1,129E-3 (MH, V0) 2,860E-2 (HG, V0) 6,662E-2 (NG, V0) 0,0 (VF, V1) 3,187E-3 (MH, V1) 6,291E-7 (HG, V1) 1,880E-6 (NG, V1)	0,0 (VF) 9,633E-4 (MH) 1,311E-5 (HG) 2,010E-5 (NG)	0,0 (VF) 2,401E-3 (MH) 1,846E-5 (HG) 3,805E-5 (NG)	0,0 (VF) 3,191E-3 (MH) 1,917E-2 (HG) 4,453E-2 (NG)
RHF: VF, MH, HG, NBG: I	5,334E-2 (VF, V0) 1,616E-2 (MH, V0) 1,221E-3 (HG, V0) 2,148E-3 (NG, V0) 0,0 (VF, V1) 1,670E-1 (MH, V1) 3,533E-7 (HG, V1) 1,410E-6 (NG, V1)	0,0 (VF) 6,253E-1 (MH) 7,083E-6 (HG) 2,111E-5 (NG)	0,0 (VF) 8,084E-1 (MH) 4,988E-6 (HG) 3,488E-5 (NG)	0,0 (VF) 4,339E-1 (MH) 1,333E-2 (HG) 2,482E-2 (NG)
RHF: VF, MH, HG, NBG: Cs	2,449E-2 (VF, V0) 5,854E-3 (MH, V0) 7,776E-4 (HG, V0) 1,452E-3 (NG, V0) 0,0 (VF, V1) 1,338E-1 (MH, V1) 4,929E-7 (HG, V1) 2,150E-6 (NG, V1)	0,0 (VF) 6,279E-1 (MH) 8,053E-6 (HG) 2,467E-5 (NG)	0,0 (VF) 8,170E-1 (MH) 5,638E-6 (HG) 4,277E-5 (NG)	0,0 (VF) 4,611E-1 (MH) 7,900E-3 (HG) 1,080E-2 (NG)
Wasserstoff				
produzierte Menge im Kern	1073 kg (V0) 1044 kg (V1)	1001 kg	1471 kg	240,1 kg

Unfallablauf	SWR-NLB-A	SWR-NLB-B	SWR-NLB-C	SWR-NLB-D
produzierte Menge in den cavities	1288 kg (V0) 1799 kg (V1)	1620 kg	1325 kg	1817 kg
produzierte Menge gesamt	2371 kg (V0) 2844 kg (V1)	2621 kg	2796 kg	2057 kg
durch Rekos rekombinierte Menge	290,2 kg (V0) 251,3 kg (V1)	186,0 kg	320,5 kg	491,1 kg
durch Verbrennungen rekombinierte Menge	215,0 kg (V0) 376,3 kg (V1)	484,6 kg	425,0 kg	387,8 kg
konsumierte Menge gesamt	505,3 kg (V0) 627,6 kg (V1)	670,5 kg	745,5 kg	878,9 kg
Anteil der Zirkoniumdioxidmasse, die mit Wasserdampf reagiert hat	~1 (V0)	~1	0,9627	0,3669

Anmerkung: alle Zeiten beziehen sich auf das einleitende Ereignis

4.2.5.1 Zeitverläufe

Beginn bzw. Dauer der Kernfreilegung

Der Zeitpunkt hängt vor allem davon ab, wieviel Wasser im RDB bei Beginn des Ereignisses verfügbar ist bzw. verfügbar bleibt. Sehr wenig Wasser ist verfügbar bei einem Leck am RDB-Boden (ca. 3 h bis zur Kernfreilegung), erhebliche Wassermenge ist verfügbar, wenn der RDB weitgehend geflutet ist oder zwischenzeitlich noch Wasser eingespeist wird (im Bereich von ca. 10 h bis 20 h), sehr viel Wasser ist verfügbar, wenn der RDB mit dem Flutraum verbunden und dieser gefüllt ist (ca. 30 h).

Die Dauer der Kernfreilegung ist in Ablauf C durch eine Wiederflutung des RDB mit einem Teil des Wasserinventars des BE-Lagerbeckens deutlich verzögert. Im Ablauf D kommt es zu einer sehr frühen Freilegung, da der RDB ein Leck auf Höhe der Pumpenwellendurchführungen aufweist.

Zeitdauer vom Beginn der Kernfreilegung bis zum Beginn des Kernschmelzens

In den vier berechneten Fällen dauert es etwa gleich lang, im Bereich von etwa 3 h bis 4 h vom Beginn der Kernfreilegung bis zum Beginn des Kernschmelzens.

Zeitdauer vom Beginn des Kernschmelzens bis zum Kernabsturz ins untere Plenum

Ohne Wiederflutung vergehen 3 h bis 6 h zwischen dem Beginn des Kernschmelzens und dem Kernabsturz ins untere Plenum. Bei dem Fall mit Wiederflutung umfasst dieser Zeitraum 48 h 49 min, welcher vollständig von den Annahmen über das Wiederfluten abhängt. Extrem kurz (ca. 45 min) ist die Zeitspanne, wenn ein Leck am RDB-Boden vorliegt.

Zeit zwischen Kernabsturz und RDB-Versagen

Diese Zeit dauert in den Fällen ohne Wiederflutung etwa 7 h, mit Wiederflutung (die jedoch lange vor dem Kernabsturz beendet ist) etwa 11 h 30 min, sowie beim RDB-Bodenleck etwa 4 h 30 min.

Zeit zwischen RDB-Versagen und Eintritt von Kernmaterial in das Reaktor-gebäude

Der Sicherheitsbehälter hat im Bereich der Ronden Schwachstellen gegen Schmelzeangriff. Die Ronden versagen, sobald Kernmaterial über die Abmauerung vor den Ronden strömt oder sobald die Abmauerung durcherodiert ist. In allen vier SWR-NLB-Rechenfällen gelangt so viel Kernmaterial in den Steuerstabantriebsraum, dass nach einer gewissen Dauer der Erosion (wodurch der Schmelzespiegel steigt) die Abmauerung überflutet wird, bevor die radiale Erosion kritisch wird. Dies geschieht minimal ca. 3 h 30 min nach RDB-Versagen und maximal ca. 20 h nach RDB-Versagen. Die unterschiedliche Zeitdauer hängt vor allem davon ab, ob sich im RDB zum Zeitpunkt seines Versagens bereits eine große Schmelzemasse gebildet hat. Dies trifft vor allem für Fälle zu, bei denen die Entwicklung im RDB relativ langsam verläuft, so dass der gesamte Brennstoff – und nicht nur der heißeste – beteiligt wird.

4.2.5.2 Sicherheitstechnisch relevante Aspekte

Drei der vier SWR-Rechenfälle für den NLB haben einen offenen RDB und folglich auch einen offenen Sicherheitsbehälter. Dementsprechend hoch sind auch die Freisetzungen dieser Fälle bereits in einer frühen Unfallphase. Je länger die Kernzerstörung hinausgezögert werden kann, desto später findet die Freisetzung statt. Sobald der Kern aber erst einmal schmilzt, bestehen keine unfallmildernden Umstände. Lediglich die großen Gebäudevolumina auf dem Freisetzungspfad, in denen eine gewisse Rückhaltung geschieht, dämpfen die Freisetzungen.

Der erste Fall (SWR-NLB-A) hat einen geschlossenen Sicherheitsbehälter und RDB. Dort kommt es infolge der mangelnden Wärmeabfuhr im Verlauf der Kernzerstörung zu einem Druckaufbau und zu einem frühzeitigen Venting, was zunächst noch begrenzte Radionuklidfreisetzungen bedeutet. Kurz darauf folgt dann jedoch das RDB-Versagen mit anschließendem Sicherheitsbehälter-Versagen infolge Schmelzeangriffs auf die Ronden.

Eine der wesentlichen Merkmale der Unfallabläufe besteht darin, dass nach dem Versagen des RDB mit hoher Wahrscheinlichkeit ein Versagen der Ronden infolge Schmelzeangriffs folgt. Der Versagensmodus ist entweder ein Überfließen der Abmauerungen im Steuerstabantriebsraum oder ein Durcherodieren derselben. Diese Versagensmodi unterscheiden sich im Zeitablauf, aber sie sind beide mit ähnlich schwerwiegenden Freisetzungen verbunden. Die Abmauerungen sind eine sinnvolle zusätzlich eingeführte Maßnahme, aber sie verzögern den Ereignisablauf nur, ohne ihn wesentlich zu verändern.

Der während der Kernzerstörung und bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung erzeugte Wasserstoff kann sehr wahrscheinlich zu Verbrennungen führen. Die vorhandenen Strukturen am Reaktorgebäude (z. B. das Dach) sind jedoch so massiv, dass mit erheblichen Schäden nicht zu rechnen ist, so dass kein weiterer Freisetzungspfad entstehen wird. Ferner besteht bereits ein ungefilterter Pfad in die Umgebung über die Berstelemente vom Reaktorgebäude zum Maschinenhaus und von dort über die Dachklappen in die Umgebung. Die Zerstörung des Sicherheitsbehälters infolge Schmelzeinwirkung ist sehr dominant.

Im Fall SWR-NLB-A ist der Sicherheitsbehälter geschlossen und er erfährt eine Druckbelastung. Es ist deshalb von Bedeutung, welche Temperatur er erreicht. Hierbei ist

der Ladedeckel aus Stahl die kritische Komponente, denn die übrigen Strukturen aus Beton sind insofern weniger gefährdet. Die Ladedeckeltemperatur steigt bis zum Versagen der Ronden am Sicherheitsbehälter-Boden im Fall A (V0) auf 493 K, bzw. im Fall V1 auf 420 K. Diese Temperaturen stellen keine Gefährdung der Strukturen dar. Es ist jedoch unklar, wie sich die aus organischem Weichstoff gefertigte Deckeldichtung bei auslegungsüberschreitenden Temperaturen verhält. Eine Leckage kann dabei nicht ausgeschlossen werden.

Es zeigt sich, dass es in der Analyse des Ablaufs A (V0) zu einer gefilterten Druckentlastung kommt. Diese ist das Resultat aus dem Umstand, dass der SHB geschlossen ist und ein Wasserinventar von maximal $1,76 \cdot 10^5$ kg im Steuerstabantriebsraum vorhanden ist. Dieses Wasser stammt aus der Kondensationskammer und strömt durch Druckstöße infolge einiger Wasserstoffverbrennungen von dort über die Überströmrohre in den Steuerstabantriebsraum bzw. in seine Peripherie. Dieses Inventar verdampft nun durch den Eintrag von Schmelze aus dem versagenden Reaktordruckbehälter schnell, so dass sich ein signifikanter Druck aufbauen kann, welcher durch die Kondensationskammer, die zu diesem Zeitpunkt lediglich über einen Siedeabstand von 10,30 K verfügt, nicht mehr effektiv abgebaut werden kann. Für die Analyse des Ablaufs A (V1) wird die Verfügbarkeit der TZ16-Sumpfrückförderpumpe angenommen, so dass zu dem Zeitpunkt des Schmelzeintrags in den Steuerstabantriebsraum kein Wasserinventar mehr vorhanden ist und es folglich zu keinem Druckaufbau kommt.

Hinsichtlich der Produktion von Wasserstoff im Kern sind die Abläufe A und B vergleichbar, C hingegen zeigt eine deutlich größere Masse und D eine erheblich kleinere. Bei Ablauf C kommt es zu einer Wiederflutung des RDB während der Kernzerstörung, so dass der Prozess eine deutlich längere Zeit in Anspruch nimmt, welches wiederum zu einem erhöhten Maß an Aufschluss der Kernstrukturen führt, so dass diese oxidieren können. Aufgrund der Anwesenheit von einem hohen Maß an Wasser und Dampf während dieser Phase kommt es wie auch in den Fällen A und B kaum zur Oxidation mit Luftsauerstoff.

Das sehr geringe Maß an produziertem Wasserstoff in Ablauf D ist durch den Umstand erklärbar, dass der RDB schnell sein Wasserinventar durch das RDB-Bodenleck verliert, so dass nur eine geringe Menge an Wasserdampf während der Kernzerstörung anwesend ist. Entsprechend ist der Luftsauerstoff überwiegender Partner der Zirkoniumoxidation. Das durch den Luftsauerstoff oxidierte Zirkonium steht dann nicht mehr für eine wasserstoffproduzierende Zirkonium-Wasserdampf-Reaktion zur Verfügung.

Hinsichtlich der in den *cavities* produzierten Wasserstoffmassen ist die relativ geringe Masse in Ablauf C durch die große Masse aus dem RDB erklärbar, da nur ein begrenztes Maß an Material übrig geblieben ist, das chemisch reagieren kann. Umgekehrt ist die geringe Zeit der „in-vessel“-Phase in Ablauf D der Grund für die deutlich größere Wasserstoffmasse aus den *cavities*. An der Gesamtmasse lässt sich dann jedoch ablesen, dass ein großer Teil der zur Verfügung stehenden Strukturen schon durch Luft-sauerstoff oxidiert ist und dieses Strukturmaterial auch nicht mehr in den *cavities* durch die Reaktion mit Wasserdampf zur Verfügung steht.

Ferner ist an der Masse aus den *cavities* auch die Dauer der Erosion mit für die produzierte Wasserstoffmasse verantwortlich. Da aus dem Beton stetig Armierungseisen erschlossen wird, kann dieses mit dem Wasserdampf aus der Schmelze reagieren. Da am Ende der Rechnungen die Betonerosion noch nicht beendet ist, sind auch die ausgewiesenen Wasserstoffmengen aus den *cavities* keine abschließenden Werte.

Hinsichtlich der Wasserstoffmasse, die mittels der autokatalytischen Rekombinatoren rekombiniert, fallen die niedrige Masse in Ablauf B und die hohe in Ablauf D auf. In letzterem Falle ist dies auf das schnelle Versagen des RDB zurückzuführen. Zwar ist der RDB-Deckel entfernt, da jedoch die untere Kalotte nach relativ kurzer Zeit versagt, findet die hauptsächliche Wasserstoffproduktion in den *cavities* statt. Der Wasserstoff gelangt in die Druckkammer, wo sich die Rekombinatoren befinden. In Ablauf C und B ist der RDB-Deckel ebenfalls entfernt, jedoch dauern die „in-vessel“-Phasen deutlich länger, wodurch eine signifikante Menge an Wasserstoff in das Reaktorgebäude gelangt, wo sich keine Rekombinatoren befinden.

Des Weiteren ist zu berücksichtigen, dass der Gesamtkonsum von Wasserstoff durch die Rekombinatoren nicht unabhängig von dem Gesamtkonsum von Wasserstoff durch Verbrennungen ist. Geschieht die Produktion von Wasserstoff mit einer hohen Rate, ist es eher möglich, dass die Zündkonzentration von 0,08 erreicht wird, so dass es zu Verbrennungen kommt. Die entsprechende Wasserstoffmasse kann dann nicht mehr im Rekombinator abgebaut werden. Ferner sind Verbrennungen in solchen Abläufen bevorzugt, in denen der Wasserstoff nicht in die Raumbereiche gegeben wird, die Rekombinatoren beinhalten. Demgemäß gibt es eine erhöhte Verbrennungsmasse in Ablauf B zu erwarten, da hier der RDB-Deckel entfernt ist, so dass Wasserstoff direkt in das Reaktorgebäude gegeben wird.

Die auffällig geringe Masse an verbranntem Wasserstoff in Ablauf A (V0) ist zum einen auf den hohen Dampfanteil im SB zurückzuführen, der zusammen mit dem Kohlenstoffdioxid über den größten Teil des Unfallablaufs eine inertisierende Konzentration aufweist. Zum anderen hat das hohe Dampfaufkommen dazu geführt, dass ein größerer Gasmassenstrom mit entsprechendem Wasserstoffanteil aus dem Reaktorgebäude in die Umgebung gelangt ist. Des Weiteren ist es in Ablauf A (V0) zu einer gefilterten Druckentlastung gekommen, welche ebenfalls Wasserstoff in die Umgebung befördert hat.

4.2.5.3 Radionuklidverhalten

Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze

Hinsichtlich der Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze während der „in-vessel“-Phase sind die absoluten Freisetzungen hinsichtlich der Elementklassen nach ihrer Flüchtigkeit gestaffelt. Die größte Freisetzung ist erwartungsgemäß bei den Edelgasen gegeben, gefolgt von Iod, welches über die Verbindung CsI ebenfalls recht flüchtig ist. Cäsium, welches hauptsächlich über CsOH freigesetzt wird, ist hingegen weniger flüchtig. Die Freisetzungen in den Abläufen B, C und D sind größer als die der Abläufe A (V0) und A (V1). Dies liegt u.a. an der Tatsache, dass in den Fällen B, C und D der RDB offen ist.

Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf (RKL)

Die Rückhaltung ist im Falle der Edelgase in allen Fällen erwartungsgemäß vernachlässigbar. Die Rückhaltung von Iod und Cäsium ist hingegen relevant. Im Ablauf C beträgt hier die Rückhaltung von Cäsium im Reaktorkühlkreislauf nur ca. 15 % der anderen Fälle. Dies liegt zum einen an der geringen Nachzerfallsleistung und zum anderen an dem durch die Wiederflutung verzögerten Kernzerstörungsprozess. Beide Umstände sorgen für ein relativ vollständiges Abschmelzen des Kerns. Ferner beeinflusst das Verdampfen des hier vergrößerten Wasserinventars den Transport aus dem RKL. Möglicherweise werden Aerosole, die sich bereits abgesetzt hatten, durch die Flutung des RDB und das erneute Verdampfen wieder aus dem RKL ausgetragen, die ohne Flutung dort verharren würden.

Weiterhin werden bei geschlossenem RDB die schwerer flüchtigen Elementklassen effektiver zurückgehalten. Es kommt während der „in-vessel“-Phase zu einem Austrag

über die diversitären Druckbegrenzungsventile, jedoch sind die Radionuklide gezwungen, einen Weg durch den RDB-Dom und die Frischdampfleitung zu durchlaufen, welches ein Absetzen begünstigt.

Rückhaltung im Sicherheitsbehälter

Drei der vier Rechenfälle für den SWR haben einen offenen RDB und einen offenen Sicherheitsbehälter. In diesen Fällen kann grundsätzlich keine erhebliche oder längerfristige Druckdifferenz auftreten, durch die Radionuklide in die KoKa verlagert werden können. Allerdings gibt es dennoch kurzfristige Druckspitzen z. B. durch Verbrennungen oder Ablagerungen von oben in die Kondensationsrohre, durch die die KoKa mit Nukliden kontaminiert wird. Daher sind die nachfolgenden Überlegungen zur Rückhaltung in der KoKa auch in den Fällen mit offenem Sicherheitsbehälter relevant.

Die Rückhaltung in der Kondensationskammer zeigt deutliche Unterschiede zu der in der Druckkammer und sie ist weiterhin sehr unterschiedlich für die einzelnen Abläufe. Dies hängt mit den komplexen Strömungsvorgängen zwischen den Räumen des SB und dem RDB zusammen. Im Einzelnen ist dies im Fachband 3 /GRS 15c/ beschrieben.

Freisetzung *in* das Reaktorgebäude

Im Falle der Freisetzung in das Reaktorgebäude ist zunächst zu erwähnen, dass der Bezug immer die aus der Schmelze freigesetzten Massen von Nukliden ist. Es lässt sich nun erkennen, dass die Freisetzungen für Ablauf B bis D mit offenem RDB für die verschiedenen Elementklassen weitestgehend vergleichbar sind. Lediglich Ablauf A (beide Versionen) zeigt deutlichere Unterschiede. Offensichtlich unterscheiden sich diese Fälle aufgrund des geschlossenen RDB im Fall A.

Hinsichtlich des Verhältnisses von Cäsium zu Iod lässt sich erkennen, dass die Werte in den Abläufen mit geschlossenem RDB gegenüber denen mit offenem RDB unterdrückt sind. Wenn der RDB geschlossen ist, verläuft die Freisetzung zunächst in den Primärkreis und die Kondensationskammer. Dabei besteht ein hohes Rückhaltepotenzial, wobei offenbar die Rückhaltung von CsOH effizienter ist als von CsI. Als Folge davon ist dann die spätere Freisetzung von Cs ins Reaktorgebäude relativ geringer als von Iod.

Ferner ist der Unterschied zwischen den beiden Varianten des Ablaufes A bemerkenswert. Dieser ist das Resultat aus einer geringfügig anderen Modellierung der Strukturmaterialien im unteren Plenum. In Ablauf A (V1) sind die korrekten Stützregeln hinsichtlich der Lagerung des Kerns auf den Steuerstabführungsrohren angewendet. In Version A (V0) ist dies nicht möglich gewesen.

Freisetzung *aus* dem Reaktorgebäude

Die Menge an Freisetzungen *aus* dem Reaktorgebäude wird normiert angegeben. Die Normierung erfolgt dabei bezogen auf die jeweiligen Nuklidmassen, die *in* das Reaktorgebäude freigesetzt werden und können daher Werte von 0 bis 1 annehmen.

Im Falle der Edelgase (Xe) ist die Freisetzung in allen Fällen vergleichbar und beinahe vollständig. Entsprechend ist das Reaktorgebäude für die Edelgase nahezu transparent, welches angesichts der bei einem geringen Differenzdruck von 10 kPa sich öffnenden Druckausgleichsklappen zwischen Reaktorgebäude und Maschinenhaus plausibel erscheint.

In den Fällen mit geschlossenen RDB geschieht der Austrag aus dem Reaktorgebäude später aber schneller als in den Fällen, bei denen schon von Anfang an eine Verbindung zwischen RDB und Reaktorgebäude bestanden hat. Ein Austrag in den geschlossenen Fällen geschieht durch das Versagen des Sicherheitsbehälters, welcher direkt mit dem Versagen von Türen einhergeht, die das RG mit einem unterirdischen Gangsystem verbindet. Somit kommt es zu einer relativ direkten Austragung *in* und *aus* dem Reaktorgebäude. In den offenen Abläufen werden dagegen bereits während der „in-vessel“-Phase Radionuklide in das Reaktorgebäude ausgetragen, die sich verteilen und ablagern können.

Auffällig ist weiterhin, dass Ablauf D ein geringes Maß an Freisetzung bzgl. der Aerosole zeigt. Dies ist Resultat aus einem geringeren Maß an verdampfendem Wasser, welches Aerosole aus dem Reaktorgebäude in die Umgebung bzw. in andere Raumbereiche verdrängen könnte, wie es in den anderen Abläufen mit offenem RDB der Fall ist.

Freisetzung in die Umgebung aus dem Reaktorgebäude

Im Falle der Freisetzungen in die Umgebung sind die Werte auf den Anteil bezogen, der das Reaktorgebäude verlassen hat.

Folgende Freisetzungspfade aus dem Reaktorgebäude sind in den MELCOR-Analysen grundsätzlich modelliert, wobei sich nicht alle Pfade in allen Abläufen öffnen:

1. Pfad aus dem RG durch Druckausgleichsklappen in das Maschinenhaus, aus dem Maschinenhaus durch Dachklappen in die Anlagenumgebung
→ Index ATM (Anlagenumgebung) für alle Elementklassen
2. Pfad aus dem RG durch Tür zwischen Treppenhaus und Vorraum der Materialschleuse. Falls diese nicht öffnet, kommt es lediglich über die Auslegungsleckage zur Freisetzung. Dieser Pfad wird ausschließlich im Falle der Edelgase für die Anlagenumgebung berücksichtigt.
→ Index ATM (Anlagenumgebung), nur für die Edelgase
3. Pfad aus dem RG in tiefgelegene Gänge. Dieser Pfad wird ausschließlich im Falle der Edelgase für die Anlagenumgebung berücksichtigt.
→ Index ATM (Anlagenumgebung), nur für die Edelgase
4. Pfad vom RG in das Hilfsanlagegebäude (Totraum)
5. Pfad vom RG in das Nukleare Betriebsgebäude (Totraum)

Die nachfolgend diskutierten Größen sind die Mengen an Radionukliden, die das Reaktorgebäude über die Pfade Pfad 1 bis 3 für die Edelgase und lediglich über den Pfad 1 für die Aerosole verlassen haben, bezogen auf die Summe der Freisetzungen über alle 1 bis 5 Pfade. Der in einigen Formeln verwendete Index „ATM“ bezieht sich auf die Pfade 1 bis 3, da sie in die Anlagenumgebung führen.

Der Grund für diese Festlegungen besteht darin, dass für die Edelgase letztlich keinerlei Rückhaltung möglich ist. Hinsichtlich der Aerosole sind Pfade in Toträume nicht berücksichtigt, bei denen die Aerosole wassergebunden sind oder sich an Strukturen ablagern.

Ablauf A (V1) ist auffällig. Das Verhältnis der Freisetzung des Cäsiums zu jener der restlichen Abläufe beträgt dabei etwa das Dreifache. Der Grund hierfür ist wiederum

der schnellere Ablauf der Freisetzung durch die Gebäude bei den Fällen nach Versagen des geschlossenen RDB.

In Ablauf C ist der freigesetzte Anteil von Iod auffällig gering. Dies korreliert mit einer im Vergleich zu den anderen Abläufen großen Rückhaltung im Maschinenhaus. Dies ist durch das großes Wasserinventar während der Kernzerstörung verursacht, das ins RG und von dort aus in das Maschinenhaus ausgetragen wird.

Rückhaltung im Maschinenhaus (MH), Nuklearen Betriebsgebäude (NBG) und Hilfsanlagengebäude (HAG)

Der Unterschied zwischen Ablauf D und den restlichen Abläufen ist von Interesse. Im Fall D versagt die Tür, die RG und HAG verbindet. Deshalb gelangt bei Ablauf D eine um Größenordnungen höhere Menge in das HAG als nur durch die Leckage bei geschlossener Tür. Der Grund für die Türöffnung besteht in Druckspitzen durch Wasserstoffverbrennungen, die heftiger sind als in anderen Fällen.

4.3 Analysen der Rechenfälle nach Einwirkungen von außen

4.3.1 Fall SWR-EVA-0; Basisfall: Station Blackout infolge Erdbeben ohne weitere Schäden an RKL, SHB, RG

Für die Analyse des Falles SWR-EVA-0 werden folgende Anfangsbedingungen unterstellt: Die Anlage befindet sich anfänglich im Leistungsbetrieb. Währenddessen ereignet sich in der Nähe der Anlage ein Erdbeben, dessen Intensität am Standort stark auslegungsüberschreitend ist. In Folge dessen kommt es zum Ausfall der gesamten Energieversorgung inklusive der Notstromversorgung bis auf jene Systeme, die mit der 220 V-Gleichstromschiene direkt oder indirekt verbunden sind. Infolge dessen ist keinerlei Bespeisung des RDB mehr möglich. Die RESA wird durch eine Unterspannung an der Eigenbedarfsschiene eingeleitet. Durch weitere Reaktorschutzmaßnahmen (Turbinenschnellschluss, Verblockung der Umleitstation, Abschluss der Frischdampfleitungen) steht die Hauptwärmesenke nicht mehr zur Verfügung. Somit steht lediglich die Kondensationskammer als Ersatzwärmesenke zur Verfügung. Es werden keine weiteren Schäden an RKL, SHB oder RG angenommen.

Durch den Kühlmittelverlust aus dem RKL über die S&E-Ventile bzw. diversitären Druckbegrenzungsventile wird das Wasserinventar und damit der Füllstand im RDB

reduziert. Infolgedessen wird u. a. der Frischdampf-Durchdringungsabschluss eingeleitet, sollte dieser nicht bereits durch andere Kriterien eingeleitet worden sein. Weiterhin wird die langsame automatische Druckentlastung (ADE) ausgelöst. Durch die begrenzte Batteriekapazität wird deren vollständiger Ausfall inklusive des Reaktorschutzes nach 3 h angenommen (eine höhere Kapazität wird in der nachfolgenden Variationsrechnung berücksichtigt), so dass auch die S&E-Ventile wieder schließen, da sie von den Haltemagneten nicht mehr gehalten werden können. Da die Vorsteuerventile ebenfalls wieder in die „Schließen“-Stellung fallen, fungieren die S&E-Ventile von da an lediglich noch als Druckbegrenzungsventile.

In Folge des Ausdampfens des RKL wird der Kern freigelegt, so dass der Kernzerstörungsprozess eingeleitet wird. Ferner ist in einem solchen Szenario nicht ausgeschlossen, dass die Speisewasser-Isolationsventile geöffnet bleiben und der RDB aus dem Speisewasserbehälter vorübergehend ohne Zutun der Betriebsmannschaft bespeist wird. Diese Wirkung soll anhand einer Variationsrechnung (V1) bewertet werden. In V1 wurden ferner neue Informationen zur Batteriekapazität berücksichtigt. Diese beträgt nun 8 h, im Gegensatz zu 3 h in V0. Die Basisrechnung soll mit V0 bezeichnet werden.

Nachstehend sind nun die wesentlichen Kenngrößen für den Unfallablauf aufgezeigt. Einen Gesamtüberblick verschafft dabei Tab. 4.6.

Tab. 4.6 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-0

Ereignis, Phänomen:	Zeitpunkt	Dauer
Reaktorschutz		
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h (V0, V1)	
erstes Öffnen S&E-Ventil	0:00:01 h (V0, V1)	
Frischdampf-Durchdringungsabschluss (über Füllstandskriterium LT3)	0:00:58 h (V0, V1)	
Einleiten der langsamen automatischen Druckentlastung LADE (über Füllstandskriterium LT3)	0:00:58 h (V0, V1)	
Einleiten der schnellen automatischen Druckentlastung SCHADE (über Kriterium LT3+200s)	0:04:18 h (V0, V1)	
Ende der Batteriekapazität	3:00:00 h (V0) 8:00:00 h (V1)	

Ereignis, Phänomen:	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor		
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h (V0, V1)	
SBO-Basisfall: kein zusätzlicher Schaden Bespeisungsbeginn in V1	--:--:-- h (V0) 0:05:40 h (V1)	
Ende der passiven Bespeisung über Differenzdruckkriterium zwischen SHB und Reaktorgebäude (Grenzwert P10)	0:40:49 h (V1)	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h (V0, V1)	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	bis Entleeren RDB permanenter Siedezustand	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand ≤ 8,986 m	0:01:32 h (V0) 0:01:31 h (V1)	0:08:02 h (V0) 0:58:42 h (V1)
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand ≤ 5,27596 m	0:09:34 h (V0) 1:00:12 h (V1)	
Beginn der Wasserstoffproduktion	0:01:10 h (V0, V1)	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	0:11:25 h (V0) 0:12:25 h (V1)	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	0:32:50 h (V0) 1:37:50 h (V1)	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	1:01:21 h (V0) 2:10:31 h (V1)	
Austrocknen unteres Plenum	2:30:20 h (V0) 4:39:50 h (V1)	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	2:32:20 h (V0) 5:02:53 h (V1)	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel > 1,036 m, radiale Erosion > 3,70 m, hier ersteres) → Angriff auf die Rondan → Versagen des SHB	02:36:35 h (V0) 18:43:14 h (V1)	
SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	8:19:36 h (V0) 12:51:40 h (V1)	

Ereignis, Phänomen:	Zeitpunkt	Dauer
KoKa		
Beginn der gefilterten Druckentlastung	6:40:15 h (V1),	12:03:00 h (V1)
Ende der gefilterten Druckentlastung	18:43:15 h (V1),	
Erreichen der Siedetemperatur	38:18:15 h (V0) 18:43:20 h (V1)	
relativer Wasserverlust bei Versagen des SHB (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 6,448 % (V0), 49,629 % (V1)	2:36:35 h (V0) 18:43:14 h (V1)	
relativer Verlust durch Verdampfung bis zum Rechenende (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 3,142 % (V0), 5,359 % (V1)	83:20:00 h (V0, V1)	
BE-Lagerbecken	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur	83:03:50 h (V0) Wird vor Ende der Rechnung nicht erreicht (V1)	
relativer Verlust durch Verdampfung bis zum Rechenende (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 3,529E-5 (V0)	83:20:00 h (V0, V1)	
RG, MH	Zeitpunkt	Dauer
Öffnen der Druckausgleichsklappen zw. RG und MH	2:36:38 h (V0) 18:43:15 h (V1)	
Öffnen der Klappen am Dach des Maschinenhauses	2:36:41 h (V0) 18:43:18 h (V1)	
Ende der Rechnung	83:20:00 h (V0, V1)	

4.3.2 Fall SWR-EVA-A; SWR-EVA-Basisfall und Abriss einer Speisewasserleitung

Für die Analyse des Falles SWR-EVA-A werden die gleichen Anfangsbedingungen unterstellt wie im Basisfall SWR-EVA-0. Zusätzlich kommt es in diesem Szenario (SWR-EVA-A) aufgrund von Schwingungen des RDB zu einem Abriss einer Speisewasserleitung, so dass ein Kühlmittelverlust in die Druckkammer eintritt. Durch den Kühlmittelverlust werden das Wasserinventar und damit der Füllstand im RDB reduziert. Infolgedessen wird beispielsweise der Frischdampf-Durchdringungsabschluss

eingeleitet, sollte dieser nicht bereits durch andere Kriterien eingeleitet worden sein. Bereits durch den Verlust der Hauptwärmesenke kann der produzierte Frischdampf nur noch durch das Leck oder die DDV bzw. S&E-Ventile aus dem RKL transportiert werden. Aufgrund des begrenzten Querschnittes des Lecks kann es kurzfristig zu einem hohen Druck kommen, welcher DDV und/oder S&E-Ventile ansprechen lässt. Weiterhin wird die Langsame automatische Druckentlastung (ADE) ausgelöst, welche den Druckabfall im RKL beschleunigt. Durch die ADE und evtl. durch die Druckbegrenzung der S&E- oder/und DDV wird Kühlmittel in die Kondensationskammer eingetragen. Durch das Leck wird daneben Kühlmittel in den Bereich des Steuerstabantriebsraumes eingetragen.

Die Folgen der auf 3 h begrenzten Batteriekapazität sind dieselben wie im Basisfall (S&E-Ventile schließen wieder), aber aufgrund des Lecks in der Speisewasserleitung ist diese Funktion für diesen Ablauf irrelevant.

Eine passive Einspeisung aus dem Speisewasserbehälter kann in diesem Fall ausgeschlossen werden, da es durch das Leck zu einem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter kommt, der schnell den Grenzwert für den Speisewasser-Isolationsabschluss erreicht.

Nachstehend sind nun die wesentlichen Kenngrößen für den Unfallablauf tabellarisch für jedes relevante Diagramm aufgezeigt. Einen Gesamtüberblick verschafft dabei Tab. 4.7.

Tab. 4.7 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-A

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktorschutz		
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h	
Erstes Öffnen S&E-Ventil	0:00:01 h	
Frischdampf-Durchdringungsabschluss Speisewasser-Isolationsabschluss (über Differenzdruckkriterium P10)	0:00:01 h	
Einleiten der langsamen automatischen Druckentlastung LADE (über Füllstandskriterium LT3)	0:00:27 h	
Einleiten der schnellen automatischen Druckentlastung SCHADE (über Kriterium LT3+200s)	0:03:47 h	

	Zeitpunkt	Dauer
Ende der Batteriekapazität	3:00:00 h	
Ereignis, Phänomen: Reaktor	Zeitpunkt	Dauer
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h	
Abriss Speisewasserleitung, Kühlmittelverlust	0:00:00 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	Bis zum Entleeren des RDB permanenter Siedezustand	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m	0:00:40 h	0:03:48 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	0:04:28 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	0:02:05 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	0:07:13 h	
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	0:27:03 h	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	1:00:14 h	
Austrocknen unteres Plenum	2:16:30 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	2:31:26 h	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montagemaschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lagermauer bei Schmelzespiegel $> 1,036$ m, radiale Erosion $> 3,70$ m, hier ersteres) \rightarrow Angriff auf die Ronden \rightarrow Versagen des Sicherheitsbehälters	6:49:52 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	1:13:15 h	
Ereignis, Phänomen: KoKa	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur	Sieden wird vor Rechnungsende nicht erreicht	
relativer Wasserverlust bei Versagen des SHB (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 9,648 %	6:49:52 h	
Verlust durch Verdampfung bis zum Rechenende (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 0,0 %	--:--:-- h	

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken		
Erreichen der Siedetemperatur: Siedetemperatur wird vor Ende der Rechnung nicht erreicht, maximale Temperatur: 373,2101 K	Sieden wird vor Rechnungsende nicht erreicht	
Verlust durch Verdampfung bis zum Rechenende (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 0,0 %	--:--:-- h	
Ereignis, Phänomen: RG, MH	Zeitpunkt	Dauer
Öffnen der Druckausgleichsklappen zw. RG und MH	6:49:54 h	
Öffnen der Klappen am Dach des Maschinenhauses	6:49:56 h	
Ende der Rechnung	83:20:00 h	

4.3.3 Fall SWR-EVA-B; SWR-EVA-Basisfall und Leck am TH-System außerhalb des SHB aufgrund eines Erdbebens

Für die Analyse des Falles SWR-EVA-A werden die gleichen Anfangsbedingungen unterstellt wie im Basisfall SWR-EVA-0. Zusätzlich kommt es in diesem Szenario (SWR-EVA-B) aufgrund von Schwingungen zu einem Abriss einer TH-Leitung im Bereich der Nachkühlpumpe, die tief im Reaktorgebäude angeordnet ist. Weiterhin wird angenommen, dass die motorbetriebenen Armaturen TH30 S101 und S102 nicht schließen. Die Folge hieraus ist nun ein nicht abgesperrtes Leck, so dass ein Inventarverlust in das Reaktorgebäude eintritt, wobei ein Füllstandsabfall in der KoKa zu erwarten ist. Hierdurch werden die Düsenstöcke in der Kondensationskammer freigelegt, so dass Frischdampf, der durch die Nachzerfallsleistung im Reaktor produziert wird, nicht mehr effektiv in der KoKa kondensiert werden kann.

Die Abläufe und Zustände im RKL sind zunächst sehr ähnlich wie im Basisfall. Durch die ADE und evtl. durch die Druckbegrenzung der S&E- oder/und DD-Ventile wird Kühlmittel in die durch das Leck nahezu entleerte Kondensationskammer eingetragen. Die Folgen der auf 3 h begrenzten Batteriekapazität sind dieselben wie im Basisfall (S&E-Ventile schließen wieder), so dass der Austrag in die Kondensationskammer und das Leck zum Reaktorgebäude vorübergehend unterbrochen wird.

Durch das Leck ist von Beginn an eine Verbindung zwischen Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude gegeben, so dass kein signifikanter Druckaufbau in ersterem zu erwarten ist.

Nachstehend sind nun die wesentlichen Kenngrößen für den Unfallablauf tabellarisch für jedes relevante Diagramm aufgezeigt. Einen Gesamtüberblick verschafft dabei Tab. 4.8.

Tab. 4.8 Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-B

	Zeitpunkt	Dauer
Ereignis, Phänomen: Reaktorschutz		
RESA (über Kriterium Spannungsabfall in Eigenbedarfsversorgung)	0:00:00 h	
Erstes Öffnen S&E-Ventil	0:00:01 h	
Frischdampf-Durchdringungsabschluss (über Füllstandskriterium LT3)	0:00:58 h	
Einleiten der langsamen automatischen Druckentlastung LADE (über Füllstandskriterium LT3)	0:00:58 h	
Einleiten der schnellen automatischen Druckentlastung SCHADE (über Kriterium LT3+200s)	0:04:18 h	
Ende der Batteriekapazität	3:00:00 h	
Ereignis, Phänomen: Reaktor		
Reaktor unterkritisch	0:00:00 h	
Abriss TH-Leitung an niedriger Stelle im Reaktorgebäude (Stutzen an der TH-ND-Vordruckpumpe (System TH30))	0:00:00 h	
Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme wegen Ausfall der Energieversorgung	0:00:00 h	
Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	bis zum Entleeren des RDB permanenter Siedezustand	
Beginn der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 8,986$ m	0:01:10 h	0:08:30 h
Ende der Kernfreilegung bei RDB-Füllstand $\leq 5,27596$ m	0:09:40 h	
Beginn der Wasserstoffproduktion	0:01:10 h	
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	0:11:25 h	

	Zeitpunkt	Dauer
Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	0:32:48 h	
Verlagerung der Schmelze ins untere Plenum	0:56:47 h	
Austrocknen unteres Plenum	2:22:00 h	
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	2:19:10 h	
Verlust der Schmelze-Rückhaltefunktion der Montage- maschinenlagermauer / Kriterien: Überlaufen der Lager- mauer bei Schmelzespiegel > 1,036 m, radiale Erosion > 3,70 m, hier ersteres) → Angriff auf die Ronden → Versa- gen des Sicherheitsbehälters	5:41:15 h	
Ereignis, Phänomen: SHB	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Auslegungstemperatur (419,15 K) in der Dichthaut des SHB	4:14:20 h	
Ereignis, Phänomen: KoKa	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur relativer Wasserverlust durch Verdampfen an KoKa (bezo- gen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 12,716 %	34:18:20h	
Relativer Wasserverlust durch Leck an KoKa (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis)	57:08:07 h	
Ereignis, Phänomen: BE-Lagerbecken	Zeitpunkt	Dauer
Erreichen der Siedetemperatur (max. Temperatur: 354,37 K)	wird vor dem En- de der Rechnung nicht erreicht	
Relativer Verlust durch Verdampfung bis zum Rechenende (bezogen auf die Masse kurz vor dem Ereignis): 0,0 %	57:08:07 h	
Ereignis, Phänomen: RG, MH	Zeitpunkt	Dauer
Öffnen der Druckausgleichsklappen zw. RG und MH	1:37:15 h	
Öffnen der Klappen am Dach des Maschinenhauses	1:37:31 h	
Ende der Rechnung	57:08:07 h	

4.3.4 Zusammenfassung der Analysen nach Einwirkungen von außen für einen SWR

Die Tab. 4.9 enthält nun zusammenfassend charakteristische Ergebnisse der Unfallanalysen mit MELCOR für EVA im SWR. In dieser Tabelle enthaltene Zeitangaben beziehen sich auf das einleitende Ereignis.

Freisetzungsfaktoren in Tab. 4.9: siehe entsprechende allgemeine Definitionen (es kommt in keinem SWR-EVA-Fall zu einer gefilterten Druckentlastung) in Abschnitt 4.2.5.

Tab. 4.9 Charakteristische Merkmale der analysierten SWR-Unfallabläufe bei Einwirkungen von außen (EVA) (alle Zeiten beziehen sich auf das einleitende Ereignis)

Unfallablauf	SWR-EVA-0	SWR-EVA-A	SWR-EVA-B
Allgemein			
ABZ	Leistungsbetrieb	Leistungsbetrieb	Leistungsbetrieb
Einleitendes Ereignis	Auslegungs- überschreitendes Erdbeben	Auslegungs- überschreitendes Erdbeben	Auslegungs- überschreitendes Erdbeben
Über die Rechnung gemittelte Nachzer- fallsleistung	20,22 MW	20,21 MW	22,56 MW (geringere Problemzeit)
RKL			
Beginn Kernfreilegung:	0:02 h	0:01 h	0:01 h
Beginn Kernschmelzen:	0:33 h	0:27 h	0:33 h
FF aus dem Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: Xe	9,9789E-1 (IV) 2,041E-3 (EV)	9,962E-1 (IV) 3,419E-3 (EV)	9,971E-1 (IV) 2,466E-3 (EV)
FF aus dem Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: I	9,858E-1 (IV) 1,343E-2 (EV)	9,782E-1 (IV) 1,991E-2 (EV)	9,850E-1 (IV) 1,389E-2 (EV)
FF aus dem Brennstoff / Schmelze: Reaktorkern, IV, EV: Cs	8,928E-1 (IV) 2,437E-3 (EV)	8,908E-1 (IV) 4,108E-3 (EV)	8,922E-1 (IV) 2,923E-3 (EV)
Anfangszustand RKL	geschlossen	geschlossen	geschlossen
Kernabsturz ins untere Plenum	1:01 h	1:00 h	0:57 h
RDB-Durch- schmelzen, Nieder- (ND), Hochdruck (HD)	2:32 h (ND)	2:31 h (ND)	2:19 h (ND)
Zeit zwischen Kernabsturz und Versagen des RDB	1:31 h	1:31 h	1:22 h
RHF RKL: Xe	1,365E-9	6,821E-5	3,352E-7
RHF RKL: I	3,490E-2	1,096E-6	3,334E-2

Unfallablauf	SWR-EVA-0	SWR-EVA-A	SWR-EVA-B
RHF RKL: Cs	4,093E-1	3,050E-1	2,252E-1
SHB			
RHF: DK, KK: Xe	5,141E-10 (KK) 1,273E-8 (DK)	8,050E-2 (KK) 1,304E-3 (DK)	5,780E-6 (KK) 3,082E-6 (DK)
RHF: DK, KK: I	7,342E-1 (KK) 1,063E-1 (DK)	2,667E-1 (KK) 5,593E-1 (DK)	1,509E-1 (KK) 1,174E-1 (DK)
RHF: DK, KK: Cs	5,077E-1 (KK) 5,783E-2 (DK)	1,164E-1 (KK) 4,571E-1 (DK)	2,448E-1 (KK) 4,119E-2 (DK)
max. Temperatur (Tendenz)	552,70 K (≈ gleichbleibend)	606,80 K (≈ gleichbleibend)	577,67 K (≈ gleichbleibend)
höchste Temp. um Beladedecken vor SHB-Versagen	372,46 K	493,49 K	407,71 K
Dauer des Ventings (aus KK)	--:--:-- h	--:--:-- h	--:--:-- h
mech. Zustand	4v18 Ronden von Schmelze zerstört nach 2:36 h	4v18 Ronden von Schmelze zerstört nach 6:50 h	4v18 Ronden von Schmelze zerstört nach 5:41 h
RHF SHB: Xe	1,440E-8	8,189E-2	9,073E-6
RHF SHB: I	8,450E-1	8,359E-1	3,624E-1
RHF SHB: Cs	5,706E-1	6,610E-1	1,970E-1
RG			
FF in RG: Xe	1,0	9,180E-1	1,0
FF in RG: I	1,203E-1	1,641E-1	6,043E-1
FF in RG: Cs	2,014E-2	3,401E-2	5,778E-1
FF aus RG: Xe	9,999E-1	9,987E-1	9,969E-1
FF aus RG: I	7,363E-1	8,237E-1	4,283E-1
FF aus RG: Cs	7,439E-1	7,421E-1	4,721E-1
Umgebung (HG, MH, NBG, ATM)			
FF in d. ATM durch VS, L: Xe	0,0 (VS) 9,989E-1 (L)	0,0 (VS) 9,242E-1 (L)	0,0 (VS) 9,699E-1 (L)
FF in d. ATM durch VS, L: I	0,0 (VS) 5,575E-1 (L)	0,0 (VS) 7,025E-1 (L)	0,0 (VS) 4,182E-2 (L)
FF in d. ATM durch VS, L: Cs	0,0 (VS) 4,097E-1 (L)	0,0 (VS) 4,368E-1 (L)	0,0 (VS) 6,644E-3 (L)
RHF (VF, MH, HAG, NG): Xe	0,0 (VF) 1,098E-3 (MH) 1,163E-6 (HG) 3,155E-6 (NG)	0,0 (VF) 2,700E-3 (MH) 3,676E-2 (HG) 3,639E-2 (NG)	0,0 (VF) 2,877E-2 (MH) 1,234E-3 (HG) 6,029E-5 (NG)

Unfallablauf	SWR-EVA-0	SWR-EVA-A	SWR-EVA-B
RHF (VF, MH, HAG, NG): I	0,0 (VF) 7,977E-2 (MH) 9,320E-7 (HG) 1,713E-6 (NG)	0,0 (VF) 9,333E-2 (MH) 9,842E-3 (HG) 2,321E-2 (NG)	0,0 (VF) 2,069E-2 (MH) 9,355E-1 (HG) 4,634E-6 (NG)
RHF (VF, MH, HAG, NG): Cs	0,0 (VF) 6,235E-2 (MH) 7,303E-7 (HG) 1,513E-6 (NG)	0,0 (VF) 5,780E-2 (MH) 6,282E-3 (HG) 1,476E-2 (NG)	0,0 (VF) 2,708E-3 (MH) 9,903E-1 (HG) 1,008E-6 (NG)
Wasserstoff			
produzierte Menge im Kern	545,3 kg	506,2 kg	646,2 kg
produzierte Menge in den cavities	1697 kg	1710 kg	1473 kg
produzierte Menge gesamt	2242 kg	2216 kg	2119 kg
durch Rekos rekombinierte Menge	109,5 kg	41,411	140,1 kg
durch Verbrennungen rekombinierte Menge	196,2 kg	399,8 kg	1176 kg
konsumierte Menge gesamt	305,6 kg	441,2 kg	1316 kg
Anteil der Zirkoniumdioxidmasse, die mit Wasserdampf reagiert hat	0,9998	0,9998	0,9998

4.3.4.1 Zeitverläufe

Dauer der Kernfreilegung

Durch die automatische Druckentlastung (ADE), welche kurz nach Szenariobeginn eingeleitet wird, wird die Siedetemperatur sehr schnell auf geringe Werte verringert, so dass ein Großteil des RDB-Inventars schnell verdampft und der Füllstand entsprechend schnell sinkt. Die ADE wird bei allen drei Abläufen zu ähnlichen Zeiten eingeleitet. Ablauf A hat jedoch eine frühere Kernfreilegungszeit als die anderen Fälle, weil durch die abgerissene Speisewasserleitung ein zusätzlicher Kühlmittelverlust vorliegt.

Zeitdifferenz zwischen Kernabsturz und RDB-Versagen

Die Dauer zwischen Kernabsturz und RDB-Versagen ist in allen Rechenfällen mit etwa 1,5 h sehr ähnlich.

Zeitdifferenz zwischen RDB-Versagen und SHB-Versagen

Die Zeiten vom RDB-Versagen zum SHB-Versagen sind deutlich unterschiedlich. Dies rührt daher, dass die Lagermauer der Montagemaschine in etwa genau das RDB-Inventar aufnehmen kann. Deshalb führen auch geringe Unterschiede in der Masse der Schmelze entweder zu einem schnellen Überströmen der Lagermauer oder nicht und entsprechend zu einem frühen oder späteren SHB-Versagen.

4.3.4.2 Sicherheitstechnisch relevante Aspekte

Eines der wesentlichen Merkmale der Unfallabläufe besteht darin, dass nach dem Versagen des RDB mit hoher Wahrscheinlichkeit ein Versagen der Ronden infolge Schmelzeangriffs folgt. Dies ist bereits in den Abschnitten zum NLB erläutert worden.

Wasserstoffproduktion, Rekombination und Verbrennung

Hinsichtlich der Produktion von Wasserstoff im Kern sind die Unterschiede zwischen den Abläufen gering. Die größte Masse ist in Ablauf B zu verzeichnen, welches auf die Dauer der Kernfreilegung zurückzuführen sein dürfte, welche in diesem Ablauf ebenfalls das Maximum unter den Abläufen darstellt. Hierdurch wird dem Kern mehr Zeit für die Oxidation gegeben.

Die Wasserstoffmassen, die mit Sauerstoff rekombinieren, weichen signifikant voneinander ab. Die Rekombination wird in erster Linie durch die Menge an Sauerstoff im Sicherheitsbehälter bestimmt, welche in allen drei Abläufen dieselbe ist. Eine deutliche Abweichung in Ablauf A ist durch den anfänglichen Druckaufbau im SHB durch das Speisewasserleck erklärbar. Dieser führt zu einem Eintrag von dem Gasgemisch der Druckkammer in die Kondensationskammer. Somit konzentriert sich Sauerstoff in der inertisierten KoKa auf, so dass es zu einer minimalen Rekombination und einer großen Verbrennung kommt, womit dieser Wasserstoff der Rekombination verlorenght. Ferner wird durch den großen Dampfanteil aufgrund des Speisewasserlecks die Sauerstoffkonzentration ohnehin reduziert, so dass die Rekombination früher eingestellt wird. Zusätzlich zeichnet sich der Ablauf A durch eine lange Zeit aus, in dem der SHB strukturell integer ist, so dass sich ein großer Druck aufbaut. Kommt es nun zum Versagen, so wird Gas aus dem SHB mit relativ großem Volumenstrom in das Reaktorgebäude eingetragen, wo keine Rekombinatoren sind. Im Reaktorgebäude finden dann Verbrennungen statt.

Im Ablauf B strömt Wasserstoff aus dem KoKa-Leck in das Reaktorgebäude. Dort steht genügend Sauerstoff zur Verfügung, um den austretenden Wasserstoff zu verbrennen. Rekombinatoren, die in Konkurrenz zu den Verbrennungen treten könnten, existieren im RG nicht. Dies ist der Grund für die erhebliche Verbrennungsmasse im RG im Fall B.

Maximaltemperatur im Strukturmaterial des Sicherheitsbehälters (SHB):

Im Fall SWR-EVA-0 und SWR-EVA-A ist der SHB geschlossen und erfährt eine Druckbelastung, daher ist es von Bedeutung, welche Temperatur er erreicht. Hierbei ist der Ladedeckel aus Stahl die kritische Komponente, denn die übrigen Strukturen aus Beton sind insofern weniger gefährdet. Die Ladedeckeltemperatur steigt bis zum Versagen der Ronden am SHB-Boden im Fall EVA-0 auf 372 K, bei EVA-A auf 493 K und bei EVA-B auf 407 K. EVA-A erreicht die relativ höchste Temperatur, da die Freisetzung aus dem RDB dabei durch das Leck der Speisewasserleitung in die Druckkammer gerichtet ist, deren oberer Abschluss der Ladedeckel bildet. Die genannten Temperaturen stellen keine Gefährdung der Strukturen dar. Die höchste Temperatur wird nicht im oberen Bereich des SHB, z. B. in der Nähe des Ladedeckels, sondern in tiefer liegenden Bereichen in der Nähe der Schmelze erreicht.

Gefilterte Druckentlastung

Es kommt in keinem der drei SWR-EVA-Abläufe zu einer gefilterten Druckentlastung, weil die Ronden am SHB-Boden von Schmelze zerstört werden, bevor sich der Venting-Druck aufbauen kann. In Ablauf A ist z. B. ab dem Versagen des RDB bis zum Versagen des Sicherheitsbehälters ein streng monoton steigender Druckverlauf zu verzeichnen, welcher sich dem Ventingdruck von 0,7 MPa bis auf 0,057 MPa nähert. Dieser wird aufgrund des Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter durch die Produktion von nichtkondensierbaren Gasen (CO , CO_2 , H_2) und Wasserdampf während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung generiert.

4.3.4.3 Radionuklidverhalten

Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze

Hinsichtlich der Freisetzung von Radionukliden aus der Schmelze ist keine signifikante Abweichung zwischen den Fällen erkennbar. Xenon und Jod werden in beinahe glei-

chem Maße aus der Schmelze freigesetzt. Dies ist darauf zurückzuführen, dass Jod ausschließlich von CsI getragen wird, welches ähnlich flüchtig ist wie Xe.

Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf

Im Vergleich zu den anderen Fällen ist die Menge des zurückgehaltenen Jods (als CsJ) in Ablauf A sehr gering. Dies ist auf das Speisewasserleck zurückzuführen, welches zu einem kürzeren Weg der Aerosole durch den RDB führt, so dass sich weniger Aerosole absetzen können. Beim CsOH setzt sich in allen drei Fällen der größte Teil des Anteils auf Strukturen ab, welcher in Richtung des Lecks getragen wird.

Rückhaltung im Sicherheitsbehälter (SHB)

Die Rückhaltung im SHB insgesamt geschieht in der Druck- und Kondensationskammer sowie im Steuerstabantriebsraum (erste *cavity*).

Im Falle von Cäsium und Jod ist eine relativ geringere Rückhaltung in Ablauf B erkennbar, weil die Radionuklide mit dem KoKa-Inventar als wassergetragene Aerosole aus dem Sicherheitsbehälter (SHB) ausgetragen werden.

Freisetzung in das Reaktorgebäude (RG)

Es wird deutlich mehr Cäsium in Ablauf B in das Reaktorgebäude getragen als in den anderen Fällen. Dies ist durch das Leck erklärbar, welches wassergetragene Aerosole des KoKa-Inventars durch das Leck aus dem SHB in das RG befördert. In den beiden anderen Fällen 0 und A bleiben diese Aerosole in der KoKa, solange diese nicht siedet. Ab dem Zeitpunkt des Siedens werden diese dann in den Sicherheitsbehälter befördert und können sich dort absetzen. So wird in den Abläufen 0 und A nur ein relativ geringer Teil in das RG eingetragen.

Freisetzung aus dem Reaktorgebäude (RG)

Nahezu alle Edelgase, die in das RG gelangen, werden von dort auch wieder ausge-
tragen. Innerhalb des RG bzw. des SHB entstehen bei der Schmelze-Beton-
Wechselwirkung nichtkondensierbare Gase und später Wasserdampf in der KoKa, so
dass die Edelgase dadurch aus dem RG verdrängt werden. Es findet eine „Spülung“
des RG statt.

Bei Cäsium beträgt beispielsweise die Rückhaltung im RG im Mittel für die verschiedenen Abläufe etwa 20 % bis 50 %.

Freisetzung *in* die Umgebung:

Folgende Freisetzungspfade aus dem Reaktorgebäude sind in den MELCOR-Analysen grundsätzlich modelliert, wobei sich nicht alle Pfade in allen Abläufen öffnen:

1. Pfad aus dem RG durch Druckausgleichsklappen in das Maschinenhaus, aus dem Maschinenhaus durch Dachklappen in die Anlagenumgebung
→ Index ATM (Anlagenumgebung) für alle Elementklassen
2. Pfad aus dem RG durch Tür zwischen Treppenhaus und Vorraum der Materialschleuse. Falls diese nicht öffnet, kommt es lediglich über die Auslegungsleckage zur Freisetzung. Dieser Pfad wird ausschließlich im Falle der Edelgase für die Anlagenumgebung berücksichtigt.
→ Index ATM (Anlagenumgebung), nur für die Edelgase
3. Pfad aus dem RG in tiefgelegene Gänge. Dieser Pfad wird ausschließlich im Falle der Edelgase für die Anlagenumgebung berücksichtigt.
→ Index ATM (Anlagenumgebung), nur für die Edelgase
4. Pfad vom RG in das Hilfsanlagegebäude (HAG) (Totraum)
5. Pfad vom RG in das Nukleare Betriebsgebäude (NBG) (Totraum)

Für die Edelgase (Xe) zeigt sich ein erwartungsgemäß hohes Maß der Freisetzung von deutlich über 90 %. Überraschenderweise ist die höchste Freisetzung nicht mit einem hohen Druck beim SB-Versagen korreliert, weil bei dem damit verbundenen Druckstoß Öffnungen zum HAG und zum NBG aufgestoßen werden. Diese Toträume werden dann mit Radionukliden beaufschlagt, die somit nicht direkt in die Atmosphäre gelangen. Eine ähnliche Tendenz ist auch bei den Aerosolen zu verzeichnen, allerdings bei einem insgesamt wesentlich geringeren Ausmaß der Freisetzung.

Rückhaltung im Maschinenhaus (MH), Nuklearen Betriebsgebäude (NBG) und Hilfsanlagegebäude (HAG)

Die Rückhaltung im NBG ist gering (<4 % der in das RG gelangten Stoffe). Das NBG wird deshalb nicht detaillierter betrachtet.

Im Falle des Maschinenhauses ist die Rückhaltung für Xe tendenziell größer, wenn keine erheblichen Drucktransienten stattfinden (z. B. durch SB-Versagen unter Druck).

Im Falle der weniger flüchtigen Elementgruppen ist die Rückhaltung im MH geringer, wenn die Zugänge zu den Toträumen (insbesondere HAG) öffnen, so dass ein erheblicher Teil der Nuklide das Maschinenhaus gar nicht erreicht.

5 Grundlagen zur Ermittlung der Relevanz von Unfallabläufen mittels Ereignisbaum

Mit der für PSA der Stufe 2 weltweit üblichen und bewährten Ereignisbaumtechnik wird auch in diesem Vorhaben eine Struktur für eine einheitliche Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse aus den vorangehenden Arbeitspaketen für DWR und SWR erstellt. Dafür wird wie in früheren Vorhaben das Rechenprogramm EVNTRE eingesetzt.

Der Ereignisbaum wird mit quantitativen Werten für die Häufigkeit der Ausgangszustände (also den Zuständen bei Beginn der Kernzerstörung) und für die Wahrscheinlichkeit der Zweigalternativen versehen. Formal ist dies praktisch gleich der Struktur einer PSA der Stufe 2. Im Gegensatz zu einer PSA der Stufe 2 werden die Zweigwahrscheinlichkeiten jedoch nicht mit dem üblichen Tiefgang ermittelt, sondern sie werden nur überschlägig angegeben mit dem Ziel, die relative Relevanz verschiedener Phänomene und Zustände zu erkennen. Die abgesicherte quantitative Analyse von Häufigkeiten für Radionuklidfreisetzungen oder ähnlicher Kennzahlen ist nicht Gegenstand der Arbeiten.

Die nachfolgenden Informationen sind folglich sowohl für DWR als auch für SWR nur als Beispiele dafür anzusehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

In bisherigen Analysen zu internen auslösenden Ereignissen im Leistungsbetrieb ist es Routine, einen Satz von Kernschadenzuständen mit den zugehörigen Merkmalen gemäß /BFS 05/ zu erstellen. Für den Nichtleistungsbetrieb ist es grundsätzlich möglich, ähnlich nutzbare Daten zu erstellen. Für Einwirkungen von außen sind jedoch die derzeitigen praktisch verfügbaren Analysemethoden offenbar nicht geeignet oder nicht genutzt worden, um detaillierte Kernschadenzustände und ihre Häufigkeiten zu ermitteln. Dies beginnt schon mit der Schwierigkeit, die Häufigkeit auslegungsüberschreitender Einwirkungen von außen zu bestimmen und setzt sich z. B. fort bei der Schwierigkeit, Ereignisabläufe unter Berücksichtigung der neueren Nachrüstungen quantitativ zu bewerten. Als Folge davon wurde im vorliegenden Vorhaben eine pauschale Gleichverteilung aller betrachteten Kernschadenzustände für die Ereignisbaumanalysen unterstellt.

5.1 Schnittstelle zwischen PSA der Stufe 1 und Stufe 2

Im Vorhaben wurde untersucht, inwiefern die bisher für interne auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb entwickelten Schnittstellendefinitionen zwischen PSA der Stufe 1 und Stufe 2 modifiziert oder erweitert werden müssen. Die Gruppierung erfolgt anhand einer Reihe von entsprechend ausgewählten Merkmalen zur Charakterisierung der KSZ. Beispiele für typische derartige Schnittstellendefinitionen zwischen PSA der Stufe 1 und Stufe 2 sind in /BFS 05/ sowohl für DWR als auch SWR aufgeführt, wobei dort nur Unfallabläufe nach internen auslösenden Ereignissen im Leistungsbetrieb betrachtet werden. Die Schnittstelle zwischen Stufe 1 und Stufe 2 ist erreicht, sobald ein Kernschaden beginnt. Dies ist eine rein qualitative Definition, die nicht von der Art des Ablaufes oder seiner Häufigkeit abhängt.

Ausgehend von Tab. 5.1 (für DWR) und Tab. 5.2 (für SWR) in /BFS 05/ (für interne auslösende Ereignisse während des Leistungsbetriebs) können viele Kriterien unverändert übernommen werden. In einzelnen Fällen ist eine Erweiterung nötig, und gewisse Merkmale können von der Analyse ausgenommen werden. Zudem werden Kriterien neu eingeführt, da z. B. während des NLB unterschiedliche Betriebszustände möglich und im Gegensatz zum LB wichtige Randbedingungen der Ereignisabläufe variabel sind.

Nachfolgend sind in einem Auszug aus dem Fachband 4 /GRS 15d/ die erforderlichen Schnittstellenmerkmale für DWR (Tab. 5.1) und SWR (Tab. 5.2) aufgeführt.

Tab. 5.1 KSZ-Kriterien bei DWR für NLB oder nach EVA

KSZ-Kriterien DWR
Ereignisablauf (<i>Kriterium erweitert für NLB</i>) <ul style="list-style-type: none">– Kühlmittelverlust als einleitendes Ereignis (evtl. unterschiedliche Leckgrößen)– Transienten– SHB-Bypass durch Dampferzeuger– SHB-Bypass zum Ringraum– Deborierungsereignis mit kontinuierlicher Deborierung im gesamten Primärkreis– Deborierungsereignis mit Deborierung in lokalem Bereich des Primärkreises (Deionatpfropfen)
RDB-Deckel (<i>Kriterium neu für NLB</i>)

KSZ-Kriterien DWR
<ul style="list-style-type: none"> - druckdicht verschlossen - entfernt oder nicht druckdicht verschlossen
<p>Zustand des Beckenschützes (<i>Kriterium neu für NLB</i>) - nur relevant bei offenem RDB</p> <ul style="list-style-type: none"> - Beckenschütz ist entfernt - Beckenschütz ist gesetzt
<p>Reaktorkern (<i>Kriterium neu für NLB</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Kern nicht oder bis zu 30 % ausgeladen - Kern teilweise (zu 30-70 %) ausgeladen - Kern vollständig oder mehr als 70 % ausgeladen
<p>Primärseitige Druckentlastung vor dem Kernschadenzustand (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Druckentlastung hat stattgefunden - Druckentlastung verfügbar, hat nicht stattgefunden - Druckentlastung nicht verfügbar
<p>Verfügbarkeit der Einspeisesysteme in den RDB (einschließlich Hilfssysteme) (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - HD-Einspeisung verfügbar - HD-Einspeisung nicht verfügbar, ND-Einspeisung verfügbar - weder HD- noch ND-Einspeisung verfügbar
<p>Druck im RDB (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Niederdruck (HD- und ND-Einspeisung möglich) - Mitteldruck (HD-, aber nicht ND-Einspeisung möglich) - Hochdruck (HD- und ND-Einspeisung nicht möglich)
<p>Masse des bis zum Eintritt des KSZ in den SHB aus dem RKL ausgetragenen Wassers aus Flutbehältern und Druckspeichern (<i>Kriterium wird nicht verwendet</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - Angabe wie z. B. „3 FB + 6 DSP“
<p>Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr gemäß Mindestanforderungen (einschließlich Hilfssysteme) (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> - verfügbar - nicht verfügbar

KSZ-Kriterien DWR
<p>SHB-Gebäudeabschluss/-Schleusen (<i>Kriterium erweitert für NLB</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – auslegungsgemäß geschlossen, alle Schleusen geschlossen – offen, alle Schleusen geschlossen – mindestens eine Schleuse offen
<p>Zeitdauer zwischen Eintritt auslösendes Ereignis und Kernschadenzustand (<i>Kriterium unverändert</i>), z. B.:</p> <ul style="list-style-type: none"> – < 2 h – 2 h - 10 h – > 10 h
<p>Verfügbarkeit SHB-Druckentlastung (<i>Kriterium erweitert für EVA</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – verfügbar mit Filterfunktion – verfügbar ohne Filterfunktion – nicht verfügbar
<p>SHB-Leckrückförderung oder Leckkontrolle (<i>Kriterium wird nicht verwendet</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – auslegungsgemäß in Funktion – ausgefallen
<p>Umluftbetrieb im Betriebsraum (<i>Kriterium wird nicht verwendet</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – in Betrieb – nicht in Betrieb
<p>Ringraum-Störfallabsaugung (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – in Betrieb oder offen – abgeschlossen
<p>BE-Beckenkühlung (<i>Kriterium neu</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – in Betrieb – nicht verfügbar
<p>Dichtheit der SHB-Struktur (<i>Kriterium erweitert für EVA</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – auslegungsgemäß dicht – bis 100-fache Auslegungsleckrate – mehr als 100-fache Auslegungsleckrate, keine großflächigen Schäden – mehr als 100-fache Auslegungsleckrate, großflächige Schäden

KSZ-Kriterien DWR
Integrität des Reaktorgebäudes (<i>Kriterium neu für EVA</i>) <ul style="list-style-type: none"> – intakt – Schäden mit Leckage in die Umgebung
Status des Abluftkamins (<i>Kriterium neu für EVA</i>) <ul style="list-style-type: none"> – Funktion (einschließlich Zuleitungen) wie vorgesehen – Abluftkamin und/oder Zuleitungen beschädigt → bodennahe Abgabe

Tab. 5.2 KSZ-Kriterien bei SWR für NLB oder nach EVA

KSZ-Kriterien SWR
RDB (<i>Kriterium neu für NLB</i>) <ul style="list-style-type: none"> – geschlossen – geöffnet
Flutraum (<i>Kriterium neu für NLB</i>) <ul style="list-style-type: none"> – nicht geflutet – geflutet
Kernbeladung (<i>Kriterium neu für NLB</i>) <ul style="list-style-type: none"> – nicht ausgeladen – teilweise ausgeladen – vollständig ausgeladen
Reaktorabschaltung (Stäbe + Vergiftung) (<i>Kriterium unverändert</i>) <ul style="list-style-type: none"> – Reaktivitätskoeff. (kalt) < 1 – Reaktivitätskoeff. (kalt) > 1
Integrität des Reaktorkühlkreislaufs innerhalb des SHB (<i>Kriterium unverändert</i>) <ul style="list-style-type: none"> – intakt – Leck oberhalb des Kerns – Leck unterhalb des Kerns
Integrität des Reaktorkühlkreislaufs außerhalb des SHB (einschl. Einspeiseturbine) (<i>Kriterium unverändert</i>) <ul style="list-style-type: none"> – Durchdringungsabschluss intakt – Durchdringungsabschluss nicht intakt, kein KMV

KSZ-Kriterien SWR
<ul style="list-style-type: none"> – Durchdringungsabschluss nicht intakt, KMV
<p>Funktionen der S/E-Ventile und der diversitären Druckbegrenzungsventile (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – Ventile offen (Gruppen von Öffnungsflächen) – Ventile in Druckbegrenzungs(DB)-Funktion – Versagen der DB-Funktion
<p>Druck im RDB (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – Druck < Förderdruck ND-Einspeisesysteme – Druck zwischen Förderdruck ND- und HD-Einspeisesysteme – Druck > Förderdruck HD-Einspeisesysteme
<p>Verfügbarkeit der HD-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfssysteme) (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – verfügbar (d. h. zeitlich unbegrenzt funktionsfähig) – systemtechnisch ausgefallen, kein KMV – nicht abspergbares Leck außerhalb SHB
<p>Bespeisung am RDB-Boden durch Spül- und Sperrwasser (<i>Kriterium neu</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – Bespeisung durch Spül- und Sperrwasser in Funktion – Bespeisung durch Spül- und Sperrwasser nicht in Funktion
<p>Verfügbarkeit der ND-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfssysteme) (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – verfügbar (zeitlich unbegrenzt funktionsfähig) – Ansaugen aus Kondensationskammer (KoKa) verfügbar, Ansaugen aus Druckkammer (DK) ausgefallen – systemtechnisch ausgefallen, kein KMV – nicht abspergbares Leck außerhalb SHB
<p>Verfügbarkeit des SHB-Druckabbausystems (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – intakt – Leck im Wasserbereich der KoKa – Leck von DK zum KoKa-Gasraum – Leck vom Abblaserohr zum KoKa-Gasraum
<p>Wassertemperatur der KoKa (<i>Kriterium unverändert</i>)</p>

KSZ-Kriterien SWR
<ul style="list-style-type: none"> – Temp. KoKa < Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme – Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme Temp. < Temp. KoKa < Versagenstemp. ND-Einspeisesysteme – Temp. KoKa > Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme
<p>Gefilterte SHB-Druckentlastung (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – in Betrieb – verfügbar, bis Eintreten KSZ nicht erforderlich – nicht verfügbar
<p>Freisetzungspfad aus dem SHB (<i>Kriterium erweitert für NLB</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – gefiltert in die Umgebung über Systeme, die für die Kontrolle von Leckagen vorgesehen sind, alle Schleusen geschlossen – ungefiltert zum Reaktorgebäude im Rahmen üblicher Leckagen, alle Schleusen geschlossen – ungefiltert zum Reaktorgebäude über offene Haupt- und/oder Nebenschleuse, Schleuse zum oberen Rohrboden geschlossen – ungefiltert zum Reaktorgebäude über offene Schleuse zum oberen Rohrboden, Haupt- und Nebenschleuse geschlossen – ungefiltert zum Reaktorgebäude über offene Schleusen (neben Schleuse zum oberen Rohrboden auch Haupt- und/oder Nebenschleuse geöffnet)
<p>Abluft aus dem Reaktorgebäude und dem Maschinenhaus (<i>Kriterium unverändert</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – gefiltert über dafür vorgesehene Systeme – ungefiltert über Kamin- und Gebäudeöffnungen
<p>Dichtheit der SHB-Struktur (<i>Kriterium erweitert für EVA</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – auslegungsgemäß dicht – bis 100-fache Auslegungsleckrate – mehr als 100-fache Auslegungsleckrate, keine großflächigen Schäden – mehr als 100-fache Auslegungsleckrate, großflächige Schäden
<p>Integrität des Reaktorgebäudes (<i>Kriterium neu für EVA</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – intakt – Schäden mit Leckage in die Umgebung
<p>Status des Abluftkamins (<i>Kriterium neu für EVA</i>)</p> <ul style="list-style-type: none"> – Funktion (einschließlich Zuleitungen) wie vorgesehen – Abluftkamin und/oder Zuleitungen beschädigt → bodennahe Abgabe

KSZ-Kriterien SWR
SHB-Atmosphäre (<i>Kriterium neu für NLB</i>) <ul style="list-style-type: none">– inertisiert– deinertisiert

5.2 Struktur des Ereignisbaums

5.2.1 Besonderheiten bei offenem RDB

In Abschnitt 1.3.2.1 in /BFS 05/ wird eine exemplarische Struktur eines Unfallablaufbaums mit typischen Verzweigungen für Abläufe nach internen auslösenden Ereignissen im Leistungsbetrieb angegeben. Folgende Unterteilung wird dort vorgeschlagen:

- Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB beim RDB-Bodenversagen durch Kernschmelzeinfluss,
- Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen.

Ferner sind besondere Verzweigungen vorzusehen für:

- Vorgänge außerhalb des SHB,
- Vorgänge bei SHB-Bypass.

Diese Struktur beruht wesentlich darauf, dass der RDB zunächst noch intakt ist und dann im Unfallverlauf versagt. Für Ereignisabläufe im NLB und nach EVA, die mit einem intakten und geschlossenen RDB beginnen, kann diese Struktur grundsätzlich Anwendung finden. Allerdings sind bei der konkreten Umsetzung in Form von Verzweigungen erhebliche Änderungen bei den Verzweigungswahrscheinlichkeiten sowie bei deren Abhängigkeiten möglich.

Für Ereignisabläufe, bei denen der RDB (und bei SWR auch der SHB) von Beginn an offen sind, ist die genannte Struktur für den ersten Teil des Ablaufs vor RDB-Versagen offensichtlich nicht mehr sinnvoll. Ferner ist bei offenem RDB keinerlei Überdruck im RDB möglich, so dass die Vorgänge beim Durchschmelzen des RDB-Bodens ohne

Druck immer vergleichsweise mild ablaufen. Deshalb erfordern die Vorgänge beim RDB-Versagen keinen eigenständigen Teil des Ereignisbaumes. Unter diesen Voraussetzungen ist bei von Anfang an offenem RDB folgende Unterteilung des Ereignisbaumes sinnvoll:

- Vorgänge in RDB und im SHB vom Beginn der Kernzerstörung bis einschließlich Durchschmelzen des RDB.
Hierzu gehören die Phänomene innerhalb des RDB (z. B. Abschmelzvorgang, Wasserstoffbildung, Radionuklidfreisetzung) und auch diejenigen im SHB (z. B. Temperaturen, Brennbarkeit durch Wasserstoff, Radionuklidverteilung, Druck [bei geschlossenem SHB])
- Vorgänge im SHB nach dem Durchschmelzen des RDB
Hierzu gehören die Phänomene bei Schmelze-Beton-Wechselwirkung, Fragen zur SHB-Atmosphäre und zu evtl. schmelzebedingtem Versagen am SHB-Boden.
- Vorgänge außerhalb des SHB bei am Anfang geschlossenen SHB
Hierbei ist zunächst Ort und Art des SHB-Versagens zu ermitteln und die sich daraus ergebenden Randbedingungen für die SHB-Belastung und die weiteren Abläufe - insbesondere Freisetzungspfade werden festgestellt. Diese Problemstellung ist sehr ähnlich wie im Leistungsbetrieb.
- Vorgänge außerhalb des SHB bei von Anfang an offenem SHB
Hierbei ist der Freisetzungspfad von Anfang an vorgegeben, Fragen zu Vorgängen bei einem zusätzlichen SHB-Versagen (z. B. am SHB-Boden) erübrigen sich. Dieser Teil des Ereignisbaumes konzentriert sich auf die Freisetzung der Radionuklide in die Umgebung über den vorgegebenen Pfad.

5.2.2 Gleichzeitiger Unfallablauf im Reaktorkern und im Brennelement-lagerbecken

Es wird nachfolgend diskutiert, welchen Einfluss ein gleichzeitiger Unfallablauf im Brennelement-Lagerbecken auf die Struktur eines Ereignisbaumes für den Reaktorkern hat. Zu diesem Zweck wird der Ablauf im Lagerbecken in vier Phasen unterteilt und der jeweilige Einfluss auf den Ereignisablauf wird angegeben:

Vor Siedebeginn im BELB: kein erheblicher Einfluss auf den Ablauf des Kernschmelzens im RDB.

Nach Siedebeginn und vor Brennstoffschmelzen im BELB: Der aus dem Lagerbecken gebildete Dampf erhöht die Temperatur und den Druck in der SHB-Atmosphäre (DWR) und er wirkt inertisierend.

Nach Beginn Brennstoffschmelzen und vor Beginn Schmelze-Beton-Wechselwirkung im BELB: Die Wasserstoffherzeugung beeinflusst die SHB-Atmosphäre (DWR) oder die Atmosphäre im Reaktorgebäude (SWR). Radionuklide aus dem Lagerbecken erhöhen die radiologische Belastung.

Nach Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung im BELB: Die Erzeugung verschiedener Gase (Wasserstoff, CO, CO₂, Dampf) beeinflusst die SHB-Atmosphäre (DWR) oder die Atmosphäre im Reaktorgebäude (SWR). Radionuklide aus dem Lagerbecken erhöhen die radiologische Belastung.

Diese grundsätzlichen Beiträge aus dem BELB gelten sowohl für den Leistungsbetrieb als auch für den NLB, sowie für offenen und geschlossenen RDB. Die Berücksichtigung dieser Vorgänge in der Struktur des Ereignisbaumes für den Reaktorkern lässt sich grundsätzlich realisieren, indem am Beginn jeder Phase des Baumes für den Reaktorkern eine Verzweigung eingefügt wird, die nach der jeweilig herrschenden Phase im Ablauf für das Lagerbecken fragt.

Die angedeutete Struktur ist grundsätzlich einfach und naheliegend. Es ist jedoch zu erwarten, dass bei der praktischen Umsetzung erhebliche Bewertungsschwierigkeiten bestehen, weil sich einerseits die Zahl der möglichen Zweigkombinationen vervielfacht, und weil keine einschlägigen Unfallablaufanalysen unter gleichzeitiger Beteiligung der beiden Brennstoffquellen (RDB und Lagerbecken) vorliegen. Im vorliegenden Vorhaben ist die Entwicklung eines derartigen gemeinsamen Ereignisbaumes nicht vorgesehen.

5.2.3 Freisetzungskategorien

5.2.3.1 Überlegungen zu Freisetzungskategorien in DWR bei NLB und EVA

Für die Analyse von NLB und EVA wird zunächst von den typischen Freisetzungskategorien einer PSA für Leistungsbetrieb aus internen auslösenden Ereignissen ausgegangen. In der PSA der GRS für einen Konvoi-DWR /GRS 01/ wurden die in der PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb ermittelten Unfallabläufe entsprechend des jewei-

ligen Freisetzungspfads in die Umgebung und des zu erwartenden Quellterms in acht verschiedene Freisetzungskategorien unterteilt (vgl. Tab. 6.11 in /GRS 01/). In der nachfolgenden Tab. 5.3 wird für diese Kategorien angegeben, ob sie bei Unfallabläufen im NLB oder nach EVA möglich erscheinen und ob eventuell Ergänzungen dieser Freisetzungskategorien sinnvoll sind.

Tab. 5.3 Freisetzungskategorien (FK) in DWR für NLB/EVA

<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKA ohne SHB-Bypass SHB → beschädigter RR → Umgebung NLB mit offenem RDB: FKA ohne SHB-Bypass ist praktisch ausgeschlossen, weil grundsätzlich kein RDB-Druck möglich und somit keine Energetik für massives Versagen verfügbar ist. Dies gilt auch für das BELB. NLB mit geschlossenem RDB: FKA ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später, geringer und unwahrscheinlicher. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich. Als Ursache kommt wie im Leistungsbetrieb vor allem Dampfexplosion und RDB-„Rakete“ in Frage, aber auch direkte Auswirkungen der EVA sind denkbar.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKA mit SHB-Bypass Freisetzung durch unbedecktes DE-Heizrohrleck NLB mit offenem RDB: FKA mit SHB-Bypass ist praktisch ausgeschlossen, weil grundsätzlich kein RDB-Druck möglich und somit keine treibende Kraft für Heizrohrleck und Freisetzung möglich ist. Dies gilt auch für das BELB. NLB mit geschlossenem RDB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer und unwahrscheinlicher. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKB SHB offen SHB → betriebl. SHB-Lüftung → Umgebung NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Relative Wahrscheinlichkeit kann erhöht sein, weil Lüftungsabschluss evtl. im NLB weniger zuverlässig ist. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKB SHB versagt früh SHB → RR früh → betriebl. RR-Lüftungskanäle (ungefiltert) → Umgebung NLB mit geschlossenem RDB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Bei NLB mit offenem RDB ist <u>zusätzliches Szenario denkbar</u> durch auslegungüberschreitende Erhitzung des SHB oberhalb des RDB mit anschließenden SHB-Versagen. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich</p>

<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKC SHB-Bypass durch Wasservorlage Freisetzung durch bedecktes DE-Heizrohrleck NLB mit offenem RDB: FK mit SHB-Bypass ist praktisch ausgeschlossen, weil grundsätzlich kein RDB-Druck möglich und somit keine treibende Kraft für Heizrohrleck und Freisetzung möglich ist. Dies gilt auch für das BELB. NLB mit geschlossenem RDB: FK ist in gleicher Weise wie im LB möglich, Freisetzung ist vermutlich später, geringer und unwahrscheinlicher. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKE spätes SHB-Versagen (Durchschmelzen, Überdruck) SHB → RR spät → betriebl. RR-Lüftungskanäle (ungefiltert) → Umgebung NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich, aber wahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch die Funktion des Ventingsystems beeinträchtigen kann, so dass dann ein überdruckbedingtes SHB-Leck entsteht.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKF ungefiltertes Venting wg. Schaden am Ventingsystem SHB → Venting ungefiltert Dachhöhe NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später, geringer und unwahrscheinlicher. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich, aber vermutlich wahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch den Ventingfilter beschädigen kann.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKG erhöhte SHB-Leckage ohne wesentliche Rückhaltung im RR erhöhte SHB-Leckage → RR → ungefiltert in Umgebung NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Wahrscheinlichkeit hängt von Systemzustand (evtl. offene SHB-Penetrationen) und Verfügbarkeit der RR-Absaugung ab. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich, aber vermutlich wahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch den Abschluss des Ringraumes beeinträchtigen kann.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKH gefiltertes Venting mit Schaden an Ventingleitung SHB → Venting gefiltert Dachhöhe NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Dies gilt auch für das BELB. EVA: FK ist in gleicher Weise möglich, aber vermutlich wahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch den Kamin beschädigen und damit den Ventingaustritt in Dachhöhe verursachen kann.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM</p>	<p>FKI intaktes gefiltertes Venting SHB → Venting gefiltert Kaminhöhe</p>

Überlegungen zu NLB/EVA NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer. Dies gilt auch für das BELB.
EVA: FK ist in gleicher Weise möglich. Die FK ist aber vermutlich unwahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch den Kamin beschädigen kann.

FK im LB **FKJ SHB intakt ohne Venting**
Freisetzungspfad zur ATM Auslegungsgemäße SHB-Leckage → gefilterte Störfall-RR-Absaugung
Überlegungen zu NLB/EVA NLB: FK ist in gleicher Weise möglich, Freisetzung ist vermutlich später und geringer.
EVA: FK ist in gleicher Weise möglich, aber vermutlich unwahrscheinlicher, weil eine EVA, die zum Kernschaden führt, auch eine SHB-Leckage und Ausfall der RR-Absaugung verursachen kann.
Eine Variante kann relevant sein: Auslegungsgemäße SHB-Leckage mit offenem RR / Reaktorgebäude infolge EVA. Die Freisetzung dürfte nicht wesentlich anders sein, daher in FKJ einzugruppieren.

5.2.3.2 Überlegungen zu Freisetzungskategorien in SWR bei NLB und EVA

Die Freisetzungskategorien für die SWR-Referenzanlage wurden auf Basis der entsprechenden Überlegungen für den DWR ermittelt (siehe Tab. 5.4). Auch wenn die Anlagen unterschiedlich aufgebaut sind, so lassen sich doch deutliche Analogien bei den möglichen Freisetzungskategorien finden. Darum wurden ähnliche Kategorien gleich bezeichnet und lediglich mit dem Zusatz -S für SWR versehen.

Tab. 5.4 Freisetzungskategorien in SWR für NLB/EVA

FK im LB	FKA-S SHB offen oder beschädigt und RG unwirksam, SHB
Freisetzungspfad zur ATM	SHB → beschädigtes RG (Türen, Dach, oder ungefilterte Abluft) → Umgebung
Überlegungen zu NLB/EVA	NLB mit offenem SHB): FKA ohne SHB-Bypass ist denkbar, wenn die RG-Struktur z. B. infolge Wasserstoffbrand zerstört wird oder wenn das RG durch thermische Belastung versagt. BELB: es gibt einen analogen Fall. NLB mit geschlossenem SB: FKA denkbar, wenn der RDB und in unmittelbarer Folge der SHB versagt. Als Ursache kommt wie im LB vor allem Dampfexplosion und RDB-„Rakete“ in Frage. EVA: Als Ursache für FKA kommt wie im LB vor allem Dampfexplosion und RDB-„Rakete“ in Frage, aber auch direkte Auswirkungen der EVA sind denkbar.
FK im LB	FKA-S mit SHB-Bypass
Freisetzungspfad zur ATM	Freisetzung über Frischdampfleitungen bei Versagen der Abschlussorgane ins MH und von dort in die Umgebung
Überlegungen zu NLB/EVA	NLB mit offenem RDB: FKA mit SHB-Bypass ist ausgeschlossen, weil grundsätzlich kein treibender Druck in die Frisch-

dampfleitungen hinein möglich ist.
BELB: es gibt keinen analogen Fall
NLB mit geschlossenem RDB: FKA mit SHB-Bypass ist denkbar.
EVA: FKA mit SHB-Bypass ist denkbar.

FK im LB

FKB-S SHB offen oder vor RDB-Versagen druckbedingt beschädigt, RG intakt

**Freisetzungspfad zur ATM
Überlegungen zu NLB/EVA**

SHB → RG → MH → Umgebung
NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB):
FKB mit offenem SHB ist der wahrscheinliche Fall (für Fälle, in denen das RG nicht beschädigt wird).
BELB: es gibt einen analogen Fall.
NLB mit geschlossenem RDB oder nach EVA: FKB ist möglich.
Die in die Umgebung freigesetzte Menge hängt u. a. auch von der Rückhaltung in der KoKa ab. Dies wiederum wird vom Freisetzungspfad und dem Zustand der KoKa beeinflusst. Es wird eine entsprechende Unsicherheit im Quellterm verwendet – spezielle FK mit / ohne KoKa-Wirkung sind nicht gerechtfertigt.

FK im LB

FKC-S SHB schmilzt nach RDB-Versagen durch, RG intakt

**Freisetzungspfad zur ATM
Überlegungen zu NLB/EVA**

SHB → RG an Ronden → MH → Umgebung
NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): spätes SHB-Durchschmelzen ist möglich, aber irrelevant, da SHB ohnehin schon offen.
BELB: es gibt keinen analogen Fall
NLB mit geschlossenem RDB oder nach EVA: Durchschmelzen der Ronden am SHB-Boden möglich. Wasserbedeckung der Schmelze kann die Radionuklidfreisetzung beeinflussen.

FK im LB

FKD-S SHB versagt druckbedingt nach RDB-Versagen, RG intakt

**Freisetzungspfad zur ATM
Überlegungen zu NLB/EVA**

SHB → RG spät → MH → Umgebung
NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): SHB-Versagen ist irrelevant, dieser Fall tritt nicht auf (siehe FKB mit SHB offen)
BELB: es gibt keinen analogen Fall
NLB mit geschlossenem RDB oder EVA: spätes SHB-Versagen denkbar durch Überdruck (Dampf / Gase aus Schmelze-Beton) bei Ausfall des Venting oder durch Wasserstoffbrand.
Die in die Umgebung freigesetzte Menge hängt u. a. auch von der Rückhaltung in der KoKa ab. Dies wiederum wird vom Freisetzungspfad und dem Zustand der KoKa beeinflusst. Es wird eine entsprechende Unsicherheit im Quellterm verwendet – spezielle FK mit / ohne KoKa-Wirkung sind nicht gerechtfertigt. SHB

FK im LB

FKE wurde ausgelassen (zwecks Konsistenz mit DWR-Kat.)

**Freisetzungspfad zur ATM
Überlegungen zu NLB/EVA**

-
-

<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKF-S ungefiltertes Venting SHB → Venting ungefiltert Dachhöhe NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): SHB-Venting ist irrelevant, dieser Fall tritt nicht auf (siehe FKB mit SHB offen) BELB: es gibt keinen analogen Fall NLB mit geschlossenem RDB oder EVA: Venting mit Filterversagen durch Wasserstoffbrand oder infolge EVA denkbar.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKG-S erhöhte unkontrollierte SHB-Leckage erhöhte SHB-Leckage → RG → ungefilterte Abluft in die Umgebung NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): SHB-Leckage ist irrelevant, dieser Fall tritt nicht auf (siehe FKB mit SHB offen) BELB: es gibt keinen analogen Fall NLB mit geschlossenem RDB oder EVA: Erhöhte SHB-Leckage denkbar infolge hoher Temperaturen am Ladedeckel oder direkt infolge EVA. Erhöhte Leckage bedeutet auch erhöhten Wasserstoffeintrag in das RG mit wahrscheinlich wasserstoffbedingten Schäden und folglich ungefilterter Freisetzung der Leckage.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKH wurde ausgelassen (zwecks Konsistenz mit DWR-Kategorien) - -</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKI-S SHB intakt, erfolgreiches Venting SHB → Venting gefiltert Kaminhöhe NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): SHB-Venting ist irrelevant, dieser Fall tritt nicht auf (siehe FKB mit SHB offen) BELB: es gibt keinen analogen Fall NLB mit geschlossenem RDB oder EVA: Venting mit Filterfunktion ist ein wahrscheinlicher Fall. Falls es nach Venting zum SHB-Durchschmelzen kommt, tritt jedoch FKB oder FKC ein.</p>
<p>FK im LB Freisetzungspfad zur ATM Überlegungen zu NLB/EVA</p>	<p>FKJ-S SHB intakt ohne Venting Auslegungsgemäße SHB-Leckage → RG → gefilterte Abluft in die Umgebung NLB mit offenem RDB (und daher zugleich offenem SHB): dieser Fall tritt nicht auf (siehe FKB mit SHB offen) BELB: es gibt keinen analogen Fall NLB mit geschlossenem RDB oder EVA: Wenn SHB-Versagen vermieden wird (z. B. wegen einsetzender Kernkühlung), kann die auslegungsgemäße Leckage ggf. durch die gefilterte RG-Lüftung beherrscht werden.</p>

Zusammenfassend ist festzustellen, dass für den SWR analoge Freisetzungskategorien wie für den DWR definiert werden können. Beim SWR gibt es jedoch zusätzlich die Möglichkeit, dass die Wasservorlage in der Kondensationskammer im Frei-

setzungspfad durchströmt wird. Dadurch kann die Freisetzung erheblich reduziert werden. Auch diese Fälle konnten in das obige Schema eingefügt werden.

6 Ereignisbaumanalyse für DWR

In der GRS liegt ein Ereignisbaum für interne auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb vor, mit dem eine PSA der Stufe 2 für einen fortschrittlichen Druckwasserreaktor /GRS 01/ durchgeführt wurde. Dieser Baum wurde als Grundlage für den hier zu entwickelnden einheitlichen Baum für alle Abläufe bei NLB und nach EVA verwendet.

6.1 Zentrale Verzweigungen

Der komplette DWR-Ereignisbaum besteht aus 39 Verzweigungen. Eine vollständige Beschreibung des Ereignisbaumes ist im Fachband 4 /GRS 15d/ enthalten. Nachfolgend werden nur drei besonders entscheidende zentrale Verzweigungen kurz benannt.

Die Wahrscheinlichkeit von Freisetzungskategorien und ihren Merkmalen steht bei PSA der Stufe 2 im Vordergrund. Deshalb ist die Frage nach den Freisetzungskategorien eine zentrale Verzweigung.

Die Freisetzungskategorien werden wesentlich dadurch bestimmt, ob und wie der Sicherheitsbehälter seine Funktion verliert. Deshalb ist die Frage nach der Funktion des Sicherheitsbehälters eine weitere zentrale Verzweigung.

Die Ereignisabläufe bis zum Beginn von Brennstoffschäden werden in der PSA Stufe 1 in Gruppen (z. B. Kernschadenzustände) zusammengefasst, die einen jeweils ähnlichen Verlauf in der Stufe 2 erwarten lassen. Im Umkehrschluss folgt, dass unterschiedliche Gruppen aus der Stufe 1 zu unterschiedlichen Abläufen in der Stufe 2 führen. Deshalb sind die Schadensszenarien am Anfang von Stufe 2 eine weitere Gruppe von zentralen Verzweigungen.

6.2 Ergebnisse des DWR-Ereignisbaumes

Das vorliegende Vorhaben hat nicht zum Ziel, eine quantitativ richtige Ereignisbaumanalyse durchzuführen. Primär soll die Struktur des Ereignisbaumes entwickelt werden. Damit dieser getestet werden kann, muss er quantitativ mit Eingabedaten versehen werden. Diese Eingabedaten beruhen zu erheblichen Anteilen auf Schätzungen, im Wesentlichen:

- Die Häufigkeit von KSZ ist nicht aus bestehenden Analysen belastbar ableitbar. Deshalb wurden alle KSZ mit gleichen Wahrscheinlichkeiten versehen. Die Anzahl der KSZ aus NLB beträgt 11, diejenige aus EVA 4. Allein dadurch entsteht ein Übergewicht der NLB-Abläufe. Die gleiche Gewichtung für alle KSZ hat andererseits den positiven Nebeneffekt, dass das Gefährdungspotenzial der einzelnen KSZ einfacher miteinander verglichen werden kann.
- In einer kompletten PSA werden ablaufentscheidende Phänomene (z. B. Wasserstoffverbrennung oder Entstehen eines induzierten Lecks) mit speziellen Analysen untersucht. Diese sind im vorliegenden Vorhaben nicht vorgesehen. Deshalb werden entsprechende Informationen aus früheren PSA, insbesondere aus /GRS 01/ genutzt.

Die nachfolgenden Informationen sind daher nur als Beispiele dafür zu verstehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

6.2.1 Einzelne Phänomene

Entsteht primärseitige Druckentlastung zwischen KSZ und Kernumlagerung?

Ca. 20 % aller Abläufe sind Hochdruckfälle. Von diesen werden ca. 80 % durch Druckentlastung noch vor der Kernumlagerung zu Niederdruckfällen. Die hauptsächliche Ursache für den Druckabfall ist ein Versagen von Sicherheitsventilen in Offenstellung.

Beginnt primärseitige Bespeisung vor Kernumlagerung?

Viele der Fälle mit primärseitiger Druckentlastung münden in HD-Bespeisung. Fälle, in denen ND nicht versagt, haben mit der bedingten Wahrscheinlichkeit von 0,5 (Annahme) eine erfolgreiche Reparatur von HD-Systemen.

Wird die überwiegende Kernmasse im Kernbereich zurückgehalten?

Von den Fällen mit primärseitiger Bespeisung vor Kernumlagerung hat nur der geringere Anteil eine so frühzeitige Bespeisung, dass das Kernmaterial im Kernbereich und somit im RDB zurückgehalten werden kann.

Wie hoch ist der Primärkreisüberdruck bei RDB-Versagen gegenüber SHB-Druck?

Obwohl beim KSZ noch eine erhebliche Wahrscheinlichkeit für Hochdruckfälle bestand, ist in den meisten Fällen der Druck aus verschiedenen Gründen bis zum RDB-Versagen abgefallen. Dementsprechend selten ist ein RDB-Versagen unter Hochdruck mit potenziell gefährdenden Folgen.

Findet ein spätes druckbedingtes SHB-Versagen statt?

Das Überdruckversagen des SHB in ca. 15 % aller Fälle rührt im Wesentlichen davon her, dass in zwei KSZ davon ausgegangen wurde, dass Venting nicht verfügbar ist.

SHB-Endzustände ohne Bypass

Folgende Wahrscheinlichkeiten wurden ermittelt:

3.778E-04	mechanische Beschädigung des SHB nach Abheben des RDB (RDB-„Rakete“) oder Dampfexplosion (SVHDE)
2.065E-01	Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses oder SHB offen (SVOE)
1.772E-03	Überdruckversagen oder Leck des SHB bis einschl. RDB-Versagen (SVPR)
2.512E-02	Durchschmelzen eines Sumpfansaugrohres (SVDSE)
1.400E-01	Überdruckversagen des SHB spät (SVPE)
5.277E-01	SHB intakt mit Druckentlastung (SIVE)
9.853E-02	SHB intakt ohne Druckentlastung (SloVE)

Der relativ hohe Beitrag von SVOE hat zwei Ursachen:

- a) Es gibt einen EVA-Fall, in dem der SHB unmittelbar durch das einleitende Ereignis beschädigt wird.
- b) Bei einem Fall mit Deborierung tritt der KSZ so schnell ein, dass es nicht (wie sonst bei NLB) möglich ist, offene Schleusen zu schließen.

Der relativ hohe Beitrag von SVPE hat als Ursache, dass bei zwei KSZ das Ventingssystem nicht verfügbar ist.

Die übrigen Wahrscheinlichkeiten liegen in dem Trend, der z. B. auch aus vorherigen PSA /GRS 01/ bekannt ist.

6.2.2 Freisetzungskategorien

An dieser Stelle wird erneut darauf hingewiesen, dass die nachfolgenden Informationen nur als Beispiele dafür zu verstehen sind, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

Nachfolgend werden die Freisetzungskategorien, ihre Wahrscheinlichkeiten und die hauptsächlich beitragenden Phänomene angegeben. Die Beschreibung der Freisetzungskategorien ist in Tab. 5.3 zu finden.

FKA ohne SHB-Bypass, Freisetzungspfad durch RG-Türen

- Wahrscheinlichkeit: 3.778E-04
- Hauptbeiträge:
 - mech. Beschädigung des SHB nach Abheben des RDB bei Hochdruck-Kernschmelzfällen, oder durch Dampfexplosion mit den Ursachen
 - Hochdruck bei Kernschadenzustand
 - Auslösendes Ereignis ist Transiente oder Ausfall der Hauptwärmesenke

FKA mit SHB-Bypass nicht durch Wasservorlage

- Wahrscheinlichkeit: 1.083E-01
- Hauptbeiträge:
 - SHB intakt mit Druckentlastung – der SHB wird umgangen
 - SHB-Bypass zum Ringraum hin – vom Ringraum aus dann Freisetzung zur Umgebung
 - Niederdruck beim Kernschadenzustand

FKB, SHB offen, Freisetzungspfad durch Gebäude

- Wahrscheinlichkeit: 2.01E-01
- Hauptbeiträge:
 - Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses, oder SHB offen
 - Beschädigung des SHB von außen infolge EVA
 - Bei NLB: Ablauf mit Deborierung zu schnell, um evtl. offene Schleusen zu schließen
 - Niederdruck beim KSZ
 - Transiente Ausfall Hauptspeisewasser + Hauptwärmesenke
 - Deborierung lokal im Primärkreis (Deionatpfropfen)
 - mindestens eine Schleuse offen
(wegen des schnellen Ablaufs bei Deborierung gelingt Schließen nicht)

Fasst man die Hauptbeiträge zusammen, so handelt es sich meist entweder um sehr schnelle Abläufe im NLB (Leistungstransienten infolge Deborierung), bei denen ein offener SHB nicht mehr rechtzeitig geschlossen werden kann oder um Abläufe, bei denen der SHB von Anfang an durch eine Einwirkung von außen beschädigt ist. Die relativ hohe Häufigkeit der Freisetzungskategorie ergibt sich, weil allen Kernschadenszuständen dieselbe Eintrittswahrscheinlichkeit zugeschrieben wird.

FKB, SHB versagt früh, Freisetzungspfad durch RR-Lüftung

- Wahrscheinlichkeit: 1.44E-03
- Hauptbeiträge:
 - Mitteldruck (HD-, aber nicht ND-Einspeisung möglich)
 - Überdruckversagen oder Leck des SHB bis einschl. RDB-Versagen
 - Reaktorgebäude auslegungsgemäß dicht
 - Annahme: 1.6 % Wahrscheinlichkeit für hohen SB-Druck >1,55 MPa bei RDB-Versagen unter mittlerem Druck

FKC mit SHB-Bypass durch Wasservorlage

- Wahrscheinlichkeit: 0.0

FKC wurde als Freisetzungskategorie definiert in Analogie zum bedeckten Dampferzeigerheizrohrleck im Leistungsbetrieb. Ein analoger Ablauf bei Nichtleistungsbetrieb oder Einwirkungen von außen ist möglich, aber er kommt bei den hier unterstellten Kernschadenszuständen nicht vor.

FKE mit spätem SHB-Versagen (Durchschmelzen, Überdruck)

- Wahrscheinlichkeit: 1.42E-01
- Hauptbeiträge:
 - Überdruckversagen des SHB spät
 - Überdruckversagen des SHB in nasser Phase
 - Venting wird nicht durchgeführt

Unter der Annahme, dass Venting erforderlichenfalls nicht gelingt, ergibt sich im Ereignisbaum ein Überdruckversagen des SHB.

FKF ungefiltertes Venting (Versagen des Ventingfilters)

- Wahrscheinlichkeit: 6.87E-02
- Hauptbeiträge:
 - SHB intakt mit Druckentlastung
 - Hochdruck (HD- und ND-Einspeisung nicht möglich)
 - Transiente Ausfall Hauptspeisewasser + Hauptwärmesenke

Unter der Annahme, dass das Venting erforderlichenfalls eingeleitet wird, ergibt sich im Ereignisbaum eine gewisse geringe Wahrscheinlichkeit für Ventingfilter-Versagen.

FKF SHB-Leckage ohne RR-Störfallabsaugung

- Wahrscheinlichkeit: 0.0

Diese Freisetzungskategorie wurde in Analogie zum Leistungsbetrieb definiert. Ein analoger Ablauf bei Nichtleistungsbetrieb oder Einwirkungen von außen könnte grundsätzlich geschehen, wurde im Ereignisbaum aber nicht quantifiziert.

FKG erhöhte SHB-Leckage ohne wesentliche Rückhaltung im RR

- Wahrscheinlichkeit: 0.0

Es kommen zwar Abläufe vor, die die Merkmale für diese Freisetzungskategorie erfüllen, aber diese Abläufe erfüllen zugleich auch die Merkmale für höherrangige Kategorien (z. B. für spätes SB-Überdruckversagen) und werden diesen zugeordnet. Deshalb verbleiben für FKG keine Beiträge.

FKH gefiltertes Venting mit Schaden an Venting-Leitung:

Abläufe mit dieser Freisetzungskategorie haben denselben Quellterm wie FKI, jedoch lediglich mit einer Freisetzung auf Gebäudehöhe anstatt auf Kaminhöhe. Sie wurden mit der Kategorie FKI gemeinsam ausgewertet und nicht separat quantifiziert.

FKI gefiltertes Venting (mit und ohne Schaden an der Venting-Leitung)

- Wahrscheinlichkeit: 3.87E-01
- Hauptbeiträge:
 - SHB intakt mit Druckentlastung
 - Niederdruck
 - Transiente Ausfall Hauptwärmesenke

Gefiltertes Venting ist die mittels Notfallmaßnahmen angestrebte Freisetzungskategorie. Es ist jedoch zu bedenken, dass auch bei diesem Ablauf letztlich eine Betonerosion im Fundament bis zur Kontamination des Untergrundes führen kann, die hier nicht berücksichtigt ist.

SHB intakt ohne Venting mit RR-Störfallabsaugung

- Wahrscheinlichkeit: 9.17E-02
- Hauptbeiträge:

- SHB intakt ohne Druckentlastung
- Niederdruck beim KSZ
- Transiente Ausfall Hauptwärmesenke

Abläufe mit intaktem SHB ohne Venting sind im Rahmen der getroffenen Annahmen nur möglich, wenn der RDB intakt bleibt. Dies wiederum erfordert die Annahme, dass die Rückhaltung des Kernmaterials im Kernbereich gelingt.

7 Ereignisbaum für SWR

In der GRS liegt ein Ereignisbaum für interne auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb vor, mit dem eine PSA der Stufe 2 für einen SWR /GRS 07/ durchgeführt wurde. Dieser Baum wurde als Grundlage für den hier zu entwickelnden einheitlichen Baum für alle Abläufe bei NLB und nach EVA verwendet.

7.1 Zentrale Verzweigungen

Der komplette DWR-Ereignisbaum besteht aus 46 Verzweigungen. Eine vollständige Beschreibung des Ereignisbaumes ist im Fachband 4 /GRS 15d/ enthalten. Nachfolgend werden nur drei besonders entscheidende zentrale Verzweigungen kurz benannt.

Die Wahrscheinlichkeit von Freisetzungskategorien und ihren Merkmalen steht bei PSA der Stufe 2 im Vordergrund. Deshalb ist die Frage nach den Freisetzungskategorien eine zentrale Verzweigung.

Die Freisetzungskategorien werden wesentlich dadurch bestimmt, ob und wie der Sicherheitsbehälter seine Funktion verliert. Deshalb ist die Frage nach der Funktion des Sicherheitsbehälters eine weitere zentrale Verzweigung.

Die Ereignisabläufe bis zum Beginn von Brennstoffschäden werden in der PSA Stufe 1 in Gruppen (z. B. Kernschadenzustände) zusammengefasst, die einen jeweils ähnlichen Verlauf in der Stufe 2 erwarten lassen. Im Umkehrschluss folgt, dass unterschiedliche Gruppen aus der Stufe 1 zu unterschiedlichen Abläufen in der Stufe 2 führen. Deshalb sind die Schadensszenarien am Anfang von Stufe 2 eine weitere Gruppe von zentralen Verzweigungen.

7.2 Quelltermabschätzung im Rahmen des Ereignisbaums

Die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung (Quellterm) kann für die im Ereignisbaum auftretenden Ereignisabläufe mit Hilfe eines Parametermodells abgeschätzt werden, dessen Quantifizierung im Wesentlichen auf den Ergebnissen der deterministischen Rechenfälle beruht. Dieses Modell wird beschrieben in /GRS 06/. Infolge der vorteilhaften Eigenschaften des Ereignisbaumanalyseprogramms EVNTRE ist es möglich, ein solches Modell ohne Komplikationen in den Ereignisbaum zu integrieren.

Eine solche Quelltermabschätzung wurde im Rahmen dieses Vorhabens beispielhaft für die untersuchten Abläufe in einem SWR durchgeführt. Dabei wurden die luftgetragenen Freisetzungen von Edelgasen bzw. Cäsium in die Umgebung nach Abschluss aller wesentlichen Freisetzungsvorgänge als repräsentative Ergebnisgrößen betrachtet.

Die konkrete Implementierung im Ereignisbaum erfolgte durch zusätzliche Verzweigungspunkte am Ende des eigentlichen Ereignisbaums. Mit Hilfe des zuvor definierten Parametermodells wurde separat für jeden untersuchten Kernschadenzustand (KSZ) eine Quelltermabschätzung für die verschiedenen möglichen Freisetzungskategorien vorgenommen.

Die hier beispielhaft durchgeführte Quelltermabschätzung im Rahmen eines Ereignisbaums ist grundsätzlich auf weitere Stoffgruppen über Edelgase und Cäsium hinaus erweiterbar. Berücksichtigt man bei der Implementierung des Parametermodells nicht nur Punktwerte, sondern auch Unsicherheitsverteilungen, können auch die Ergebnisunsicherheiten ermittelt werden.

Bei Vorliegen eines kompletten Spektrums von KSZ und zugehörigen Häufigkeiten aus einer PSA der Stufe 1 kann mit der hier zugrunde liegenden Methodik auch eine integrale Ergebnisdarstellung erfolgen, bei der für jede Freisetzungskategorie die sich insgesamt ergebende Häufigkeit und der abgeschätzte Quellterm angegeben werden.

7.3 Ergebnisse des SWR-Ereignisbaumes

Der erstellte SWR-Ereignisbaum besteht aus 46 Verzweigungen und ist sehr umfangreich. Eine vollständige Dokumentation mitsamt Ergebnissen ist daher in dem Fachband 4 /GRS 15d/ enthalten.

7.3.1 Einzelne Phänomene

Wird Kernmaterial im Kernbereich durch Steuerstabspülwasser bei HD zurückgehalten?

Die erfolgreiche Rückhaltung geht auf diejenigen Kernschadenzustände zurück, bei denen zugleich kein Niederdruck herrscht und bei denen Steuerstabspülwasser verfügbar ist.

Hier kann eine Problematik dadurch entstehen, dass Hochdruckfälle durch die Druckentlastung in Niederdruckfälle überführt werden sollen, was mit einem erheblichen Kühlmittelverlust bis unter die Kernoberkante verbunden ist. Das Steuerstabspülwasser reicht zwar bei voll bedecktem Kern zur Nachwärmeabfuhr knapp aus, aber es ist für die Kühlung eines teilbedeckten Kerns, bei dem in den oberen Abschnitten eine Überhitzung und Zirkonoxidation beginnt, u. U. nicht ausreichend.

Kommt es am Reaktorkühlkreislauf zwischen KSZ und Kernumlagerung zum Druckabfall?

Falls bis zum KSZ keine aktive Druckentlastung gelungen ist, wird auch im weiteren Verlauf kein Erfolg unterstellt. Die Wahrscheinlichkeit für einen Druckabfall zwischen KSZ und Kernumlagerung aus diesem Grunde ist folglich Null.

Lecköffnung an einer heißen Kühlmittleitung und Offenbleiben eines Sicherheitsventils sind als Ursache für einen Druckabfall annähernd gleich wahrscheinlich.

Lecköffnung am RDB(-Deckel) kommt nicht vor, weil es keine Fälle oberhalb des Ansprechdruckes der Sicherheitsventile gibt.

Wird die Kernmasse im Kernbereich zurückgehalten?

Die Rückhaltung kommt bei den unterstellten Annahmen ausschließlich durch Steuerstabspülwasser zustande. Fälle, in denen Hochdruck- oder Niederdruckbespeisung eingreifen könnte, sind in der begrenzten Zahl von Kernschadenzuständen nicht enthalten. Mögliche Notfallmaßnahmen für die RDB-Bespeisung wurden nicht untersucht.

Geschieht SHB-Versagen nach KSZ und vor RDB-Versagen?

Mit den im Ereignisbaum eingegebenen Temperaturen für den SHB ergibt sich bei Hochdruckfällen eine gewisse, nicht sehr hohe Wahrscheinlichkeit für ein Dichtungsversagen des Ladedeckels.

Welcher Wasserstand herrscht im Steuerstabsantriebsraum (SAR), wenn der RDB durchschmilzt?

6.425E-01 SAR-Wasserstand zum Zeitpunkt des RDB-Durchschmelzens weniger als 1 m

3.575E-01 SAR-Wasserstand zum Zeitpunkt des RDB-Durchschmelzens >1 m

Lecks am RDB-Boden oder am Flutkompensator tragen dominant zu höherem Wasserstand bei. Überlauf aus der KoKa ist ein weiterer signifikanter Beitrag.

Treten Schäden am SHB unmittelbar bei RDB-Bodendurchschmelzen auf?

Derartige Schäden treten nicht auf.

Welche Auswirkungen einer Dampfexplosion im SAR ergeben sich?

Da die Wahrscheinlichkeit für einen erhöhten Wasserstand im SAR erheblich ist (s. o.), gibt es auch eine nicht vernachlässigbare Wahrscheinlichkeit für eine dampfexplosionsbedingte SHB-Schädigung.

Versagen SHB-Durchdringungen am Boden der Druckkammer (DK) unter Kernmaterialeinfluss?

Die Abläufe ohne Durchschmelzen der SHB-Durchdringung sind fast ausschließlich auf die Fälle ohne RDB-Versagen zurückzuführen. Ansonsten versagt der SHB am Boden, wobei der Versagenszeitpunkt vor allem von der Nachwärmeleistung abhängt.

Findet SHB-Venting nach RDB-Versagen und vor SHB-Überdruckversagen statt?

Die Wahrscheinlichkeit für gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist gering. Dies hat folgende Gründe:

- Allein aufgrund der Annahmen über die Eigenschaften der Kernschadenzustände im Nichtleistungsbetrieb ergibt sich bereits eine Wahrscheinlichkeit von etwa 40 % für einen offenen Sicherheitsbehälter. Venting ist dabei irrelevant.
- Die Wahrscheinlichkeit für ein Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters nach RDB-Versagen an den Ronden ist sehr hoch. Dieses Durchschmelzen geschieht in der Regel, bevor der Druck für die Einleitung der Druckentlastung erreicht wird. Deshalb ist ein Venting danach bedeutungslos.

Die wenigen Fälle, die zum Venting führen, sind Abläufe mit relativ geringer Schmelzmasse am Boden des Sicherheitsbehälters und einer langsamen Erosion des Fundamentbetons. Auch wenn Venting stattfindet, ist in der Regel davon auszugehen,

dass danach ein erheblicher SHB-Schaden durch Durchschmelzen geschieht, der die radiologischen Folgen dominiert, so dass der entsprechende Ablauf einer schwerwiegenderen Freisetzungskategorie zugeordnet wird. Deshalb ist die Wahrscheinlichkeit der Freisetzungskategorie mit erfolgreichem gefiltertem Venting annähernd Null.

Wodurch entsteht druckbegrenzendes/senkendes SHB-Leck nach KSZ?

Diese Verzweigung fasst lediglich die in vorherigen Zweigen fest gestellten SHB-Versagensarten zusammen, um die Auswertung zu erleichtern. Eine inhaltliche Neubewertung erfolgt hier nicht.

Eindeutig überwiegt das Durchschmelzen am SHB-Boden. Hierzu werden auch Abläufe mit Durchschmelzen gezählt, bei denen der SHB von Anfang an offen ist, sowie Abläufe mit Durchschmelzen, bei denen auch ein Leck am SHB-Deckel entsteht. Die Wahrscheinlichkeiten der übrigen Abläufe sind unerheblich.

SHB-Endzustände

Folgende Wahrscheinlichkeiten wurden ermittelt:

- 0.0: SB-Überdruckversagen nach KSZ und vor RDB-Versagen
- 2.574E-04: SB-Versagen durch in-vessel-Dampfexplosion
- 0.0: SB-Versagen unmittelbar bei RDB-Bodenversagen incl. direct containment heating
- 3.575E-02: SB-Versagen durch ex-vessel-Dampfexplosion
- 8.080E-01: SB-Versagen durch Durchschmelzen oder Überdruck (dominant ist das Durchschmelzen der Ronden)
- 1.430E-02: Es entsteht ein auslegungsüberschreitendes SB-Leck (dominant ist ein Leck an der Ladedeckeldichtung)
- 1.417E-01: Es entsteht keine erhebliches auslegungsüberschreitendes Leck

7.3.2 Freisetzungskategorien

Nachfolgend werden die Freisetzungskategorien, ihre Wahrscheinlichkeiten und die hauptsächlich beitragenden Phänomene angegeben. Die Beschreibung der Freisetzungskategorien ist in Tab. 5.4 zu finden.

FKA SHB offen/beschädigt und RG strukturell beschädigt

- Wahrscheinlichkeit: 6.681E-02
- Hauptbeiträge:
 - Im Nichtleistungsbetrieb: offener Ladedeckel
 - Bei Einwirkungen von außen: Schäden am Reaktorgebäude beim KSZ

Die Hauptbeiträge für diese Freisetzungskategorie stammen aus den Eigenschaften der Kernschadenzustände am Ende der PSA Stufe 1 und nicht aus den Vorgängen in der Stufe 2.

FKA SHB-Bypass

- Wahrscheinlichkeit: 1.139E-01
- Hauptbeiträge:
 - Durchdringungsabschluss nicht intakt, Kühlmittelverlust

FKB SHB vor RDB-Versagen offen/beschädigt, RG strukturell intakt

- Wahrscheinlichkeit: 4.085E-01
- Hauptbeiträge:
 - offener Ladedeckel
 - Pfad vom Reaktorgebäude zur Umgebung via Maschinenhaus

Die Hauptbeiträge für den offenen SHB stammen aus dem Kernschadenzustand bei Nichtleistungsbetrieb. Die Freisetzung zur Umgebung über das Maschinenhaus ist der weitaus überwiegende Freisetzungspfad.

FKC SHB schmilzt durch, RG strukturell intakt

- Wahrscheinlichkeit: 2.536E-01
- Hauptbeiträge:
 - SHB-Versagen durch Durchschmelzen

Das Durchschmelzen des SHB findet fast bei allen Kernschmelzabläufen statt. Die entsprechende Freisetzungskategorie FKC ist hier quantitativ mit ca. 25% dennoch nicht dominant, weil andere gravierendere Freisetzungspfade in denselben Pfaden (z. B. der offene SHB-Deckel) relativ häufig auftreten und das Durchschmelzen des SHB überdecken.

FKD SHB versagt druckbedingt nach RDB-Versagen, RG strukturell intakt

- Wahrscheinlichkeit: 1.557E-02
- Hauptbeiträge:
 - auslegungsüberschreitendes SHB-Leck am Ladedeckel
 - SHB-Venting ist erforderlich und findet nicht statt

Das auslegungsüberschreitende Leck an der SHB-Ladedeckeldichtung kommt in sehr vielen Abläufen vor und ist deshalb sehr wahrscheinlich. Dennoch ist die Freisetzungskategorie FKD (die die Freisetzung durch Leck an der Dichtung enthält) quantitativ mit ca. 1,5% bedingter Wahrscheinlichkeit nicht dominant, weil andere gravierendere Schadenszustände (z. B. das Durchschmelzen des SHB) in denselben Abläufen relativ häufig auftreten und das Ladedeckelleck des SHB überdecken.

FKE wurde ausgelassen (zwecks Konsistenz mit DWR-Kategorien)

FKF SHB und RG intakt, ungefiltertes Venting

- Wahrscheinlichkeit: 0.0
- Hauptbeiträge: keine

In den Fällen, in denen Venting vorkommen könnte, bestehen bereits höhere Freisetzungskategorien, oder nachfolgend entstehen schwerwiegendere Kategorien (z. B. infolge Durchschmelzen des SHB), so dass mögliche Freisetzungskategorien mit Venting dadurch überdeckt werden und hier mit Null Wahrscheinlichkeit auftreten.

FKG erhöhte SHB-Leckage, RG intakt

- Wahrscheinlichkeit: 1.323E-02
- Hauptbeiträge:

- erhöhte SHB-Leckage
- Reaktorgebäude bleibt abgeschlossen

Es handelt sich meist um Fälle mit Rückhaltung des Kerns im RDB, wobei aber die SHB-Isolation nicht korrekt ist.

FKH wurde ausgelassen (zwecks Konsistenz mit DWR-Kategorien)

FKI SHB und RG intakt, gefiltertes Venting

- Wahrscheinlichkeit: 0.0
- Hauptbeiträge: keine

In den Fällen, in denen Venting vorkommen könnte, bestehen bereits höhere Freisetzungskategorien oder nachfolgend entstehen schwerwiegendere Kategorien (z. B. infolge Durchschmelzen des SHB), so dass mögliche Freisetzungskategorien mit Venting dadurch überdeckt werden und hier mit Null Wahrscheinlichkeit auftreten.

FKJ SHB und RG intakt, kein Venting

- Wahrscheinlichkeit: 1.284E-01
- Hauptbeiträge:
 - überwiegende Kernmasse wird im Kernbereich zurückgehalten

Diese Fälle treten auf bei KSZ mit Hochdruck, bei denen eine Steuerstabspülwasser-Bespeisung funktionsfähig ist.

8 Auswertung und Schlussfolgerungen

8.1 Bewertung einzelner relevanter Phänomene

Die meisten Phänomene bei Unfallabläufen ausgehend vom NLB und nach EVA sind ähnlich denen bei den früher analysierten Unfallabläufen ausgehend von internen einleitenden Ereignissen im Leistungsbetrieb. Aus diesem Grunde ist es z. B. auch möglich, das Rechenprogramm MELCOR für diese Abläufe gleichermaßen einzusetzen.

Die folgende Dokumentation konzentriert sich auf Aspekte bei Nichtleistungsbetrieb oder bei Einwirkungen von außen, die in bisherigen Analysen keine oder nur geringe Bedeutung hatten

8.1.1 Wasserstoffgefährdung während des Kernschmelzablaufs bei offenem RDB

Bevor im vorliegenden Vorhaben erstmals MELCOR-Analysen mit offenem RDB durchgeführt wurden, war vermutet worden, dass bei offenem RDB Luftsauerstoff zu dem schmelzenden Kern hinzutreten könnte. Die MELCOR-Analysen haben jedoch (mit einer erklärbaren Ausnahme) gezeigt, dass in der Atmosphäre innerhalb des RDB stets so viel Wasserdampf vorhanden ist, dass der Luftsauerstoff keine Rolle spielt. Tendenziell wird bei offenem RDB eher mehr Wasserstoff erzeugt.

Die tendenziell höhere Wasserstoffbildung bei offenem RDB geht einher mit einer längeren Entstehungsdauer und – da der RDB offen ist – einer besseren Konvektion im SHB. Beide Faktoren begünstigen den Wasserstoffabbau in den Rekombinatoren, so dass in keiner der hier durchgeführten Rechnungen ein Wasserstoffbrand im geschlossenen SHB auftrat.

Bei SWR mit offenem RDB ist auch der SHB-Ladedeckel zwangsläufig offen. Die Frage nach SHB-Versagen stellt sich daher nicht. Ferner sind in allen Rechenfällen Brände im Reaktorgebäude aufgetreten, die dort zu Druckspitzen führen. Dies geschieht vor allem deshalb, weil keine Rekombinatoren im Gebäude wirken. Dadurch ergibt sich vorübergehend ein verstärkter Austrag von Radionukliden aus dem Reaktorgebäude zum Maschinenhaus. Ein Versagen des massiven Reaktorgebäudedaches oder anderer Elemente des Gebäudes kann ohne eingehende Analyse nur spekulativ mit einer Wahrscheinlichkeit versehen werden.

8.1.2 Thermische Belastung oberhalb des RDB

Bei geschlossenem RDB besteht keine direkte Verbindung aus der Kernschmelze in darüber liegende Bereiche. Bei offenem RDB könnte Konvektion oder Wärmestrahlung aus dem RDB die darüber liegenden Strukturen thermisch belasten.

Die Maximaltemperatur der SHB-Stahlschale liegt beim DWR in allen berechneten MELCOR-Fällen im Bereich von 510 K bis 640 K. Sie übersteigt somit die Auslegungstemperatur von 418 K deutlich, erreicht aber noch keine strukturmechanisch relevanten Werte /GRS 15/. Die Temperaturen steigen während der gesamten Analysedauer ständig. In der frühen Phase während der Kernzerstörung sind sie noch moderat. Dabei ist der Einfluss eines offenen oder geschlossenen RDB unbedeutend. Im Verlauf der Schmelze-Beton-Erosion steigen die Temperaturen stetig weiter bis zum Ende der Rechnungen. Die tatsächlich zu erwartenden Maximalwerte sind daher noch unbestimmt. Daher kann eine geringe Wahrscheinlichkeit für ein späteres SHB-Versagen auch bei funktionierender Druckentlastung unterstellt werden. Eine gefilterte Druckentlastung bereits unter dem derzeit vorgesehenen Druck sollte deshalb bei hohen Temperaturen in Betracht gezogen werden.

Im SWR ist der SHB zwangsläufig offen, wenn der RDB-Deckel abgenommen wird. Die Frage nach der Belastung und dem Versagen des SHB stellt sich daher nicht. Da bei Kernschmelzfällen immer mit einem ungefilterten Freisetzungspfad vom RG über das Maschinenhaus und dessen Dachklappen in die Umgebung auszugehen ist, wird die Frage nach der thermischen Belastung am RG-Dach zweitrangig.

8.1.3 Verhalten der Radionuklide bei offenem RDB

Für Unfallabläufe ausgehend vom NLB stellt sich zunächst die Frage, ob in der Zeit seit der Abschaltung eine erhebliche Menge der radiologisch relevanten Isotope zerfallen ist. Zu den relevanten Elementen zählen Kr, Xe, I und Cs /BFS 05/, die zugehörigen relevanten Isotope sind Kr-88, Xe-133, J-131 und Cs-137. Die hauptsächlichsten Freisetzungen in die Umgebung, die in den MELCOR-Analysen vorkommen, geschehen frühestens ab etwa 5 h und spätestens bei etwa 200 h. Kr-88 ist wegen seiner kurzen Halbwertszeit je nach Unfallablauf bereits weitgehend zerfallen, aber die anderen Isotope sind noch weiterhin vorhanden. Es ist daher auch im NLB erforderlich, in den MELCOR-Analysen dieselben Elementgruppen zu verfolgen wie im Leistungsbetrieb.

Insgesamt kann anhand von Vergleichen zwischen früheren und neueren Rechenfällen geschlossen werden, dass die im vorliegenden Vorhaben benutzte MELCOR-Version und die entsprechenden Eingabedaten konsistente Freisetzen zu den früheren MELCOR-Analysen /GRS 01/ liefern. Da in die Freisetzen alle Phänomene von der Kernzerstörung bis zur Ablagerung im SHB eingehen, kann auch in Bezug auf die einzelnen Phänomene von einer konsistenten Behandlung ausgegangen werden.

Gegenüber den früheren Analysen wurden im vorliegenden Vorhaben erstmals MELCOR-Rechnungen mit offenem RDB durchgeführt (z. B. DWR-NLB-B). Auch wenn die Freisetzung in einzelnen Phasen vor und nach dem RDB-Versagen unterschiedlich verläuft, ist die Freisetzung aus dem SHB hinaus insgesamt bei offenem oder geschlossenem RDB ähnlich. Dies ist der Grund dafür, dass in den vorgeschlagenen Freisetzungskategorien nicht nach offenem oder geschlossenem RDB unterschieden wird.

8.1.4 Verbesserte Modellierung des Sumpfes im DWR

Die Bereiche, in denen nach dem Versagen des RDB eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung stattfindet, werden in MELCOR „cavity“ genannt. In früheren MELCOR-Analysen wurde nur eine einzige cavity modelliert, die die Reaktorgrube darstellt. Somit kann auch nur in diesem Bereich mit Kernschmelze gerechnet werden. Wasser kann auch nach einer entsprechenden Erosion der umgebenden Betonwände nur in begrenztem Umfang die cavity erreichen.

In Realität wird sich Kernschmelze jedoch auch in den Ringspalt zwischen biologischem Schild und in den SHB-Sumpf gelangen. Dies ist in einer neu entwickelten MELCOR-Modellierung mittels dreier miteinander verbundener *cavities* abgebildet. Dabei ist mit einem intensiven Kontakt mit Wasser zu rechnen. Andererseits gibt die cavity in der Reaktorgrube Schmelze ab, so dass dort eine schwächere Erosion anzunehmen ist. Angesichts der sehr komplexen miteinander zusammenhängenden Abläufe ist aber eine Abschätzung der Folgen ohne MELCOR-Analyse nicht möglich.

Zusammenfassend lässt sich anhand der neuen Rechenergebnisse mit drei cavities folgern:

- Je mehr Wasser im Sumpf verfügbar ist, das mit der Schmelze in Kontakt kommt, desto schneller steigt der Druck im SHB. Insofern führt die neue cavity-

Modellierung zu einer höheren Druckbelastung des SHB, und auch zu einer höheren Anforderung an die Kapazität des SHB-Druckentlastungssystems.

- Je weiter die Schmelze ausgebreitet wird und je mehr sie in Kontakt mit Wasser kommt, desto eher besteht die Möglichkeit, dass die Schmelzeanteile im Sumpf so weit gekühlt werden, dass dort keine Betonerosion mehr stattfindet.
- Wenn die Schmelzemassen, die in die Spalt- und Sumpfcavity strömen, nach kurzer Zeit erstarren, bildet sich dort auch kein Gas- und Dampfstrom mehr aus, mit dem u. a. wärmeerzeugende Radionuklide aus dem Sumpfbereich ausgetragen werden können. Somit bleibt die integrale Nachzerfallsleistung in den cavities der neuen Modellierung signifikant größer.
- Wegen der höheren Dampfbildung in der neuen Modellierung muss der Venting-Vorgang länger andauern, um denselben Enddruck zu erreichen. Deshalb wird das SHB-Druckentlastungssystem integral mit mehr Gas und Dampf beaufschlagt.

8.1.5 Gefährdung der SHB-Integrität durch Kernschmelze beim SWR

Am tiefsten Teil des SHB befinden sich vertikal stehende, zylindrische Stahlplatten (als „Ronden“ bezeichnet), die eine Schnittstelle zwischen Reaktorgebäude (RG) und Sicherheitsbehälter (SHB) bilden. Diese Ronden werden bei Schmelzeeinwirkung, selbst unter Berücksichtigung einer unterstellten Außenkühlung mit Wasser, schnell versagen.

Nach dem Durchschmelzen des RDB wird das Vordringen der Kernschmelze zu den Ronden zunächst von einer Mauer verhindert, auf der die Montagemaschine lagert. Diese Mauer hat jedoch nur eine begrenzte Wirkung. Sobald ein großer Teil des Kernmaterials in den Steuerstabantriebsraum gelangt ist, wird die etwa 1 m hohe Mauer überströmt. Selbst wenn dies nicht geschieht, wird sie auf Dauer mit hoher Wahrscheinlichkeit von der Schmelze erodiert.

Generell ist zu schließen, dass eine hohe Wahrscheinlichkeit für schmelzebedingtes Versagen des SHB an den Ronden besteht. Damit ist auch eine hohe Radionuklidfreisetzung in die Umgebung verbunden. Einzelheiten des Zeitablaufs und der Freisetzung sind in komplexer Weise vom Ereignisablauf abhängig.

8.1.6 Radionuklidfreisetzungen nach Versagen des SHB im SWR

Alle MELCOR-Simulationen führen beim SWR letztlich zu einem Versagen des SHB im Bereich der Ronden zum Reaktorgebäude hin. Das Reaktorgebäude wiederum ist über die offenen Berstelemente mit dem Maschinenhaus verbunden, dessen Dachklappen sich öffnen. Es besteht also ein ungefilterter Freisetzungspfad aus der Kernschmelze in die Atmosphäre. Erwartungsgemäß sind dann auch fast vollständige Freisetzungen der Edelgase in die Umgebung berechnet worden. Bemerkenswert ist, dass die Freisetzungen von Iod und Cäsium in die Umgebung auch bei diesen Versagensszenarien deutlich begrenzt sind: Die Iodfreisetzungen betragen zwischen 1 % und 10 % des Kerninventars, bei Cäsium sind es zwischen 0,2 % und 2,6 %. Die Ursache für diese erhebliche Rückhaltung besteht vor allem darin, dass sich Iod und Cäsium überwiegend in den Wasservolumina befinden. Das Wasser verbleibt teilweise in der Kondensationskammer, am Boden des Reaktorgebäudes oder es fließt in Schächte und Kanäle, die an das Reaktorgebäude angrenzen. Die im Wasser befindlichen Schadstoffe können nur sehr begrenzt in die Umgebung gelangen.

8.1.7 Vergleich der Unfallabläufe mit früheren Analysen

Frühere Analysen haben sich auf Ereignisse im Leistungsbetrieb bei internen einleitenden Ereignissen konzentriert. Es wird hier diskutiert, in wieweit methodisch oder phänomenologisch Unterschiede zu den hier durchgeführten Analysen bestehen.

Merkmale der Kernschadenzustände

Die Kernschadenzustände, die u. a. den Übergang von PSA der Stufe 1 auf die Stufe 2 beschreiben, bestehen aus einem Satz von Merkmalen. Für die bisherigen Analysen im Leistungsbetrieb sind z. B. in /BFS 05/ die erforderlichen Merkmale aufgelistet. In Bezug auf Einwirkungen von außen können grundsätzlich dieselben Merkmale benutzt werden, wobei ggf. einige Begriffe anzupassen sind. Dies betrifft beispielsweise das Merkmal „SHB-Lüftungsabschluss besteht nicht“, das für Einwirkungen von außen auch allgemein als Versagen der SHB-Funktion interpretiert werden kann.

Beim Nichtleistungsbetrieb sind mehrere verschiedene Betriebszustände möglich, die zum Teil in die Kennzeichnung der Kernschadenzustände eingehen müssen. Im vorliegenden Bericht ist eine Liste der entsprechenden zusätzlich erforderlichen Merkmale vorgeschlagen.

RDB-Deckel entfernt

Bezüglich der Aspekte Kernschmelzablauf und Wasserstoffentstehung sind keine relevanten Unterschiede ausgemacht worden. Die Radionuklidfreisetzung aus dem offenen SB ist erwartungsgemäß größer, bis zur Freisetzung in die Umgebung treten jedoch ausgleichende Phänomene auf, so dass keine wesentlich anderen Quellterme zu erwarten sind.

Die thermische Belastung oberhalb eines offenen RDB ist signifikant höher als bei einem geschlossenen, aber für die Referenzanlagen ist dennoch kein strukturelles Versagen des SHB anzunehmen. Die auslegungsüberschreitende Temperaturbelastung der Ladedeckeldichtung beim SWR ist auch schon bei früheren Analysen erkannt worden.

SHB offen

Im Nichtleistungsbetrieb besteht die Möglichkeit, dass der SHB offen ist. Dann kann er seine Barrierenfunktion nicht erfüllen. Dies ist ein bisher nicht analysierter Anlagenzustand. Insbesondere liegt dann auch eine Belastung des umgebenden Reaktorgebäudes (z. B. mit Wasserdampf, Wasserstoff, Radionukliden) vor, die zu entsprechenden Folgen führen kann. Allerdings haben auch schon frühere Analysen beispielsweise ein Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses berücksichtigt. Die Methodik der Analyse und die zu erwartenden Ergebnisse unterscheiden sich nicht wesentlich.

Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Frühere Analysen haben in der Regel den Bereich, in dem Schmelze-Beton-Wechselwirkungen stattfinden können, mit einer einzigen MELCOR-*cavity* abgebildet. Im vorliegenden Vorhaben wurde eine wesentlich genauere Nachbildung verwendet, was auch erhebliche Auswirkungen auf den berechneten Ereignisablauf hat. Ferner hat sich ein weiterer MELCOR-Parameter, der die Schmelzeform beeinflusst, als einflussreich herausgestellt. Die neuen Modellierungen führen in der Regel zu stärkerer Verdampfung, mehr Druck im SHB und höheren Anforderungen an das SHB-Ventingsystem.

Deterministische Analysemethoden

Das bisher meist benutzte Rechenprogramm MELCOR hat sich auch für Unfallabläufe im Nichtleistungsbetrieb und nach Einwirkungen von außen als geeignet erwiesen. Die Rechenergebnisse sind plausibel. Mehrfach traten jedoch gravierende rechentechnische Probleme bei DWR-Analysen auf, die zum Abbruch von Analysen führten. Diese Abbrüche sind insbesondere bei DWR-EVA-Fällen aufgetreten, deren Ablauf sich nicht wesentlich von früheren Analysen zum Leistungsbetrieb unterscheidet. Dies führt zu Fragen der weiteren Einsetzbarkeit der verwendeten MELCOR-Version 1.8.6. Eventuell ist die neuere Version MELCOR 2.1 in Zukunft zu bevorzugen.

Probabilistische Analysemethoden

Für Ereignisbaumanalysen in PSA der Stufe 2 benutzt die GRS das Rechenprogramm EVNTRE. Es hat sich auch für die im Vorhaben entwickelte Struktur eines Ereignisbaumes als völlig geeignet erwiesen.

8.2 Unfallabläufe bei NLB und nach EVA gemäß ihrer Relevanz

Mit der für PSA der Stufe 2 weltweit üblichen und bewährten Ereignisbaumtechnik wurde auch in diesem Vorhaben eine Struktur für eine einheitliche Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse aus den vorangehenden Arbeitspaketen für DWR und SWR erstellt.

Der Ereignisbaum wurde mit quantitativen Werten für die Häufigkeit der Ausgangszustände (also der KSZ) und für die Wahrscheinlichkeiten der Zweigalternativen versehen. Formal ist dies praktisch gleich der Struktur einer PSA der Stufe 2. Das vorliegende Vorhaben hat aber nicht zum Ziel, eine quantitativ richtige Ereignisbaumanalyse durchzuführen. Primär soll die Struktur des Ereignisbaumes entwickelt werden. Damit dieser getestet werden kann, muss er jedoch quantitativ mit Eingabedaten versehen werden. Diese Eingabedaten beruhen zu erheblichen Anteilen auf Schätzungen, im Wesentlichen:

- Die Häufigkeit von KSZ ist nicht aus bestehenden Analysen belastbar ableitbar. Deshalb wurden alle KSZ mit gleichen Wahrscheinlichkeiten versehen. Die gleiche Gewichtung für alle KSZ hat andererseits den positiven Nebeneffekt, dass das Ge-

fährdungspotenzial der einzelnen KSZ einfacher miteinander verglichen werden kann.

- In einer kompletten PSA werden ablaufentscheidende Phänomene (z. B. Wasserstoffverbrennung oder Entstehen eines induzierten Lecks) mit speziellen Analysen untersucht. Diese sind im vorliegenden Vorhaben nicht vorgesehen. Deshalb werden entsprechende Informationen aus früheren PSA, insbesondere aus /GRS 01/ genutzt.

Die nachfolgenden Informationen sind daher nur als Beispiele dafür zu verstehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

8.2.1 DWR

In der GRS liegt ein Ereignisbaum für interne auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb vor, mit dem eine PSA der Stufe 2 für einen fortschrittlichen Druckwasserreaktor /GRS 01/ durchgeführt wurde. Dieser Baum wurde als Grundlage für den hier zu entwickelnden einheitlichen Baum für alle Abläufe bei NLB und nach EVA verwendet.

Die Zweige des Ereignisbaumes werden in insgesamt 10 verschiedene Freisetzungskategorien einsortiert, die weitgehend ähnlich sind wie die früheren Kategorien. Es war also nicht erforderlich, für NLB / EVA neue Kategorien festzulegen. Ebenso ist die Gruppierung in SHB-Endzustände weitgehend erhalten. Wenn im Nichtleistungsbetrieb ein Ablauf mit dauerhaft offener SHB-Schleuse unterstellt wird, kann dieser Ablauf in die frühere Gruppe „Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses“ eingefügt werden. Ebenso ist ein infolge EVA von vornherein geschädigter SHB in diese Gruppe einzufügen.

Schwierig war die Festlegung von KSZ. Eine Festlegung von KSZ kann im vorliegenden Vorhaben, das auf PSA der Stufe 2 begrenzt ist, nicht präzise vorgenommen werden. Die Anzahl der hier plausibel abgeleiteten KSZ aus NLB beträgt 11, diejenige aus EVA 4. Die Häufigkeit von KSZ ist nicht aus bestehenden Analysen belastbar ableitbar. Deshalb wurden alle KSZ mit gleichen Wahrscheinlichkeiten versehen. Dadurch entsteht ein Übergewicht der NLB-Abläufe. Die gleiche Gewichtung für alle KSZ hat ande-

rerseits den positiven Nebeneffekt, dass das Gefährdungspotenzial der einzelnen KSZ einfacher miteinander verglichen werden kann.

Sollte zu einem späteren Zeitpunkt tatsächlich eine komplette PSA der Stufe 1 verfügbar werden, so können alle darin vorkommenden KSZ einfach in den entwickelten Ereignisbaum integriert werden, weil dieser alle Merkmale bereits enthält.

Der Ereignisbaum hat etwas über 40 Verzweigungen und ist damit rechentechnisch leicht beherrschbar. In einer tatsächlichen PSA müssten aber voraussichtlich für eine genauere Quantifizierung einige Verzweigungen noch aufgespalten werden.

Der Ereignisbaum mitsamt Begründungen für die gewählten Verzweigungswahrscheinlichkeiten ist im vorliegenden Bericht dokumentiert. Die Wahrscheinlichkeiten stammen meist entweder aus den hier durchgeführten Analysen oder aus der früheren PSA /GRS 01/ für einen gleichartigen Reaktor.

Die nachfolgenden Informationen zu Ergebnissen sind nur als Beispiele dafür zu verstehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

Primärkreis

Ca. 20 % aller unterstellten Abläufe haben Hochdruck beim KSZ. Von diesen werden ca. 80 % durch Druckentlastung noch vor der Kernumlagerung zu Niederdruckfällen. Die hauptsächliche Ursache für den Druckabfall ist ein Versagen von Sicherheitsventilen in Offenstellung. Viele der Fälle mit primärseitiger Druckentlastung münden in eine anschließende Bespeisung des RDB. Davon hat aber nur der geringere Anteil eine so frühzeitige Bespeisung, dass das Kernmaterial im Kernbereich und somit im RDB zurückgehalten werden kann. Obwohl beim KSZ noch eine erhebliche Wahrscheinlichkeit für Hochdruckfälle bestand, ist in den allermeisten Fällen der Druck aus verschiedenen Gründen bis zum RDB-Versagen abgefallen. Dementsprechend selten ist ein RDB-Versagen unter Hochdruck mit potenziell gefährdenden Folgen.

SHB

Überdruckversagen des SHB rührt im Wesentlichen davon her, dass in zwei KSZ als Annahme davon ausgegangen wurde, dass Venting des SHB nicht verfügbar ist. Ein relativ hoher Beitrag von Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses stammt aus einem KSZ, in dem der SHB unmittelbar durch das einleitende auslösende Ereignis beschädigt wird. Bei einem bestimmten Ablauf mit Deborierung tritt der KSZ so schnell ein, dass es nicht (wie sonst bei NLB) möglich ist, offene Schleusen rechtzeitig zu schließen.

Freisetzungskategorien (FK)

Es gibt – analog zu früheren Analysen – eine gewisse geringe Wahrscheinlichkeit für hohe Freisetzungen durch SHB- und RG-Versagen bei Durchschmelzen des RDB unter hohem Druck oder infolge Dampfexplosion (FKA). Ebenso ist eine Umgehung des SHB bei einem Primärkreisleck zum Reaktorgebäude hin eine mögliche Ursache für sehr hohe Freisetzungen (FKA-Bypass). Fasst man die Hauptbeiträge von FKB zusammen, so handelt es sich meist entweder um sehr schnelle Abläufe im NLB (Leistungstransienten infolge Deborierung), bei denen ein offener SHB nicht mehr rechtzeitig geschlossen werden kann oder um Abläufe, bei denen der SHB von Anfang an durch eine Einwirkung von außen beschädigt ist. FKC (bedecktes Dampferzeugerheizrohrleck) kommt praktisch nicht vor. Ein Überdruckversagen des SHB mit der Freisetzung FKE kommt vor, wenn Venting nicht gelingt. Unter der Annahme, dass Venting erforderlichenfalls gelingt, ergibt sich im Ereignisbaum eine gewisse geringe Wahrscheinlichkeit für FKE mit Ventingfilter-Versagen. FKF wurde als Freisetzungskategorie definiert in Analogie zum Leistungsbetrieb für Fälle mit SHB-Leckage und ohne Ringraum-Störfallabsaugung. Gefiltertes Venting ist die mittels Notfallmaßnahmen angestrebte relativ häufige Freisetzungskategorie FKI. Abläufe mit intaktem SHB ohne Venting (FKJ) sind im Rahmen der getroffenen Annahmen nur möglich, wenn der RDB intakt bleibt. Dies wiederum erfordert die Annahme, dass die Rückhaltung des Kernmaterials im Kernbereich gelingt.

8.2.2 SWR

In der GRS liegt ein Ereignisbaum für interne auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb vor, mit dem eine PSA der Stufe 2 für einen SWR /GRS 07/ durchgeführt wurde.

Dieser Baum wurde als Grundlage für den hier zu entwickelnden einheitlichen Baum für alle Abläufe bei NLB und nach EVA verwendet.

Die Zweige des Ereignisbaumes werden in insgesamt 8 verschiedene Freisetzungskategorien einsortiert, die weitgehend ähnlich sind wie die früheren Kategorien. Die MELCOR-Analysen im vorliegenden Vorhaben haben in allen Rechenfällen gezeigt, dass die Abmauerungen vor den Ronden am SHB-Boden keine dauerhafte Rückhaltung der Kernschmelze gewährleisten. Grundsätzlich ist also nach einem Durchschmelzen des RDB-Bodens mit einem schmelzebedingten Versagen am SHB-Boden zu rechnen. Dennoch können sinnvollerweise SHB-Endzustände nach dem Zeitpunkt und dem jeweils relevanten Versagensphänomen unterschieden werden. Die im Ereignisbaum realisierten SHB-Endzustände entsprechen weitgehend früheren Analyseergebnissen.

Schwierig war die Festlegung von KSZ. Eine Festlegung von KSZ kann im vorliegenden Vorhaben, das auf PSA der Stufe 2 begrenzt ist, nicht präzise vorgenommen werden. Vielmehr enthält der entwickelte Ereignisbaum alle grundsätzlich erforderlichen Verzweigungen zur Festlegung von KSZ, wobei auf NLB einige zusätzlichen Merkmale zurückzuführen sind. Mangels einer ausreichend detaillierten PSA der Stufe 1 werden aber nur 7 KSZ (davon 4 für NLB und 3 für EVA) mit derselben Wahrscheinlichkeit von 1/7 tatsächlich realisiert. Sollte zu einem späteren Zeitpunkt tatsächlich eine komplette PSA der Stufe 1 verfügbar werden, so können alle darin vorkommenden KSZ einfach in den entwickelten Ereignisbaum integriert werden, weil dieser alle Merkmale bereits enthält.

Die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung (Quellterm) kann für die im Ereignisbaum auftretenden Ereignisabläufe mit Hilfe eines in den Ereignisbaum integrierten Parametermodells abgeschätzt werden, dessen Quantifizierung im Wesentlichen auf den Ergebnissen der deterministischen Rechenfälle beruht. Das Parametermodell berechnet den auf die jeweils ursprünglich im Kern vorhandene Masse bezogenen relativen Freisetzungsanteil in die Umgebung einer Stoffgruppe. Für die Freisetzungskategorien, bei denen sowohl Sicherheitsbehälter als auch Reaktorgebäude offen, beschädigt oder umgangen sind, wurden für Cäsium massenbezogene Freisetzungsanteile von einigen Promille bis einigen Prozent des Ursprungsinventars berechnet. Der größte Teil der Radionuklide verbleibt in Wasservorlagen (z. B. Kondensationskammer, Wasser am Boden des Reaktorgebäudes), aus denen sie nicht luftgetragen in

die Umgebung gelangen können. Geringere Freisetzungsteile von größenordnungsmäßig 10^{-3} bzw. 10^{-6} ergeben sich, falls eine oder beide Barrieren intakt bleiben.

Bei Vorliegen eines kompletten Spektrums von KSZ und zugehörigen Häufigkeiten aus einer PSA der Stufe 1 kann mit der hier zugrunde liegenden Methodik auch eine integrale Ergebnisdarstellung erfolgen, bei der für jede Freisetzungskategorie die sich insgesamt ergebende Häufigkeit und der abgeschätzte Quellterm angegeben werden.

Der Ereignisbaum hat ohne die Fragen zu Freisetzungsfaktoren ca. 50 Verzweigungen, und ist damit rechentechnisch leicht beherrschbar. In einer tatsächlichen PSA müssten aber voraussichtlich für eine genauere Quantifizierung einige Verzweigungen noch aufgespalten werden.

Der Ereignisbaum mitsamt Begründungen für die gewählten Verzweigungswahrscheinlichkeiten ist im vorliegenden Bericht dokumentiert. Die Wahrscheinlichkeiten stammen meist entweder aus den hier durchgeführten Analysen oder aus der früheren PSA /GRS 07/ für eine gleichartigen Reaktor.

Die nachfolgenden Informationen zu charakteristischen Ergebnissen sind nur als Beispiele dafür zu verstehen, welche Art von Ergebnissen mit einer Ereignisbaumanalyse für NLB und EVA erzielt werden kann. Es ist nicht zulässig, aus den angegebenen Zahlenwerten auf Ereignisabläufe in einer realen Anlage zu schließen.

Reaktorkühlkreislauf

Damit ein Kernschaden entsteht, müssen alle vorhandenen Bespeisungsmöglichkeiten einschließlich Notfallmaßnahmen ausfallen. Fälle, in denen Hochdruck- oder Niederdruckbespeisung nach Beginn des Kernschadens verfügbar werden, sind in der begrenzten Zahl von Kernschadenzuständen nicht enthalten und folglich tragen diese Systeme auch nicht zu Fällen mit Unterbrechung des Kernschmelzens bei. Eine Rückhaltung im RDB gelingt bei den hier unterstellten Kernschadenzuständen nur durch die Einspeisung von Steuerstabspülwasser. Diese kann den Kern jedoch nur dann erfolgreich kühlen, wenn der Kern vollständig bedeckt bleibt. Bei der Druckentlastung auf Niederdruck sinkt das Kühlmittelinventar bei Nichtverfügbarkeit der Sicherheitseinspeisungen so weit ab, dass das Steuerstabspülwasser dann nicht mehr zur Kühlung ausreicht. Hier kann eine Problematik dadurch entstehen, dass Hochdruckfälle durch die Druckentlastung in Niederdruckfälle überführt werden sollen. Wenn dann keine sonsti-

gen Bespeisungen außer dem Steuerstabspülwasser verfügbar sind, reicht dieses für eine Kernkühlung nicht mehr aus. Deshalb kann unter diesen Umständen eine Druckentlastung Nachteile haben.

Sicherheitsbehälter (SHB)

Eindeutig überwiegt das Durchschmelzen am SHB-Boden durch die Ronden zum Reaktorgebäude hin. Weitere relevante Anteile stammen von Fällen mit Rückhaltung im RDB, bei denen auch der SHB nicht beschädigt wird. Ferner ergibt sich eine gewisse, nicht sehr hohe Wahrscheinlichkeit für ein Dichtungsversagen des Ladedeckels durch hohe Temperaturen.

Die Wahrscheinlichkeit für gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist gering, weil bereits etwa 40 % aller KSZ einen offenen Sicherheitsbehälter haben. Venting ist dabei irrelevant. Ferner geschieht Durchschmelzen des SHB in der Regel, bevor der Druck für die Einleitung der Druckentlastung erreicht wird. Deshalb ist Venting danach bedeutungslos.

Die wenigen Fälle, die zum Venting führen, sind Abläufe mit relativ geringer Schmelzmasse am Boden des Sicherheitsbehälters und einer langsamen Erosion des Fundamentbetons. Auch wenn Venting stattfindet, ist in der Regel davon auszugehen, dass dennoch ein erheblicher SHB-Schaden durch Durchschmelzen geschieht, der die radiologischen Folgen dominiert.

Freisetzungskategorien (FK)

Es gibt hohe Freisetzungen (FKA), bei denen der SHB offen und das RG strukturell beschädigt ist. Die Hauptbeiträge für diese Freisetzungskategorie stammen aus den Eigenschaften der Kernschadenszustände (z. B. offener Ladedeckel oder Schaden am Reaktorgebäude durch EVA) und nicht aus den Vorgängen in der Stufe 2. Eine sehr hohe Wahrscheinlichkeit hat FKB, bei der der SHB früh offen oder beschädigt ist und die Freisetzung danach durch das Maschinenhaus verläuft. Das Durchschmelzen des SHB findet fast bei allen Kernschmelzabläufen statt, so dass die zugehörige Kategorie FKC ebenfalls häufig vorkommt. Deshalb sind auch alle nachfolgenden weniger gravierenden Freisetzungskategorien sehr unwahrscheinlich, denn sie treten nur auf, wenn der SHB nicht durchschmilzt oder offen ist.

Ein auslegungsüberschreitendes Leck an der SHB-Ladedeckeldichtung infolge der sehr hohen SHB-Temperaturen ist sehr wahrscheinlich. Dennoch ist das Leck an der Dichtung quantitativ für die Freisetzungskategorien nicht dominant, weil andere gravierendere Schadenszustände (z. B. das Durchschmelzen des SHB, s.o.) relativ häufig auftreten und die Folgen des Ladedeckellecks in den Hintergrund drängen. Ähnlich verhält es sich mit Venting, denn in den Fällen, in denen Venting vorkommen könnte, bestehen bereits höhere Freisetzungskategorien oder nachfolgend entstehen schwerwiegendere Kategorien (z. B. infolge Durchschmelzen des SHB).

Eine relevante Wahrscheinlichkeit besteht für FKJ (SHB und RG intakt, kein Venting), weil es KSZ mit Hochdruck gibt, bei denen eine Steuerstabspülwasser-Bespeisung funktionsfähig ist.

8.3 Darstellung und Bewertung verbleibender Kenntnislücken

Es hat sich herausgestellt, dass kein Satz von KSZ für NLB und EVA verfügbar ist, der alle für einen Übergang zur Stufe 2 erforderlichen Merkmale enthält. Diese Situation ist vergleichbar mit derjenigen für interne Ereignisse im Leistungsbetrieb vor der Einführung von PSA der Stufe 2. Im Vorhaben musste infolgedessen für die probabilistischen Analysen hilfsweise eine gleiche Wahrscheinlichkeit für alle berücksichtigten KSZ unterstellt werden.

Das Fehlen einschlägiger KSZ ist im Zusammenhang mit EVA sicherlich auch darauf zurückzuführen, dass eine Analyse ausgehend von auslösenden Ereignissen (z. B. Erdbeben) über induzierte Folgeschäden und weitere Ausfälle bis zum Beginn eines Kernschadens äußerst anspruchsvoll ist. In diesem Zusammenhang sei auf das EU-Projekt ASAMPSA_E (<http://asampsa.eu/>) hingewiesen, in dem derzeit (2015) mit maßgeblicher Beteiligung der GRS u. a. eine umfangreiche Zusammenstellung der Praxis zur Analyse auslegungsüberschreitender externer Ereignisse erarbeitet wird.

Wie beschrieben, konnten mehrere der geplanten Rechenfälle nicht bis zur vorgesehenen Endzeit analysiert werden, weil in MELCOR (Version 1.8.6) nicht behebbare rechen-technische Abbrüche vorgekommen sind. Dabei bestehen – nicht nur bei der GRS, sondern offenbar auch bei anderen Nutzern und dem Programmentwickler selbst – Kenntnisdefizite über die zugrundeliegenden Ursachen und es fehlt eine ausreichende Dokumentation und Benutzerunterstützung. Hier wäre eine noch bessere internatio-

nale Kooperation der Nutzer und Entwickler hilfreich. Möglicherweise können mit der inzwischen verfügbaren neueren Version MELCOR 2.1 Verbesserungen erreicht werden.

Eine wesentlich neue Erfahrung haben MELCOR-Rechnungen mit einer neuen, detaillierteren Modellierung der unteren Bereiche des SHB erbracht. Es hat sich herausgestellt, dass diese Modellierung über komplexe Zusammenhänge einen sehr erheblichen Einfluss auf die Druckentwicklung im SHB hat. Daraus folgt dann wiederum eine in der Regel höhere Anforderung an die Kapazität des Ventingsystems als bei früheren Analysen. Eine Verfolgung dieses Aspektes ist zu empfehlen.

Die im Vorhaben erstmals analysierten Abläufe bei offenem RDB haben Hinweise auf eine z. T. auslegungsüberschreitende thermische Belastung der darüber liegenden Strukturen ergeben. Das Ausmaß dieser Belastung hängt u. a. von der Nodalisierung der Räume oberhalb des RDB ab. Insofern ist die hier im Vorhaben gewählte Nodalisierung und Auswertung eher pessimistisch. Genauere Analysen könnten ggf. genauer berechnen, ob und inwieweit auslegungsüberschreitende Temperaturen vorkommen.

Wie bereits in früheren Berichten dargestellt, kann gasförmiges Iod gebildet und freigesetzt werden. Diese Prozesse laufen vor allem in Wasser ab, und sie werden von MELCOR nicht angemessen abgebildet. Bei den hier analysierten Rechenfällen verbleiben erhebliche Radionuklidanteile in Wasservorlagen, und es wird unterstellt, dass diese Radionuklide dann nicht mehr gasförmig in die Atmosphäre gelangen. Falls gasförmiges Iod aus dem Wasser frei wird, könnte dieses dann die berechneten Freisetzungen in die Atmosphäre erhöhen. Die in einzelnen Experimenten und Analysen erzielten Kenntnisse zur Iodchemie sind bisher nicht in eine Modellierung gebracht worden, die eine Anwendung im konkreten Unfallablauf ermöglicht. Insofern besteht eine Unsicherheit, die sich vor allem bei Szenarien mit begrenzten Freisetzungen auswirkt. Soweit bekannt, ist auch bei der neueren MELCOR-Version 2.1 keine entsprechende Verbesserung vorgesehen.

Beim DWR führen die meisten KSZ mit Hochdruck zu einer Druckentlastung noch vor RDB-Versagen, so dass die damit verbundenen Gefährdungen vermieden werden. Die hauptsächliche Ursache für den Druckabfall ist ein Versagen von Sicherheitsventilen in Offenstellung. Das Ausfallverhalten der Ventile unter den hier herrschenden auslegungsüberschreitenden Bedingungen ist nicht abgesichert bekannt.

Da die Wahrscheinlichkeit für einen erhöhten Wasserstand im Steuerstabantriebsraum des SWR beim RDB-Versagen erheblich ist, wird in der Analyse auch vereinfacht eine nicht vernachlässigbare Wahrscheinlichkeit für eine dampfexplosionsbedingte SHB-Schädigung unterstellt. In Realität ist jedoch sowohl der eher langsam ablaufende RDB-Versagensmechanismus als auch die große Menge an Strukturen unterhalb des RDB günstig für die Unterdrückung von Dampfexplosionen. Eine genauere Analyse könnte hier realistischere Bewertungen ermöglichen. Diese Thematik ist jedoch nur dann relevant, wenn die Ronden eine zumindest nennenswerte Rückhaltefähigkeit für Schmelze haben (s. o.).

Die Analysen zeigen, dass ein sehr erheblicher Anteil der Radionuklide in Wasser gelangt, darin verbleibt und deshalb nicht die Umgebung belastet. Es ist jedoch beim SWR nicht eindeutig klar, wo das kontaminierte Wasser innerhalb des Reaktorgebäudes verbleibt oder in welche angeschlossenen Räume es gelangt.

8.4 Empfehlungen zu möglichen Verbesserungen der Anlagensicherheit

Nachfolgend werden mögliche Verbesserungen angesprochen, die direkt mit den hier durchgeführten Analysen zusammen hängen.

8.4.1 DWR

In den Analysen für den Nichtleistungsbetrieb wurde unterstellt, dass eine anfänglich offene Schleuse noch rechtzeitig geschlossen wird, bevor Kernschmelzvorgänge beginnen. Das Schließen ist ein offensichtlicher Sicherheitsgewinn und es ist in den entsprechenden Prozeduren richtigerweise auch vorgesehen. Es bleibt jedoch unklar, ob unter den Umständen, die mit einem bevorstehenden Kernschmelzen verbunden sind, eine hohe Zuverlässigkeit für das Schließen der zunächst offenen Schleusen anzunehmen ist. Es ist zu bedenken, dass es um hochgradig gestörte Anlagenzustände geht, bei denen ein Kernschaden bevorsteht und bei denen evtl. Notsituationen vorliegen, die ein Schließen erschweren (z. B. Brand, Stromausfall, Lecks innerhalb SHB, gefährdete Personen im SHB). Eine Bewertung der Zuverlässigkeit des Schließens unter diesen Umständen ist sinnvoll und könnte ggf. Hinweise auf Verbesserungsmöglichkeiten geben.

Eine wesentlich neue Erfahrung haben MELCOR-Rechnungen mit einer detaillierteren Modellierung der unteren Bereiche des SHB erbracht. Es hat sich herausgestellt, dass diese Modellierung über komplexe Zusammenhänge eine in der Regel höhere Anforderung an die Kapazität des Ventingsystems als bei früheren Analysen ergibt. Es sollte genauer geprüft werden, ob die Kapazität des Ventingsystems nach RDB-Versagen ausreicht.

Zu prüfen ist dabei, inwieweit sich die Verdampfungsrate mit der effektiven Kontaktfläche zwischen Sumpfwasser und Schmelze ändert. Diese ist von der Ausbreitungscharakteristik der Schmelze über die Fläche des Sumpfes abhängig. Ferner sind die *cavities* (der Bereiche in MELCOR, in denen die Schmelze-Beton-Wechselwirkung stattfinden kann) auf eine einfache Geometrie beschränkt, welche der deutlich komplexeren Geometrie des realen Sumpfes nicht entspricht. Über eine Variation der geometrischen Parameter sollte die Unsicherheit des Druckaufbaus abgeschätzt werden, welches für eine Bewertung oder Empfehlung einer möglichen Ertüchtigung des Systems der gefilterten Druckentlastung nützlich sein kann.

8.4.2 SWR

Beim SWR ist das Durchschmelzen am SHB-Boden durch die Ronden zum Reaktorgebäude hin eine relativ wahrscheinliche Versagensart des SHB. Deshalb wären entsprechende Verbesserungen ein erheblicher Sicherheitsgewinn, auch wenn sie nur vorübergehend oder nicht absolut zuverlässig wirken. Nachfolgend werden Untersuchungen empfohlen, die eventuell zu Vorschlägen für eine erhöhte Anlagensicherheit beitragen können.

Die Ronden sind Stahlbleche, die einer Kernschmelze wenig Widerstand bieten. Wenn Wasser auf der Seite des Reaktorgebäudes durch Notfallmaßnahmen (z. B. Sprühen oder Überfluten) aufgebracht wird, könnte das Versagen eventuell verzögert oder verhindert werden. Ob solche Maßnahmen möglich sind und wie wirksam sie sind, sollte geprüft werden. Ein möglicher zusätzlicher positiver Effekt einer Wasserzufuhr an die Ronden ist die Abkühlung einer dennoch durchdringenden Schmelze und die Bindung von austretenden Radionukliden.

Ferner sind auch über die bereits geschehene Aufmauerung im Steuerstabantriebsraum hinaus bautechnische Maßnahmen denkbar: So könnte z. B. eine Erhöhung der bestehenden Mauer ein sofortiges Überfließen verhindern (nicht aber deren längerfris-

tige Erosion). Ein Schutz der Ronden von innen durch geeignetes, z. B. keramisches Material, wäre ebenfalls hilfreich. Diese Lösung wird aber infolge der durch die Ronden verlaufenden Leitungen erschwert. Eine zusätzliche Abmauerung im Bereich vor den Kabelronden könnte in Verbindung mit einer Flutung eingedrungene Schmelze eventuell verteilen und kühlen.

Die gegenwärtige Analyse der Unfallabläufe beinhaltet eine signifikante Vereinfachung hinsichtlich des Versagens des Sicherheitsbehälters. Ein Übersteigen des Schmelzespiegels über die Lagermauer der Montagemaschine im Steuerstabantriebsraum oder ein ausreichendes Voranschreiten der radialen Erosion führt demnach zu einem instantanen Versagen der Kabeldurchführungsronden. Für die Schmelze ist in der Realität jedoch eine gewisse Strecke in den Kabelräumen zu durchlaufen, um zu den Kabelronden zu gelangen. Es ließe sich mit einer aufwändigeren Modellierung prüfen, welche Schmelzedicke sich einstellen würde, sollte ein nur geringes Maß an Schmelze über die Lagermauer in die Kabelräume gelangen. Diese würde mit Hilfe der resultierenden Temperaturen und materialtechnischer Überlegungen zu einer sichereren Aussage über den Zeitpunkt des Versagens des SHB und evtl. mögliche Anlagenverbesserungen führen.

In diesem Zusammenhang ist eine weitgehende Druckentlastung des SHB vor dem Durchschmelzen der Ronden sinnvoll, selbst wenn das Venting-Druckkriterium noch nicht erreicht ist. Die Folgen eines Versagens der Ronden könnten damit gemildert werden. Es sollte untersucht werden, ob ein entsprechendes Einleitungskriterium definiert werden kann, wie weit eine Druckentlastung durchgeführt werden sollte und ob das Druckentlastungssystem und die Filter hierfür geeignet sind.

Die erfolgreiche Rückhaltung des Kerns im RDB geht auf diejenigen Kernschadenzustände zurück, bei denen zugleich kein Niederdruck herrscht und bei denen Steuerstabspülwasser verfügbar ist. Die verstärkte Einspeisung von Steuerstabspülwasser ist im Notfallhandbuch vorgesehen. Die ebenfalls vorgesehene Druckentlastung des RDB ist jedoch mit einem erheblichen Kühlmittelverlust bis unter die Kernoberkante verbunden. Das Steuerstabspülwasser reicht zwar bei voll bedecktem Kern zur Nachwärmeabfuhr knapp aus, aber es ist für die Kühlung eines teilbedeckten Kerns, bei dem in den oberen Abschnitten eine Überhitzung und Zirkonoxidation beginnt, u. U. nicht ausreichend. Diese Vorgänge bedürfen jedoch einer genaueren Analyse, bevor abgesicherte Schlussfolgerungen möglich sind.

Literaturverzeichnis

- /BFS 05/ Bundesamt für Strahlenschutz
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, Wirtschaftsverlag NW / Verlag
für neue Wissenschaft GmbH, Salzgitter ISSN 0937-4469,
ISBN 3-86509-414-7, Oktober 2005.
- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Bau und Reaktorsicherheit, Fortge-
schriebener Aktionsplan zur Umsetzung von Maßnahmen nach dem
Reaktorunfall in Fukushima.
Dezember 2014.
- /GAU 05/ R. O. Gauntt et al.: MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer
and User's Guide, Version 1.8.6, NUREG/CR-6119, Vol. 1 Rev.3,
SAND 2005-5713, Sandia National Laboratories, Albuquerque,
NM 87185-0739, September 2005.
- /GRS 93/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
SWR-Sicherheitsanalyse Abschlussbericht Teil 2
GRS - 102/2, Juni 1993.
- /GRS 98/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Unfall-
analysen für DWR mit dem Integralcode MELCOR 1.8.3,
GRS-A-2579, Juni 1998.
- /GRS 99/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit:
SWR-Sicherheitsanalyse, Phase II, Abschlussbericht, Band 2
Untersuchungen von Ereignissen außerhalb des Leistungsbetriebs
GRS-A-2713, September 1999.
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in
Deutschland
GRS-175, Oktober 2001.

- GRS 01b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4, GRS-A-2954, Dezember 2001.
- /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 Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69) Fachband 3 – Integrale deterministische Unfallanalysen mit MELCOR für die PSA der Stufe 2 aus dem Leistungsbetrieb GRS-A-3294, April 2006.
- /GRS 06a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69) Fachband 4 – Probabilistische Analysen und deterministische Analysen zu Einzelfragen der PSA der Stufe 2 aus dem Leistungsbetrieb GRS-A-3295, April 2006.
- /GRS 06b/ 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 07/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR Anlagen der Baulinie 69 nach Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69), Zusammenfassender Bericht GRS-A-3291, April 2007.

- /GRS 10/ Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für
probabilistische Sicherheitsanalysen, AP 5.1;
Vergleichende Unfallanalysen für einen DWR vom Typ KONVOI mit
den Integralcodes ASTEC V1.22 und MELCOR 1.8.6
GRS-A-3559, August 2010.
- /GRS 12/ Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Anforderungen an den Nachweis der von H₂-Rekombinatoren auf
Basis ergänzender analytischer Untersuchungen, Wirksamkeit von
H₂-Rekombinatoren auf Basis ergänzender analytischer
Untersuchungen mit COCOSYS für die Referenzanlage GKN-2,
GRS-A-3652, März 2012.
- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Technischer Bericht, Reaktorsicherheitsforschung,
Vorhabensnummer: RS1198
Fortschrittliche Methoden und Werkzeuge für probabilistische
Sicherheitsanalysen, GRS-A-3743, 2015.
- /GRS 15a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit:
Unfallanalyse nach EVA und im NLB – Fachband 1
GRS-A-3855, September 2015.
- /GRS 15b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit:
Unfallanalyse nach EVA und im NLB – Fachband 2
GRS-A-3856, September 2015.
- /GRS 15c/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit:
Unfallanalyse nach EVA und im NLB – Fachband 3
GRS-A-3857 September 2015.
- /GRS 15d/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit:
Unfallanalyse nach EVA und im NLB – Fachband 4
GRS-A-3858, September 2015.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Revisionsablauf beim SWR	19
Abb. 3.1	Übersicht über die Nodalisation des DWR-Sicherheitsbehälters	38
Abb. 4.1	Nodalisation des Reaktordruckbehälters und des Sicherheitsbehälters für einen SWR	72
Abb. 4.2	Nodalisation der Räume und Verbindungen innerhalb von Reaktorgebäude und SHB für einen SWR	73

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Definition bzw. Abgrenzung der Betriebsphasen gemäß /GRS 03/	5
Tab. 2.2	Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Transienten, gemäß /GRS 03/.....	7
Tab. 2.3	Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Kühlmittelverluste, gemäß /GRS 03/.....	8
Tab. 2.4	Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb, Deborierung, Kritikalitätsereignisse, gemäß /GRS 03/.....	9
Tab. 2.5	Randbedingungen der zu analysierenden DWR-Unfallabläufe im NLB	16
Tab. 2.6	Charakterisierung der Betriebsphasen (BP) des BHB beim SWR /GRS 99/.....	20
Tab. 2.7	Einteilung in Anlagenbetriebszustände (ABZ) /GRS 99/.....	21
Tab. 2.8	Auslösende Ereignisse in den Betriebsphasen (BP) /GRS 99/.....	22
Tab. 2.9	Festlegung der wichtigsten Anfangs- und Randbedingungen für die Auswahl an Szenarien im Nichtleistungsbetrieb eines SWR, welche mittels MELCOR simuliert werden sollen	24
Tab. 2.10	Übersicht über die Anfangs- und Randbedingungen der zu analysierenden EVA-Unfallabläufe im Falle eines DWR	29
Tab. 2.11	Übersicht über die Anfangs- und Randbedingungen der zu analysierenden EVA-Unfallabläufe im Falle eines SWR.....	33
Tab. 3.1	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-A	40
Tab. 3.2	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-B	42
Tab. 3.3	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-C	43
Tab. 3.4	Auflistung der verschiedenen relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-D (V0/V1: unterschiedliche Modellierung des BE-Lagerbeckens)	45
Tab. 3.5	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-NLB-E	47

Tab. 3.6	Charakteristische Merkmale der analysierten DWR-Unfallabläufe im NLB	50
Tab. 3.7	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-0	59
Tab. 3.8	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-A	61
Tab. 3.9	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-B	63
Tab. 3.10	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs DWR-EVA-C	64
Tab. 3.11	Charakteristische Merkmale der analysierten DWR-Unfallabläufe bei Einwirkungen von außen (EVA) (alle Zeiten beziehen sich auf das einleitende Ereignis)	67
Tab. 4.1	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-A	75
Tab. 4.2	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-B	77
Tab. 4.3	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-B	79
Tab. 4.4	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-NLB-D	81
Tab. 4.5	Charakteristische Merkmale der analysierten SWR-Unfallabläufe im NLB	85
Tab. 4.6	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-0	98
Tab. 4.7	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-A	101
Tab. 4.8	Auflistung der verschiedenen, relevanten Phänomene bzw. Phasen des Unfallablaufs SWR-EVA-B	104
Tab. 4.9	Charakteristische Merkmale der analysierten SWR-Unfallabläufe bei Einwirkungen von außen (EVA) (alle Zeiten beziehen sich auf das einleitende Ereignis)	106
Tab. 5.1	KSZ-Kriterien bei DWR für NLB oder nach EVA	116
Tab. 5.2	KSZ-Kriterien bei SWR für NLB oder nach EVA	119

Tab. 5.3	Freisetzungskategorien (FK) in DWR für NLB/EVA.....	125
Tab. 5.4	Freisetzungskategorien in SWR für NLB/EVA.....	127

Abkürzungsverzeichnis

ABZ	Anlagenbetriebszustand
ADE	Automatische Druckentlastung
AHSpW	Ausfall Hauptspeisewasser
AHWS	Ausfall Hauptwärmesenke
AP	Arbeitspaket
ATM	Atmosphäre (Anlagenumgebung)
ATWS	Anticipated Transient without Scram
BELB	Brennelement-Lagerbecken
BHB	Betriebshandbuch
BP	Betriebsphase
COCOSYS	Containment Code System
DB-Funktion	Druckbegrenzungs-Funktion
DDV	Druckbegrenzungsventil
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DH-AV	Druckhalter Abblaseventil
DK	Druckkammer
DS-Einspeisung	Druckspeicher-Einspeisung
DWR	Druckwasserreaktor
EV	ex-vessel
EVA	Einwirkungen von außen
EVNTRE	Rechenprogramm von Sandia National Laboratories für Ereignis- baumanalysen
FDU	Frischdampfumleitung
FK	Freisetzungskategorie
FSA	Frischdampfsicherheits- und Absperrarmaturen
GBA	Gebäudeabschluss
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HAG	Hilfsanlagegebäude
HD	Hochdruck
HKML	Hauptkühlmittelleitung
HKMP	Hauptkühlmittelpumpe
HWS	Hauptwärmesenke
IV	in-vessel
KMV	Kühlmittelverlust
KoKa/KK	Kondensationskammer
KSZ	Kernschadenzustände
KUP	Kühlmittelumwälzpumpe (siehe auch ZUP)
L	Leckage
LADE	Langsame automatische Druckentlastung
LB	Leistungsbetrieb
MELCOR	Integralcode zur Berechnung schwerer Unfälle (von Sandia National Laboratories)

MH	Maschinenhaus
NBG/NG	Nukleares Betriebsgebäude
ND	Niederdruck
NKK	Notkühlkriterien
NLB	Nichtleistungsbetrieb
NWA	Nachwärmeabfuhr
OK	Oberkante
PAR	Passive auto-catalytic recombiner
PDE	Primärseitige Druckentlastung
PKL	Primärkreislauf
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RG	Reaktorgebäude
RHF	Rückhaltefaktor
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RR	Ringraum
S&E-Ventile	Sicherheits- und Entlastungsventile
SAR	Steuerstabantriebsraum
SB od. SHB	Sicherheitsbehälter
SBO	Station Blackout
SCHADE	Schnelle automatische Druckentlastung
SEP	Sicherheitseinspeisepumpen
SloVE	SHB intakt ohne Druckentlastung
SIVE	SHB intakt mit Druckentlastung
SSZ	Systemschadenzustände
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
SVDSE	Durchschmelzen eines Sumpfansaugrohres
SVHDE	mechanische Beschädigung des SHB nach Abheben des RDB oder Dampfexplosion
SVOE	Versagen des SHB-Lüftungsabschlusses oder SHB offen
SVPE	Überdruckversagen des SHB spät
SVPR	Überdruckversagen o. Leck des SHB bis einschl. RDB-Versagen
SWR	Siedewasserreaktor
TE	Dichtungssperrwassersystem der KUP
TF	Nukleares Zwischenkühlsystem
TH	Nukleares Nachkühlsystem
TUSA	Turbinenschnellabschaltung
UK	Unterkante
VE	Nebenkühlwassersystem
VF	Ventingfilter
VS	Ventingsystem
YT	Spül- und Haltewasser der Steuerstäbe
ZUNA	Zusätzliches unabhängiges Nachwärmeabfuhrsystem
ZUP	Zwangsumwälzpumpe (siehe auch KUP)

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

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

Forschungszentrum
Boltzmannstraße 14
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-944161-74-7