

**PSA der Stufe 1
für einen
Forschungsreaktor**

PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor

Gerhard Mayer
Matthias Utschick
Siegfried Babst
Klaus Heckmann

Juli 2019

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 4716R01325 wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Deskriptoren

Forschungsreaktor, Methodik, PSA

Kurzfassung

Im Rahmen eines vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) geförderten Forschungs- und Entwicklungsprojekts entwickelte die GRS eine generische PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor nach dem methodischen Stand von Wissenschaft und Technologie. Ziel des Vorhabens war der Aufbau von PSA-Kompetenz bezogen auf Forschungsreaktoren (auch hinsichtlich Anlagen- und Sicherheitstechnik) bei der GRS. Bei diesem Vorhaben standen die Entwicklung und Anwendung von PSA-Methoden im Vordergrund. Es sollte keine Risikobewertung für den untersuchten Referenzreaktor durchgeführt werden. Deshalb ist es angemessen, wenn in einigen Bereichen der PSA geeignete Vereinfachungen vorgenommen wurden, die jedoch die Verwendbarkeit der PSA-Ergebnisse für methodische Erkenntnisse nicht wesentlich beeinträchtigen sollten.

Dieser ist ein offener Poolreaktor, der zur Neutronenerzeugung über ein Brennelement mit 20 MW thermischer Leistung verfügt. Eine heiße und eine kalte Neutronenquelle erzeugen Neutronenflüsse, die von Strahlröhren zu den Experimentierhallen geleitet werden. Zusätzlich können mit dem Reaktor radioaktive Isotope für medizinische Anwendungen hergestellt werden. Die relevanten auslösenden Ereignisse und Unfallfolgen während des Leistungsbetriebs sind z. B. fehlerhaftes Ausfahren des Steuerstabs mit maximaler Geschwindigkeit, Notstromfall, Ausfall der Kühlung der Konverterplatte oder Kühlmittelverlust außerhalb des Pools. Die auslösenden Ereignisse Leckagen am Reaktorbecken, Erdbeben oder Flugzeugabstürze sind dagegen für alle Betriebszustände relevant. Die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse wurde größtenteils auf der Grundlage der Betriebserfahrung deutscher Forschungsreaktoren mit einer Leistung > 1 MW, welche über das Jahr 2003 hinaus in Betrieb waren, ermittelt. Schadenszustände beim Forschungsreaktor können Brennelementschäden und Integritätsverlust der Konverterplatte mit Freisetzung von Radioaktivität in das Reaktorbecken sein. Die wichtigsten Sicherheitsfunktionen, die erforderlich sind, um die Sicherheitsziele nach einem auslösenden Ereignis zu erreichen, sind Reaktorabschaltung und Kernkühlung. Die Analyse der Ereignissequenzen und die Ableitung von Erfolgskriterien in der PSA basieren auf Sicherheitsbericht und Betriebshandbuch. Ausgewählte Ereignisabläufe wurden mittels thermohydraulischer Berechnungen analysiert. Die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen wurde anhand von Fehlerbäumen ermittelt. Diese sind das Ergebnis von Systemanalysen, die für Sicherheitssysteme sowie für Betriebssysteme durchge-

führt und die in der Ereignisablaufanalyse berücksichtigt wurden. Die verwendeten Zuverlässigkeitsdaten für unabhängige Komponentenausfälle basieren hauptsächlich auf einer IAEA-Datenquelle (TECDOC-930). Die Daten wurden mittels Superpopulationsmethode (zweistufiger Bayes'scher Ansatz) auf den Forschungsreaktor übertragen. Die Daten für gemeinsam verursachte Ausfälle stammen hauptsächlich aus einer Datenbank, die die Betriebserfahrungen in deutschen Kernkraftwerken umfasst. Die Quantifizierung des PSA-Modells zeigte, dass die verwendeten generischen Daten sehr konservativ sind und z. T. sehr hohe Unsicherheiten aufweisen. Dies führt zu Ergebnissen, die für den untersuchten Reaktor nicht repräsentativ sind. Aus diesem Grund werden keine absoluten Häufigkeiten für Schadenszustände angegeben, sondern die relativen Beiträge der auslösenden Ereignisse zum Gesamtergebnis. Die Ergebnisse dieses Forschungsvorhabens wurden auf den Konferenzen IGORR/RRFM 2019 in Jordanien und „International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (ANS-PSA 2019)“ in Charleston, USA dem internationalen Fachpublikum vorgestellt.

Abstract

As part of a research and development project funded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS is developing a generic level 1 PSA for a research reactor based on the methodological state of science and technology. The aim of the project is the development of PSA competence at GRS in relation to research reactors (also regarding plant- and safety technology). In this project, the development and application of PSA methods are in the foreground. No risk assessment should be carried out for the examined reference reactor. It is therefore adequate to make appropriate simplifications in some areas of PSA which, however, should not materially affect the usability of the PSA results for methodological evidence.

This paper presents the status of a Level 1 PSA development process for a German reference research reactor. The research reactor being analysed is an open-pool reactor with 20 MW thermal power and one fuel element. One hot and one cold neutron source produce neutron fluxes which are guided by beam tubes to the experimental halls. Additionally, radioactive isotopes for medical applications can be produced with the reactor. The relevant initiating events and accident sequences during power operation are, e. g., control rod withdrawal with maximum speed, loss of offsite power, loss of converter plate cooling or loss of coolant outside the pool. The initiating events pool leakage, seismic hazard or aircraft crash are relevant for all operational states. The initiating event frequencies have been mostly determined based on the operating experience of German research reactors with a thermal power > 1 MW and which were in operation beyond the year 2003.

Damage states can be fuel element damage and converter plate damage. Main safety functions required to reach the safety goals after an initiating event are reactor shut-down functions and cooling system functions. Event sequence analysis and derivation of success criteria in the PSA are based on the Safety Report. Selected event sequences are evaluated by means of thermal hydraulic calculations. The unavailability of safety functions is computed by means of fault trees, which are the result of systems analyses performed for safety systems as well as for operating systems credited for cooling functions after initiating events. The PSA model also includes simplified modelling of the power supply.

The used reliability data for single failures are mainly based on an IAEA data source (TECDOC-930) /IAE 97/. The data have been applied to the research reactor using the super-population method (a two-stage Bayesian approach). Common cause failure data are mainly taken from a database comprising the operating experience in German nuclear power plants. The quantification of the PSA model shows that the generic data used are very conservative and partly have very high uncertainties. This leads to results that are not representative for the investigated reactor. For this reason, no absolute frequencies for damage states are indicated, but the relative contributions of the initiating events to the overall result. The results of this research project were presented to the international scientific audience at the IGORR / RRFM 2019 in Jordan and the “International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (ANS-PSA 2019)” in Charleston, USA.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung	1
2	Methodische Grundlagenarbeiten	3
2.1	Ermittlung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik zum Thema PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor	4
2.1.1	Safety Requirements	5
2.1.2	Safety Guides und weitere nachgeordnete sicherheitsrelevante Dokumente der IAEA	12
2.1.3	TECDOCs.....	19
2.1.4	Unterlagen aus Gutachten	25
2.1.5	Stellungnahmen der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission	27
2.1.6	Publikationen zu PSA der Stufe 1 für Forschungsreaktoren.....	34
2.1.7	Zusammenfassung	47
3	Beschreibung der Referenzanlage	49
3.1	Aufbau und Funktion eines Forschungsreaktors	49
3.2	Heiße Neutronenquelle	49
3.3	Kalte Neutronenquelle	50
3.4	Strahlrohrkonverteranlage	50
3.5	Primärkühlkreislauf	50
3.6	Sekundärkühlsystem	51
3.7	Tertiärkühlsystem	52
3.8	Notkühlsystem	52
3.9	Beckenkühlsystem.....	53
3.10	Moderator-Kühlsystem.....	53
3.11	Warmschichtsystem.....	54

3.12	Reaktorgebäude	54
3.13	Neutronenleiterhalle.....	54
3.14	Abschaltsysteme.....	55
3.15	Stromversorgung	56
4	Umfang der PSA der Stufe 1	57
5	Ermittlung der auslösenden Ereignisse.....	61
5.1	Anlagenbetriebszustände	62
5.2	Reaktivitätsstörungen	64
5.3	Transienten.....	68
5.4	Kühlmittelverluststörfälle	69
5.5	Übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen	72
5.6	Übergreifende Einwirkungen von außen	74
5.7	Zu untersuchende auslösende Ereignisse	76
6	Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse	79
6.1	Vorgehensweise	79
6.2	Fehlerhaftes Ausfahren eines Regelstabs.....	81
6.3	Transiente beim Abfahren.....	82
6.4	Notstromfall	82
6.5	Ausfall der Wärmesenke.....	83
6.6	Ausfall der Kühlung der Konverterplatte.....	83
6.7	Leck am Primärkühlsystem.....	84
6.8	Leck am Reaktor-/Absetzbecken durch Lastabsturz	85
6.9	Übersicht der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse.....	86
6.10	Abschätzung des Beitrages der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse.....	87
7	Ereignisablaufanalysen.....	91
7.1	Übergang von auslösenden Ereignissen zu Brennstabschadenzuständen.....	91

7.2	Genereller Ablauf	91
7.3	Endzustände.....	93
7.4	Reaktivitätsstörungen	94
7.4.1	Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit	94
7.5	Transienten.....	95
7.5.1	Notstromfall	95
7.5.2	Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	97
7.5.3	Ausfall der Kühlung der Konverterplatte.....	99
7.6	Kühlmittelverluststörfälle	100
7.6.1	Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens	100
7.6.2	Leck an der Beckenauskleidung	102
7.7	Übergreifende Einwirkungen von innen	105
7.8	Übergreifende Einwirkungen von außen	105
7.8.1	Erdbeben.....	105
7.8.2	Hochwasser.....	105
7.8.3	Flugzeugabsturz	107
7.9	Thermohydraulische Analysen zur Verifizierung von Ereignisabläufen und Mindestwirksamkeiten.....	109
7.9.1	Notstromfall und Station Blackout	110
7.9.2	Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem	113
7.9.3	Leck am Zentralkanal	116
7.9.4	Fehlerhaftes Offenbleiben von Rückschlagklappen im Primärsystem	122
8	Systemanalysen.....	127
8.1	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	127
8.2	Fehlerbaumanalysen	129
8.2.1	Ausfall der RESA durch den Regelstab	129
8.2.2	Ausfall der RESA durch die Abschaltstäbe	131
8.2.3	Ausfall des Primärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr	132
8.2.4	Ausfall des Primärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung.....	138
8.2.5	Ausfall des Sekundärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr.....	138

8.2.6	Ausfall des Sekundärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung.....	140
8.2.7	Ausfall des Tertiärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr.....	140
8.2.8	Ausfall des Tertiärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung.....	144
8.2.9	Ausfall des Notkühlsystems	144
8.2.10	Ausfall der Naturumlaufkühlung	147
8.2.11	Elektrische Energieversorgung	148
8.2.12	Ausfall der Lufttechnischen Anlage für den notstromgesicherten Bereich im Notstromfall.....	153
8.2.13	Ausfall des Kühlsystems für die Lüftungstechnische Anlage im Notstromfall	153
8.2.14	Ausfall der Pufferfunktion der Wasserbecken	154
8.3	Handmaßnahmen	155
8.3.1	Abschalten der Primärpumpen von Hand	155
8.3.2	Inbetriebnahme des Kühlsystems für Lüftungstechnische Anlagen.....	156
8.3.3	Rechtzeitiges Abfahren der Anlage bei Hochwasser.....	158
8.3.4	Leckabspernung bei einem Leck an der Beckenauskleidung.....	159
8.4	Notfallmaßnahmen	160
8.4.1	Moderatorablass	161
8.4.2	Beckenwassernoteinspeisung/Kernnotentladung.....	163
8.4.3	Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich	165
8.4.4	Zuschalten der 400-V-Notversorgung	166
9	Zuverlässigkeitskenngrößen	169
9.1	Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Komponenten.....	169
9.2	Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA)	173
9.3	Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen.....	174
9.4	Reparaturzeiten	175
9.4.1	Mittlere Reparaturzeiten für verfahrenstechnische Komponenten	175
9.4.2	Mittlere Reparaturzeiten für elektrotechnische und leittechnische Komponenten	175

9.5	Testintervall und Testzeitpunkt für wiederkehrende Prüfungen	176
9.6	Missionszeiten	176
9.7	Bewertung der Datenqualität	176
10	Ergebnisse der PSA Stufe 1	181
10.1	Zusammenfassende Ergebnisdarstellung für Endzustände	181
10.2	Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen.....	186
10.2.1	Durch Basisereignisse dargestellte Systemfunktionen.....	188
10.3	Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse	189
10.4	Importanz- und Sensitivitätsanalysen.....	190
10.4.1	Brennelementschaden in allen Anlagenbetriebszuständen	190
10.4.2	Brennelementschaden im Leistungsbetrieb	195
10.4.3	Brennelementschaden im Nichtleistungsbetrieb	195
10.4.4	Integritätsverlust der Konverterplatte	199
10.4.5	Unzulässige Aufheizung des Primärkreises	202
10.5	Zeitabhängige Analyse und Auswirkung der Testintervalle, Reparatur- und Missionszeiten	203
11	Zusammenfassung	205
	Literaturverzeichnis.....	207
	Abbildungsverzeichnis.....	215
	Tabellenverzeichnis.....	219
	Abkürzungsverzeichnis.....	221

1 Einleitung

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke werden in Deutschland seit über 30 Jahren durchgeführt. Inzwischen gibt es für alle deutschen Kernkraftwerke zumindest eine PSA der Stufe 1 mit Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit. Erkenntnisse aus den bisher durchgeführten PSA haben zu sicherheitstechnischen Verbesserungen geführt und damit wesentlich zum hohen Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke beigetragen.

Als Reaktion auf die Unfälle im japanischen Kernkraftwerk Fukushima wurde von der Bundesregierung der Ausstieg aus der Kernenergienutzung beschlossen und mit der 13. Änderung des Atomgesetzes umgesetzt. Von diesem „Ausstiegsbeschluss“ sind die Forschungsreaktoren, die in Deutschland zurzeit in Betrieb sind, nicht betroffen. Diese haben eine unbefristete Betriebsgenehmigung und werden voraussichtlich noch viele Jahre in Betrieb bleiben.

Seit der 12. AtG Novelle von 2010 (§19a (3) und (4)) sind die Betreiber von Forschungsreaktoren analog zu den Betreibern von Kernkraftwerken verpflichtet, im Abstand von 10 Jahren periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchzuführen. Für die Durchführung von PSÜ für Forschungsreaktoren gibt es aber keine detaillierten Vorgaben. Dazu kommt noch, dass die deutschen Forschungsreaktoren, die sich noch in Betrieb befinden, sehr unterschiedlich sind. Daher wurde im Arbeitskreis Forschungsreaktoren des Fachausschusses Reaktorsicherheit beraten wie die Anforderungen an die PSÜ in Anlehnung an den PSÜ-Leitfaden für Kernkraftwerke (/BMU 97/) entsprechend dem Gefährdungspotenzial einzelner Anlagen abgestuft werden können. Dort wurde u.a. vorgeschlagen, für Berlin II und Forschungsreaktor München (FRM II) eine PSA ergänzend zu den deterministischen Analysen durchzuführen. Der FRM II hat seine erste PSÜ bereits durchgeführt (im Mai 2015 der zuständigen Aufsichtsbehörde vorgelegt) und dort auch die PSA ergänzend zu den deterministischen Analysen berücksichtigt. International wird die Erstellung einer PSA inzwischen in verschiedenen Ländern im Genehmigungsverfahren gefordert (z. B. in Australien und in den Niederlanden). Darüber hinaus ist eine PSA zur Beantwortung von sicherheitsrelevanten Fragestellungen neben deterministischen Analysen ein wichtiges Instrument.

Angesichts der noch langen Laufzeit, und des radiologischen Gefahrenpotenzials durch das Inventar eines Forschungsreaktors insbesondere mit höheren Leistungen, bei der ein Kernschmelzen nicht ausgeschlossen werden kann, ist die Erstellung einer PSA der

Stufe 1 für einen solchen Reaktortyp sinnvoll, um das Sicherheitsniveau mit probabilistischen Methoden zu ermitteln.

Bezüglich Forschungsreaktoren bestehen auf dem Gebiet der PSA bei der GRS bisher keine ausreichenden Erfahrungen. Als Ziel dieses Vorhabens wird deshalb von der GRS eine generische PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor nach dem methodischen Stand von Wissenschaft und Technik erstellt. Dabei werden angesichts des im Vergleich zu einem Kernkraftwerk geringeren Risikopotentials, in Teilbereichen der PSA geeignete Vereinfachungen gemacht, die die Nutzbarkeit der PSA-Ergebnisse aber nicht wesentlich beeinträchtigen sollen. Letztlich wird mit diesem Eigenforschungsvorhaben die Kenntnis der GRS hinsichtlich der Anlagen- und Sicherheitstechnik von Forschungsreaktoren deutlich erhöht. Dadurch soll sichergestellt werden, dass ihre Kompetenz als wissenschaftlich unabhängige Sachverständigenorganisation des Bundes mit jederzeit verfügbarem technisch-wissenschaftlichen Sachverstand erhalten bleibt.

Im Folgenden wird zunächst der nationale und internationale Stand der Technik zum Thema PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor ermittelt und wiedergegeben (Abschnitt 2). Im daran anschließenden Abschnitt 3 erfolgt eine Beschreibung der Referenzanlage. Eine Beschreibung des Umfangs und der Vorgehensweise bei der Erstellung der PSA für einen Forschungsreaktor folgt in Abschnitt 4. Abschnitt 5 befasst sich mit der Ermittlung der auslösenden Ereignisse und der Bestimmung der Betriebszustände. Die Häufigkeiten der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse werden in Abschnitt 6 ermittelt. Die Ereignisablaufanalysen und thermohydraulischen Analysen zu ausgewählten Ereignissen finden sich in Abschnitt 7. Die in den Ereignisablaufanalysen verwendeten Systemfunktionen werden in der Systemanalyse in Abschnitt 8 untersucht. Die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen für die Systemkomponenten und Handmaßnahmen ist in Abschnitt 9 dokumentiert. Schließlich werden in Abschnitt 0 das PSA-Modell quantifiziert und die Ergebnisse diskutiert. Der vorliegende, zur Veröffentlichung bestimmte, Bericht ist eine gekürzte Fassung des im Rahmen dieses Vorhabens erstellten technischen Berichtes /MAY 19/, der Inhalte enthält, die nicht veröffentlicht werden können.

2 Methodische Grundlagenarbeiten

Die Durchführung von PSA-Studien für Kernkraftwerke ist inzwischen in Deutschland eine etablierte Vorgehensweise, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu ermitteln, technische Schwachstellen zu identifizieren und um die Bereitstellung bzw. Verbesserung von Prozeduren im präventiven und mitigativen Bereich zu veranlassen. Darüber hinaus ist die Durchführung von PSA im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen vorgeschrieben. Die Anforderungen an die Durchführung von PSA für Kernkraftwerke sind im Deutschen Regelwerk (Sicherheitsanforderung an Kernkraftwerke /BMU 15/, PSA-Leitfaden /BMU 05/ mit Methoden- und Datenband /FAK 05/, /FAK 05a/) niedergelegt. Eine Aktualisierung der Empfehlungen zu Methoden und Daten unter Berücksichtigung der Lehren aus dem Unfall in Fukushima Daiichi wurde inzwischen veröffentlicht /FAK 15/.

Anders sieht es mit der Erstellung einer PSA für Forschungsreaktoren aus. Für diese gibt es im deutschen Regelwerk keine konkreten methodischen Anforderungen an eine probabilistische Sicherheitsüberprüfung. Die Beschlüsse des Arbeitskreises Forschungsreaktoren sehen allerdings für den BER-II und den FRM-II die Durchführung von PSA im Rahmen der PSÜ vor.

Die in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren haben eine unbefristete Betriebsgenehmigung und werden vermutlich noch viele Jahre genutzt werden, da sie vom Ausstiegsbeschluss aus der Kernenergie nicht betroffen sind. Für diese Anlagen war es bis vor wenigen Jahren nicht erforderlich eine PSA im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen zu erstellen. Für den Forschungsreaktor Berlin II wurden in den 80er Jahren im Zusammenhang mit dem Genehmigungsverfahren zur Leistungserhöhung probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Der FRM II hat der zuständigen Behörde im Mai 2015 die PSÜ vorgelegt. Es wurden neben der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse und der Sicherungsanalyse auch probabilistische Analysen der Stufe 1 und der Stufe 2 für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb durchgeführt.

International wird die Erstellung einer PSA im Genehmigungsverfahren in einigen Ländern gefordert (z. B. in Australien und in den Niederlanden). Allerdings gibt es zur Durchführung auch international keine aktuellen spezifischen Guidelines. Z. B. wurde für die australische OPAL-Reaktor-PSA /ANS 05/ ein alter amerikanische PSA-Guide /NRC 83/ angewendet.

Als erster Arbeitsschritt erfolgten eine detaillierte Aufarbeitung und Dokumentation des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik.

2.1 Ermittlung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik zum Thema PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor

Nachfolgend werden einige Safety Requirements, Safety Guides und TECDOCs der IAEA zur Sicherheitsbewertung von Forschungsreaktoren aufgeführt und ausgewertet, in denen Inhalte mit Bezug zur PSA der Stufe 1, zu auslösenden Ereignissen, Systemen, Strukturen und Komponenten, Sicherheitsfunktionen, Schutzklassen und Endzuständen vorkommen. Diese Aufbereitung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik bildet eine Grundlage für die Erstellung einer PSA der Stufe 1 für einen Referenz-Forschungsreaktor (siehe Kapitel 5 bis 10).

Informationen zu auslösenden Ereignissen, zu Anforderungen an Sicherheitsfunktionen und sicherheitsrelevante Systeme, Strukturen und Komponenten sowie zu Anlagenbetriebszuständen wurden v. a. in den Safety Requirements und Safety Guides der IAEA gefunden. In den Safety Requirements (siehe Abschnitt 2.1.1) werden übergeordnete Sicherheitsanforderungen, generell an kerntechnische Anlagen, aber auch speziell für Forschungsreaktoren, definiert, während die nachgeordneten Safety Guides (siehe Abschnitt 2.1.2) spezifischere Angaben machen. Die analysierten TECDOCs (siehe Abschnitt 2.1.3) enthalten PSA-relevante Informationen über unterschiedliche Forschungsreaktoren, die von der IAEA gesammelt und ausgewertet wurden (z. B. zu auslösenden Ereignissen, Zuverlässigkeitskenngrößen und aufgetretenen Ereignissen aus der Betriebserfahrung).

Zusätzlich wird aus Unterlagen aus Gutachten (siehe Abschnitt 2.1.4), Stellungnahmen der Reaktor-Sicherheitskommission (siehe Abschnitt 2.1.5) und Publikationen zu PSA der Stufe 1 für nationale und internationale Forschungsreaktoren (siehe Abschnitt 2.1.6) zitiert. Die daraus gewonnenen Informationen sind zwar nicht unmittelbar auf die PSA für den Referenz-Reaktor übertragbar, ermöglichen aber einen guten Einblick in existierende PSA für Forschungsreaktoren.

Generell liefert die Ermittlung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik zum Thema PSA der Stufe 1 für Forschungsreaktoren einen wichtigen Beitrag zum Kompetenzerwerb und -ausbau innerhalb der GRS.

2.1.1 Safety Requirements

Safety Requirements enthalten allgemeine, übergeordnete Informationen und Grundsätze zur kerntechnischen Sicherheit. Diese sind bei der Entwicklung methodischer Vorgehensweisen für PSA generell zu berücksichtigen.

Im Folgenden werden sowohl die Dokumente zu Forschungsreaktoren als auch zu Kernkraftwerken gesichtet und ausgewertet, weil allgemeine Grundsätze der kerntechnischen Sicherheit für alle kerntechnischen Anlagen gelten.

IAEA: Safety Assessment for Facilities and Activities: General Safety Requirements /IAE 09/

Der Sicherheitsstandard /IAE 09/ für kerntechnische Anlagen enthält grundlegende Prinzipien und Anforderungen. Insbesondere wird auf die Konzepte von Graded Approach und „Defence in Depth“ eingegangen. Außerdem soll überprüft werden, ob die Sicherheitsfunktionen ein hinreichendes Niveau an Zuverlässigkeit, Redundanz, Diversität, räumlicher Trennung und Unabhängigkeit besitzen. Sicherheitsfunktionen müssen von qualifizierten SSCs übernommen werden. Die Sicherheitsbewertung muss in der Lage sein, die benötigten Schutzeinrichtungen (physikalische Barrieren und administrative Aufsicht) im Sinne von Defence in Depth zu identifizieren. Im Detail muss ermittelt werden:

- a) “Priority has been given to: reducing the number of challenges to the integrity of layers of protection and physical barriers; preventing the failure or bypass of a barrier when challenged; preventing the failure of one barrier leading to the failure of another barrier; and preventing significant releases of radioactive material if failure of a barrier does occur
- b) The layers of protection and physical barriers are independent of each other as far as practicable
- c) Special attention has been paid to internal and external events that have the potential to adversely affect more than one barrier at once or to cause simultaneous failures of safety systems
- d) Specific measures have been implemented to ensure reliability and effectiveness of the required levels of defence”

In der Sicherheitsanalyse sollen entsprechend /IAE 09/ sowohl deterministische als auch probabilistische Methoden benutzt werden. Deren Umfang muss konsistent zum Graded Approach sein. Probabilistische Methoden können Einblicke geben in das Systemverhalten, zu Wechselwirkungen und Schwachstellen im Design, in die Anwendung von Defence in Depth und zu Risiken, die durch deterministische Analysen nicht aufgedeckt werden.

IAEA: Safety of Research Reactors /IAE 16/

Im Standard /IAE 16/ werden Sicherheitsstandards und Anforderungen an die Sicherheit von Forschungsreaktoren definiert. Es wird der Begriff des Graded Approach verwendet. Damit ist ein Anpassen der Sicherheitsanalyse an die Leistungsklasse eines Forschungsreaktors hinsichtlich Geltungsbereichs, Umfang und Detaillierungsgrad gemeint. Unterschiedliche Forschungsreaktoren unterscheiden sich teilweise erheblich in ihrer Leistung; die Leistung von Forschungsreaktoren ist jedoch immer deutlich kleiner als die Leistung von Kernkraftwerken. Die Leistungsklasse eines Forschungsreaktors, die Größe der Quellterme, die Menge an Spaltprodukten und weitere Faktoren bestimmen dessen Gefährdungspotential für die Öffentlichkeit. /IAE 16/ listet Faktoren auf, welche die Sicherheitsanforderungen an einen Forschungsreaktor im Sinne des Graded Approach bestimmen:

- a) "The reactor power
- b) The source term
- c) The amount and enrichment of fissile and fissionable material
- d) Spent fuel elements, high pressure systems, heating systems and the storage of flammables, which may affect the safety of the reactor
- e) The type of fuel elements
- f) The type and the mass of moderator, reflector and coolant
- g) The amount of reactivity that can be introduced and its rate of introduction, reactivity control, and inherent and additional safety features (including those for preventing inadvertent criticality);
- h) The quality of the containment structure or other means of confinement

- i) The utilization of the reactor
(experimental devices, tests and reactor physics experiments)
- j) The site evaluation, including external hazards associated with the site and the proximity to population groups;
- k) The ease or difficulty in changing the overall configuration”

Des Weiteren besagt /IAE 05/, dass die Signifikanz von Bauwerken, Systemen und Komponenten (SSC) für die Sicherheit hauptsächlich mit deterministischen Methoden bestimmt und geeignet durch probabilistische Methoden ergänzt werden sollte. Für jeden betrachteten Unfallablauf eines „Design Basis Accident“ (DBA) bzw. für jedes postulierte auslösende Ereignis sollen im Zuge der Sicherheitsanalyse die benötigten Sicherheitssysteme und Maßnahmen aufgezeigt werden. /IAE 05/ enthält eine Liste ausgewählter postulierter auslösender Ereignisse für Forschungsreaktoren:

(1) “Loss of electrical power supplies:

- Loss of normal electrical power

(2) Insertion of excess reactivity:

- Criticality during fuel handling (due to an error in fuel insertion)
- Startup accident
- Control rod failure or control rod follower failure
- Control drive failure or system failure
- Failure of other reactivity control devices (such as a moderator or reflector)
- Unbalanced rod positions
- Failure or collapse of structural components
- Insertion of cold water
- Changes in the moderator (e. g. voids or leakage of D₂O into H₂O systems)
- Influence by experiments and experimental devices (e. g. flooding or voiding, temperature effects, insertion of fissile material or removal of absorber material)
- Insufficient shutdown reactivity
- Inadvertent ejections of control rods
- Maintenance errors with reactivity devices
- Spurious control system signals
- Removal of poisons from the coolant or moderator

(3) Loss of flow:

- Primary pump failure
- Reduction in flow of primary coolant (e. g. due to valve failure or a blockage in piping or a heat exchanger)
- Influence of the failure or mishandling of an experiment
- Rupture of the primary coolant boundary leading to a loss of flow
- Fuel channel blockage
- Improper power distribution due, for example, to unbalanced rod positions in core experiments or fuel loading (power-flow mismatch)
- Reduction in coolant flow due to bypassing of the core
- Deviation of system pressure from the specified limits
- Loss of heat sink (e. g. due to the failure of a valve or pump or a system rupture)

(4) Loss of coolant:

- Rupture of the primary coolant boundary
- Damaged pool
- Pump-down of the pool
- Failure of beam tubes or other penetrations

(5) Erroneous handling or failure of equipment or components:

- Failure of the cladding of a fuel element
- Mechanical damage to core or fuel (e. g. mishandling of fuel and dropping of a transfer flask onto the fuel)
- Failure of an emergency cooling system
- Malfunction of the reactor power control
- Criticality in fuel in storage
- Failure of means of confinement, including the ventilation system
- Loss of coolant to fuel during transfer or storage
- Loss or reduction of proper shielding
- Failure of experimental apparatus or material (e. g. loop rupture)
- Exceeding of fuel ratings

(6) Special internal events:

- Internal fires or explosions
- Internal flooding
- Loss of support systems
- Security related incidents

- Malfunctions in reactor experiments
- Improper access by persons to restricted areas
- Fluid jets and pipe whip
- Exothermic chemical reactions
- Drop of heavy loads

(7) External events:

- Earthquakes (including seismically induced faulting and landslides)
- Flooding (including failure of an upstream dam and blockage of a river)
- Tornadoes and tornado missiles
- Sandstorms
- Hurricanes, storms and lightning
- Tropical cyclones
- Explosions
- Aircraft crashes
- Fires
- Toxic spills
- Accidents on transport routes
- Effects from adjacent facilities (e. g. nuclear facilities, chemical facilities and waste management facilities)
- Biological hazards such as microbial corrosion, structural damage or damage to equipment by rodents or insects
- Extreme meteorological phenomena
- Lightning strikes
- Power or voltage surges on the external supply line

(8) Human errors”

Außerdem werden ausgewählte Sicherheitsfunktionen für Forschungsreaktoren aufgelistet:

”

Items important to safety	Safety functions
Buildings and structures	(a) To form a barrier to the uncontrolled release of radioactive material to the environment (b) To provide protection against external and internal events for the enclosed safety systems (c) To provide shielding against radiation

Items important to safety	Safety functions
Reactor core	(a) To maintain the fuel geometry and the necessary coolant flow path so as to ensure the possibility of shutdown and heat removal in all operational states of the reactor and in DBAs (b) To provide negative feedback of reactivity (c) To provide a means of moderating and controlling neutron fluxes
Fuel matrix and cladding	(a) To form a barrier to the release of fission products and other radioactive material from the fuel (b) To provide a constant configuration
Reactivity control system (including the reactor shutdown system)	To control the reactivity of the reactor core to ensure that the reactor can be safely shut down and to ensure that the fuel design limits and other limits will not be exceeded in any operational state of the reactor or in DBAs
Reactor coolant primary circuit	To provide adequate core cooling and to ensure that the specified limits for the fuel and the coolant will not be exceeded in any operational state of the reactor or in DBAs
Emergency core cooling system	To transfer heat from the reactor core following a loss of coolant accident at an adequate rate to prevent significant damage to the fuel
Reactor protection system	(a) To take protective actions to shut down the reactor, to cool and contain radioactive material and to mitigate the consequences of accidents (b) To control interlocks to protect against operational errors if the required conditions have not been met
Other safety related instrumentation and control systems	(a) To keep reactor parameters within operational limits without reaching safety limits (b) To provide and present to the reactor operator enough information to determine readily the status of the reactor protection system and to take the correct safety related actions
Electrical power supply	To provide sufficient power of suitable quality to systems and equipment to ensure their capability to perform their safety functions when required
Fuel handling and storage system	(a) To minimize radiation exposure (b) To prevent inadvertent criticality (c) To limit any rise in fuel temperature (d) To store fresh and irradiated fuel (e) To prevent mechanical or corrosive damage of fuel

Items important to safety	Safety functions
Radiation monitoring system	To provide measurements and warnings to minimize the radiation exposure of operating and research personnel
Fire protection system	To ensure that the adverse effects of fire or fire induced explosions do not prevent items important to safety from performing their safety function when required to do so"

Die Auswahl relevanter Sicherheitsfunktionen für einen Forschungsreaktor ist ein Schlüsselement des Graded Approach.

Außerdem werden in /IAE 16/ beim Betrieb des Reaktors zu beachtende Aspekte aufgezählt:

- “Reactivity and criticality management: “Care has to be taken to ensure that the relevant subcriticality limits and reactivity limits for fuel storage and core loading are not exceeded at any time.”
- Core thermal safety: “Measures shall be established to ensure, for each change, that these characteristics are correctly determined and that they are checked against the relevant conditions for nuclear and thermal safety before the reactor is put into operation.”
- Safety of experimental devices: “Measures shall be taken to ensure that the technical, nuclear and operational characteristics of experimental devices are adequately assessed for their safety implications and that this assessment is suitably documented”
- Modification of reactors: “Special attention shall be given to the need to verify that every modification has been properly assessed, documented and reported in terms of its potential effects on safety, and that the research reactor is not restarted without formal approval after the completion of modifications with major implications for safety.
- Manipulations of components and material: “Care shall be taken to ensure that the operating personnel carrying out these manipulations adhere strictly to the procedures and restrictions established to prevent any nuclear or mechanical interference with the reactor, to minimize the probability of a blockage in the fuel cooling system by uncontrolled foreign objects, and to prevent radioactive releases and undue radiation exposures”

Safety measures for visitors: “Measures such as procedures, restrictions and controls shall be established to ensure that visitors have safe working conditions, that their activities will not affect the safety of the reactor and that safety instructions are strictly observed”

2.1.2 Safety Guides und weitere nachgeordnete sicherheitsrelevante Dokumente der IAEA

In Safety Guides und weiteren nachgeordneten sicherheitsrelevanten Dokumenten der IAEA (exklusive TECDOCs; diese werden im Abschnitt 2.1.3 betrachtet) sind spezifische, detaillierte Informationen zu deterministischen und, seltener, zu probabilistischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren zu finden.

Diese sind bei der Entwicklung einer methodischen Vorgehensweise sehr hilfreich, weil dort auch spezifische Angaben, beispielsweise zur Eintrittshäufigkeit von Ereignissen oder zu Stoffwerten gemacht werden.

IAEA: Safety of new and existing research reactor facilities in relation to external events /IAE 05/

Der Sicherheitsreport /IAE 05/ beschreibt, wie grundlegende Sicherheitskonzepte für Forschungsreaktoren entwickelt werden können mit dem Ziel, die Sicherheitsanforderungen an eine Anlage an deren Gefährdungspotenzial und Standorteigenschaften mit Bezug zu Einwirkungen von außen anzupassen (Graded Approach). Dabei wird mehrfach Bezug zu Sicherheitskonzepten für KKW genommen (z. B. /IAE 00/). Für die Sicherheitsanalyse müssen folgende Anlagenzustände und Betriebsweisen betrachtet werden:

- a) “Normal operation
- b) Anticipated operational occurrences
- c) Accident conditions
- d) Beyond design basis accidents
- e) Long term shut down behaviour with or without the need for active cooling of radioactive material
- f) Refuelling, maintenance
- g) Storage and processing of radioactive material and waste”

Schutzziele definieren den noch akzeptablen radiologischen Schaden für Personal und Öffentlichkeit:

- a) "Normal operation should lead neither to effective doses to workers higher than a mean of 20 mSv/a over five years, nor more than 50 mSv over a given year. As far as the public is concerned, normal operation should not lead to yearly doses above 1 mSv/a (5 mSv/a are allowed under special conditions).
- b) Design basis accidents should have a probability of occurrence of less than $1E-04/a$. In terms of doses, design basis accidents are subject to the same requirements as normal operation.
- c) Beyond design basis accidents should have a probability of occurrence lower than $1E-06/a$. They should not lead to effective doses to workers and the public that are higher than 10 – 50 mSv/a."

Technische Schutzziele müssen für jeden Forschungsreaktor definiert werden, sodass die drei übergeordneten Sicherheitsfunktionen Reaktivitätskontrolle, Kühlung von radioaktivem Material und Einschluss von radioaktivem Material auch bei potentiellen EVA erfüllt sind. Dabei ist auf Redundanz und Diversität der Systeme zu achten. Insbesondere müssen bei EVA räumliche und andere Wechselwirkungen zwischen sicherheitsrelevanten SSC untersucht werden. Technische Schutzziele zielen darauf ab, Schadenszustände zu verhindern oder Freisetzungen abzuschwächen. /IAE 05/ listet folgende technische Schutzziele auf:

1. "Shutting down the reactor when it is subjected to an extreme external event (reactivity control) and maintaining the reactor in a safe shutdown condition
2. Removal of residual heat over an extended period of time (cooling of radioactive material)
3. Preventing radioactive releases or maintaining releases below the limits established for accident conditions (confinement)
4. Avoiding any failure of structures, systems or components which could directly or indirectly cause accident conditions as a consequence of an external event, particularly with respect to reactivity control, cooling of radioactive material and confinement
5. Monitoring of the critical reactor parameters during and after an external event, in particular the reactivity

6. Monitoring the radiological dispersion parameters
7. Guaranteeing access and evacuation to the operating personnel in charge of the above functions (e. g. ventilation in the control room), communication (both among personnel and with the outside world), and alarm (for implementation of the emergency measures, both on-site and off-site)”

Der Einfluss von EVA auf die technischen Schutzziele bzw. Sicherheitsfunktionen wird in Tabelle 1 in /IAE 05/ zusammengestellt. Für die EVA „Überflutung“ existiert ein „Cliff-Edge-Effect“, d. h. eine kleine Steigerung der EVA-Ausprägung kann zu einer sprunghaften Steigerung des Schadensausmaßes führen. Deshalb ist hier eine zusätzliche Sicherheitsfunktion gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse (Design Extension Conditions) vorzusehen. Die Möglichkeit eines „Cliff-Edge-Effects“ bei einer externen Überflutung des Referenzreaktors wird in Abschnitt 7.8.2 betrachtet.

/IAE 05/ nimmt eine Einteilung in Gefährdungskategorien von neuen und existierenden Forschungsreaktoren basierend auf deren Leistung und radioaktiven Inventars vor. Dadurch wird das von einem Forschungsreaktor ausgehende Risiko für Personal und Allgemeinheit anlagenspezifisch bewertet. Die Tabelle 2 in /IAE 05/ zeigt ein Beispiel für die Einordnung von Reaktoren in Gefährdungskategorien. Kategorie 1 birgt das größte Gefährdungspotential und beinhaltet Einrichtungen mit bis zu 100 MW. Einrichtungen mit noch größerer Leistung können als KKW betrachtet werden. Obwohl diese Einordnung nur von Leistung und radioaktivem Inventar abhängt, nennt /IAE 05/ Kriterien für Abweichungen:

1. “If the reactor has inherent safety features such as a strong negative temperature coefficient and passive safety systems providing a high degree of reliability against release, the category defined by the power can be decreased by one. The same can be done for pool type reactors if the cladding material of the fuel is stainless steel or zirconium alloy.
2. If the reactor is categorized as hazard category 2, hazard category 3 or hazard category 4, the category which hinges on the power can be increased by one under one or more of the following conditions: the reactor is associated with high temperature and pressure experiments, or it contains fuelled experiments. The same applies for prototype power reactors.

3. Category 4 is intended to include facilities in which the core cannot melt and therefore the source term for radioactive dispersion into the environment is particularly small. Hazard category 4 facilities can be regarded as industrial installations at special risk and therefore they are not discussed in this publication. Category 3 research reactors can be downgraded to category 4 if they show such an intrinsic feature in relation to the core melting.”

Mit der Zuordnung einer Anlage zu einer Gefährdungskategorie entsprechend den radiologischen Folgen für Personal, Allgemeinheit und Umwelt in Folge von Ausfällen von SSCs wird eine entsprechende Sicherheitsbewertung durchgeführt. Diese auf der Analyse von Schadenszuständen basierende Methode sieht der Report /IAE 05/ als Alternative zu deterministischen Methoden und nimmt an, dass das mit Komponenten verbundene Risiko damit realistischer beurteilt werden kann als mit einer PSA für äußere Einwirkungen. Analog zu Gefährdungskategorien der Anlagen werden im Report Sicherheitsklassen (safety classes) für SSCs entwickelt:

- a) “Safety class 1 is specified for a structure, system or component when the postulated failure (unmitigated) of the structure, system or component to perform its required safety function would result in an unacceptable release of radiation to the environment, the public and workers in any plant state. Safety class 1 structures, systems and components are usually located in hazard category 1 facilities. However, this classification can also be used for classification of confinement barriers in hazard category 2 facilities, according to the defence in depth approach applied to the facility.
- b) Safety class 2 is specified for a structure, system or component when the postulated failure (unmitigated) of the structure, system or component to perform its safety function would result in an unacceptable release of radiation to the environment within the site boundary or to workers in any plant state. Safety class 2 structures, systems and components are usually located in hazard category 2 facilities but may also be applied in hazard category 1 facilities to classify structures, systems and components when the unmitigated release is a small fraction (20 % or less) of the safety class 1 release limit. Safety class 2 may also be used for the confinement barriers in hazard category 3 facilities.
- c) Safety class 3 is specified for structures, systems and components of hazard category 3 facilities, except the confinement, but may also be applied in hazard category 1 and hazard category 2 facilities to classify structures, systems and

components when the unmitigated release is a small fraction of the release limit for safety classes 1 and 2.

- d) Safety class conventional risk is specified for structures, systems and components when there is no radiological consequence of the failure of a safety function.”

Zusätzlich zu Sicherheitsklassen können SSCs den Kategorien 1, 2, 3 und konventionelles Risiko zugeordnet werden mit Bezug zu ausgewählten auslösenden Ereignissen für Einwirkungen von außen (EVA-Kategorisierung).

In der Tabelle 12 des Reports /IAE 05/ werden Annahmen für die Einteilung von Anlagen in Risikokategorien zusammengefasst. Dies zeigt folgender Auszug:

”

Type of facility / graded item	Reference	Hazard category 1	Hazard category 2	Hazard category 3	Conventional risk
Definition	/IAE 00/	$10 \leq P < 100 \text{ MW}$	$2 \leq P < 10 \text{ MW}$	$0.1 \leq P < 2 \text{ MW}$	No radiation inventory
Levels of defence in depth	5	1+2a+b *	1+a+b *	1+a+b *	1
Performance goal for structures, systems and components EE cat.: External Event category	$10^{-5}/a$	EE cat. 1: $10^{-5}/a$ EE cat. 2: $10^{-4}/a$ EE cat. 3: $10^{-3}/a$ EE cat. R: $5 \times 10^{-3}/a$	EE cat. 2: $10^{-4}/a$ EE cat. 3: $10^{-3}/a$ EE cat. R: $5 \times 10^{-3}/a$	EE cat. 3: $10^{-3}/a$ EE cat. R: $5 \times 10^{-3}/a$	EE cat. R: $5 \times 10^{-3}/a$
Probability of exceedance for external event	$10^{-4}/a - 10^{-5}/a$ /IAE 03/	$10^{-3}/a - 10^{-2}/a$	$10^{-3}/a - 10^{-2}/a$	$10^{-3}/a - 10^{-2}/a$	$10^{-2}/a$
Seismic hazard	/IAE 02/	/IAE 02/ or conservative assumptions	/IAE 02/ or conservative assumptions	/IAE 02/ or conservative assumptions	Industrial building code
Meteorological events	/IAE 03b/	/IAE 03b/	/IAE 03b/	Industrial building code	Industrial building code
Flood	/IAE 03a/	/IAE 03a/	/IAE 03a/	Industrial building code	Industrial building code
Human induced	/IAE 02a/	/IAE 02a/	/IAE 02a/	/IAE 02a/	Industrial building code

* Barriers of the ‘a’ type can be designed with high reliability (‘a+’, the relevant performance goal, shows an extra order of magnitude) or with a low margin (‘a-’ type structures, systems and components are designed/qualified according industrial standards).

Barriers of the 'b' type represent administrative measures and operational procedures. A typical 'b' barrier is emergency planning.“

Für die Sicherheitsbewertung von Neuanlagen in der Planungsphase schlägt der Report /IAE 05/ einen Ansatz vor, bei dem deterministische und probabilistische Methoden geeignet kombiniert werden:

1. “The basic safety objectives are defined in terms of a probabilistic target for radiological doses to workers, the public and the environment (see Section 2.1)
2. The external event hazard is evaluated on a probabilistic basis
3. The component fragilities are evaluated on a probabilistic basis, but a preliminary screening of the high confidence of low probability of failure (HCLPF) value may turn their evaluation into a simplified equivalent deterministic procedure
4. The number of levels in the defence in depth framework is selected deterministically according to the hazard classification
5. The item classification is carried out on the basis of unmitigated release following a failure
6. Both the site parameter evaluation and the design are carried out in a deterministic manner with some conservatism
7. Level 1, 2 and 3 PSAs and an analysis of the dispersion of radioactive material are carried out only at the end of the design, as a final confirmatory assessment.”

IAEA: Safety analysis for research reactors /IAE 08/

Der Sicherheitsreport /IAE 08/ beschreibt eine systematische Vorgehensweise bei der Sicherheitsanalyse von Forschungsreaktoren, und im speziellen die Analyse von Transienten und Unfällen. Die IAEA sieht Argumente für einen Graded Approach. Damit könnten einige Regeln und Konventionen, die normalerweise von regulatorischen Anforderungen abhängen und nicht von der Leistung eines Reaktors, an konkrete Anlagen angepasst oder verworfen werden. Die PSA wird als Ergänzung zu deterministischen Methoden betrachtet.

Des Weiteren wird im Report festgestellt, dass „Best Estimate Codes“ wegen unzureichender Datenbasis für Forschungsreaktoren von Analysten häufig mit konservativen Eingangsdaten benutzt werden.

/IAE 08/ enthält außerdem Listen auslösender Ereignisse für einen Schwimmbadreaktor und für den Reaktor Slowpoke 2, sowie EVI und EVA für einen 20 MW MTR. Akzeptanzkriterien werden für mehrere Forschungsreaktoren in Argentinien, Brasilien, Kanada und Korea aufgeführt. Für argentinische Forschungsreaktoren mit Brennelement-Umhüllungen (Cladding) aus Aluminiumlegierungen wird angenommen (konservativ), dass die Umhüllung ab einer Temperatur von 400 °C abplatzen kann (blistering phenomenon). Die Schmelztemperatur der Aluminiumlegierungen beträgt ca. 650 °C /IAE 92/.

IAEA: Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant /IAE 14/

Der Sicherheitsreport /IAE 14/ enthält Vorschläge und Methoden, um die Sicherheit von Forschungsreaktoren neu zu bewerten. Dabei fließen die Erkenntnisse aus dem Reaktorunfall in Fukushima ein. Der vorgeschlagene Ansatz ist hauptsächlich deterministisch; abhängig von nationalen Gesetzen und Regeln können deterministische und probabilistische Bewertungen kombiniert werden. Die Sicherheitsneubewertung sollte folgendermaßen ablaufen:

- “Refer to the current status of the reactor facility as built and as operated, including all operational states of the reactor, in order to encompass existing and planned experimental facilities and experimental devices. For new research reactor projects, the assessment refers to the facility as designed and as built.
- Use the most unfavourable reactor conditions, including core configurations, that are permitted by the operational limits and conditions.
- Consider the degradation of the SSCs important to safety due to ageing effects.
- Take into account the possible impact of failure or damage to SSCs not important to safety on SSCs important to safety, which may necessitate a detailed walkdown of the reactor facility.
- Take into account the modifications or upgrades introduced to the SSCs.
- Take into account simultaneous occurrences of more than one external event, as well as sequential and dependent events.

- Use verified and validated models and computer codes, with recognition of their limitations.”

Außerdem sollen Ereignisse mit Auswirkungen auf die gesamte Anlage sowie Notfallvorsorge und Notfallmaßnahmen für Forschungsreaktoren neu bewertet werden.

2.1.3 TECDOCs

Nachfolgend werden einige TECDOCs der IAEA zur Sicherheitsbewertung von Forschungsreaktoren aufgeführt und ausgewertet, in denen Inhalte mit Bezug zur PSA der Stufe 1 und insbesondere zu auslösenden Ereignissen, Systemen, Strukturen und Komponenten und Endzuständen vorkommen.

Sie enthalten u. a. Daten (sowohl generische Daten als auch spezifische Daten zu Systemen, Komponenten, Stoffen und Materialien einzelner Anlagen) aus verschiedenen (inländischen und ausländischen) Anlagen, die als Richtwerte oder als Inputdaten für die durchgeführte generische PSA von Bedeutung sind.

International Atomic Energy Agency (IAEA): Probabilistic Safety Assessment for Research Reactors /IAE 86/

Die TECDOC-400 der IAEA /IAE 86/ aus dem Jahr 1986 erwähnt PSA-Studien für Forschungsreaktoren in Argentinien, Australien, Großbritannien, Österreich, Peru, Schweiz und der ehemaligen Tschechoslowakei. Es werden Unterschiede der Forschungsreaktoren angesprochen hinsichtlich des Leistungsniveaus, der Menge an Spaltprodukten und des Temperaturkoeffizienten des Reaktors. Daraus resultieren unterschiedliche Risiken für die Freisetzung von Radioaktivität, Anforderungen an die Kühlung des Kerns, Anforderungen an physikalische Barrieren und den Sicherheitseinschluss sowie Auswirkungen eines Unfalls. /IAE 86/ gruppiert Unfallauslösende Ereignisse folgendermaßen:

1. “Loss of electrical power supply
2. Insertion of too much excess reactivity
3. Loss-of-flow
4. Loss-of-coolant
5. Erroneous handling or failure of equipment and components
6. Special internal initiating events
7. External initiating events
8. Reactor experiments”

Der Einfluss von Handlungen des Personals auf die Sicherheit wird bei Forschungsreaktoren als wichtiger angesehen als bei Leistungsreaktoren, weil der Betrieb von Forschungsreaktoren in der Regel weniger stark automatisiert ist, um ausreichende Flexibilität der Experimente zu gewährleisten. Die Methodik, mit der menschliche Fehlhandlungen in der PSA für Forschungsreaktoren abgebildet werden, unterscheidet sich hingegen nicht von der in einer PSA für Leistungsreaktoren.

Im Anhang enthält /IAE 86/ eine PSA-Fallstudie für einen Referenzreaktor mit einer Leistung von 10 MW und plattenförmigen Brennelementen. Dieser Referenzreaktor repräsentiert kein bestimmtes Reaktordesign, und die Fallstudie dient lediglich zur ganzheitlichen Darstellung der probabilistischen Methodik. Dabei werden folgende Unfälle behandelt:

- “LOCA
- Excess Reactivity Insertion
- Excess Reactivity Leading to Super Prompt Criticality
- Loss of Normal Electric Power
- Loss of Flow Accidents (LOFA) – pump failure
- Loss of Flow Accidents (LOFA) – blockage”

Die ermittelte Kernschadenshäufigkeit infolge eines Kühlmittelverluststörfalls beträgt $2,1E-06/a$.

IAEA: Application of Probabilistic Safety Assessment to Research Reactors /IAE 89/

Die TECDOC-517 /IAE 89/ nennt ebenfalls Beispiele für PSA-Studien für Forschungsreaktoren und spricht von der wichtigen Rolle menschlicher Fehlhandlungen. Außerdem werden die reaktorspezifischen Folgen eines Unfalls betrachtet. Diese hängen von folgenden Faktoren ab:

- “fission product inventory in core and experimental setups
- fraction of fuel damage
- release fraction from damaged fuel

- retention and decay in pool water, containment/confinement building and off-gas filters
- additional air cleaning features (e. g. recirculation via filters) or water cleaning features
- release height and meteorological parameters
- population distribution and distance from reactor”

Obige Liste enthält nicht ausschließlich Kernschadenzustände, sondern zusätzlich Freisetzungs- und Ausbreitungsparameter von Radioaktivität und ist somit nicht auf die erste Stufe der PSA beschränkt. Um Umfang und Genauigkeit der Modellierung der Konsequenzen deren Schwere anzupassen, sollten laut /IAE 89/ die maximal zu erwartenden Folgen bereits vor einer intensiven Analyse eines Unfallablaufs bekannt sein. Diese hängen maßgeblich von der Leistung des Reaktors ab. Für Reaktoren mit Leistungen < 10 MW sollte infolge eines Kühlmittelverlustes nicht pauschal von einem vollständigen Kernschaden ausgegangen werden, sondern mehrere Kernschadenzustände (0 – 100 % Kernschaden) betrachtet werden. Dadurch wird das Ergebnis weniger konservativ. Für Reaktoren mit einer Leistung > 10 MW wird dagegen davon ausgegangen, dass der Kern bei Freilegung vollständig schmilzt.

IAEA: Manual on reliability data collection for research reactor PSAs /IAE 92/

Mit der IAEA-TECDOC-636 /IAE 92/ erstellte die IAEA eine Anleitung zum Sammeln von Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten von Forschungsreaktoren. Diese Anleitung entstand im Rahmen eines „Coordinated Research Programme (CRP) on PSA for Research Reactors“ in den Jahren 1986 bis 1988. Während für Leistungsreaktoren mehr als 430 Komponenten unterschieden werden können (IAEA-TECDOC-478, /IAE 88/), sind für die Sicherheitsbewertung von Forschungsreaktoren ca. 100 individuelle Komponenten relevant. Die Komponenten werden in die drei Hauptkategorien Mechanische Komponenten, Elektrische Komponenten und Mess- und Steuergeräte unterteilt:

“The mechanical components category includes typically the following component groups:

- air compressor
- pumps

- piping and pool liner
- valves
- heat exchangers
- HVAC equipment, ventilation systems
- strainers, ion exchanger, and filters
- control rod drive mechanisms
- core support structure and related components
- beam tubes and related equipment
- fuel elements, fuel assemblies
- reflector structure
- incore irradiation devices
- fuel handling equipment
- D2O-tank (reactor vessel calandria)
- fuel storage containers
- shielding and related equipment
- lifting equipment, cranes, and elevators
- building structures and structural components

The electrical component category includes usually the following component groups:

- conductors and power cables
- power transformers
- motors and motor control units
- power relays
- batteries
- uninterruptable power supply units (UPS)
- inverters
- motor generators
- other electrical equipment related to electrical supply distribution
- diesel generators

The instrumentation and control equipment category includes the following component groups:

- sensors
- transmitters
- switches and control switches
- annunciators, indicators and recorders
- nuclear instrument channels
- signal conditioning systems
- computers and related equipment
- other instrumentation and control systems”

Zusätzlich werden in /IAE 92/ für Forschungsreaktoren spezifische generische Ausfallarten definiert. Diese sind im Grunde identisch zu generischen Ausfallarten für Kernkraftwerke (veröffentlicht in /IAE 88/). Dabei wird unterschieden zwischen sicherheitsrelevanten, nicht-sicherheitsrelevanten und für Forschungsreaktoren spezifischen Komponenten.

IAEA: Generic component reliability data for research reactor PSA /IAE 97/

Die IAEA-TECDOC-930 /IAE 97/ enthält Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten von Forschungsreaktoren. Dafür wurden Betriebsdaten von 12 Forschungsreaktoren (4 TRIGA Mark-II (100 kW – 1 MW), IVV-9 Dalat (500 kW), HIFAR Lucas Heights (10 MW), MTR Würenlingen (10 MW), LVR 15 Rez/Praha (15 MW), HWRR China Atomic Inst. Beijing (15 MW), MPR-30 Serpong (30 MW), MTR China Atomic Inst. Beijing (35 MW), NRU Chalk River (135 MW) aus neun Ländern (Australien, China, Indonesien, Kanada, Österreich, Slowenien, Schweiz, Tschechien, Vietnam) gesammelt und ausgewertet. Für jeden einzelnen Reaktor lag die Beobachtungszeit zwischen 2 und 28 Jahren, und die thermische Leistung zwischen 100 kW und 135 MW. Die dokumentierten Komponentenausfälle betreffen im Allgemeinen die Komponententypen und Ausfallraten, welche die Nichtverfügbarkeit von TOP-Events von PSA-Studien dominieren.

IAEA: Operating experience from events reported to the IAEA Incident Reporting System for Research Reactors /IAE 15/

Das IAEA-TECDOC-1762 /IAE 15/ beschreibt die Betriebserfahrung anhand von Ereignissen, die an das „Incident Reporting System for Research Reactors (IRSRR)“ der IAEA gemeldet wurden. Die gemeldeten Ereignisse zeigen, dass neben menschlichen Fehlhandlungen zunehmend auch Alterungserscheinungen der Reaktoren meldepflichtige Ereignisse auslösen. Viele Ereignisse können durch eine Kausalkette ursächlich auf menschliche Fehler (z. B. Unterlassungen im Design, unzureichende Qualitätssicherung, erfolglose oder unzureichende Schulungsmaßnahmen oder Aufsichtsverfahren) zurückgeführt werden. Mechanische Komponenten lösten häufiger Ereignisse aus oder waren durch Ereignisse betroffen als elektrische Komponenten und Mess- und Steuergeräte.

Folgende „Precursor“ für menschliche Fehlhandlungen wurden anhand der an IRSRR gemeldeten Ereignisse identifiziert:

- “Time pressure
- High workload
- Lack of knowledge
- Distractions/interruptions
- Stress
- Irreversible actions
- Inaccurate risk perception
- Over confidence/complacency
- Impulsive response/action“

Aus den auf menschliche Fehler zurückzuführenden Ereignissen wird gefolgert:

“Many of the events reported to the IRSRR may have been avoided if the operating personnel had questioned the prevailing practices. In several instances, the risk was not accurately perceived. The events show that many actions were performed without realizing the potential consequences associated with them. It is vital that events with potential safety implications are adequately investigated, and their root causes and contributing factors are clearly determined. Not determining the actual root causes and

contributing causes can lead to potential latent organizational weakness that may lead to treatment of the symptoms instead of problem.”

In der Kategorie Instandhaltung wurden unter anderem Ausfälle des Krans, mangelhafte Wartungsarbeiten an den Notstromdieselmotoren oder Lecks des Beckenwassers aufgrund mangelhafter Wartung der Vollentsalzer-Anlage gemeldet. Letzteres verdeutlicht, dass sich das Wartungspersonal der Konsequenzen von Ausfällen in weit vom Reaktor entfernten Bereichen nicht immer bewusst war.

Ereignisse aufgrund von Überalterung waren unentdeckte Korrosion oder Ermüdungserscheinungen und Strahlungsschäden an Komponenten. Hauptsächlich waren mechanische Komponenten betroffen.

Ereignisse im Zusammenhang mit Reaktivitätsstörungen zeigen, dass Forschungsreaktoren aufgrund der häufigen Brennstoffhandhabung und der unmittelbaren Wechselwirkung mit dem Reaktorkern, auch durch Experimente, besonders gefährdet durch Reaktivitätsstörungen sind. Deren Auswirkungen können häufig nur durch eingebaute Sicherheitsfunktionen und Vorsorgemaßnahmen beschränkt werden.

Ereignisse, die durch Experimente oder bestrahlte Proben verursacht wurden, führten zu unnötigen Dosen oder Kontaminationen von Personal und Arbeitsbereichen. Das Schadensausmaß war meistens gering. Trotzdem sollten Experimente und Proben in Forschungsreaktoren einer angemessenen Sicherheitsanalyse unterzogen und mögliche Schäden bewertet werden, bevor Experimente durchgeführt oder Proben bestrahlt werden.

Die IRSRR-Datenbank enthält nur wenige Ereignisse im Zusammenhang mit externen Hazards. Trotzdem sollte die Robustheit der SSCs von Forschungsreaktoren gegen externe Hazards erneut bewertet und auf den Stand der Technik gebracht werden. Viele Erfahrungen und Lehren des Unfalls im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi gelten auch für Forschungsreaktoren und sollten in die Neubewertung einfließen.

2.1.4 Unterlagen aus Gutachten

Als Beispiele für eine systematische Vorgehensweise bei der Sicherheitsbewertung von Einwirkungen von außen wird hier ein Gutachten der GRS aus dem Jahr 1985 für den

Forschungsreaktor BER II aufgeführt. Insbesondere bewertet das Gutachten die Anwendung von deterministischen und probabilistischen Methoden, u. a. zur Auswahl von zu bewertenden übergreifenden Einwirkungen von außen, und stellt ein Anwendungsbeispiel für die Analyse von Flugzeugabstürzen auf Forschungsreaktoren dar, wie sie im Zuge dieses Projektes auch für den Referenz-Reaktor durchgeführt wurden (siehe Abschnitte 5.6 und 7.8.3).

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Forschungsreaktor BER II (10 MW), Gutachtliche Stellungnahme zu den vom Hahn-Meitner-Institut durchgeführten vertiefenden Untersuchungen der Einwirkungen von außen /GRS 85/

Die GRS bezieht in /GRS 85/ Stellung zu einer vom Hahn-Meitner-Institut durchgeführten Untersuchung der Einwirkungen von außen für den Forschungsreaktor BER II. Folgende EVA wurden untersucht:

- „Erdbeben
- Unwetter
- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwelle
- Brände außerhalb des Reaktors
- Einwirkungen aus anderen HMI-Anlagen
- ortsspezifische Einwirkungen
- Kombination verschiedener Einwirkungen“

Die Untersuchung des Hahn-Meitner-Institut ergibt, dass das Risiko bei EVA auf den BER II im Wesentlichen durch den Absturz einer schnell fliegenden Militärmaschine bestimmt wird. Für auslösende Ereignisse werden Eintrittshäufigkeiten angegeben. Für den Fall eines Flugzeugabsturzes werden Ereignisabläufe und Auswirkungen formuliert. Als größtmöglicher Schaden wird das Kernschmelzen an offener Atmosphäre zur Ermittlung der Auswirkungen zugrunde gelegt.

Die Gutachter kommen in der Stellungnahme /GRS 85/ u. a. zu folgenden Ergebnissen:

- Das nukleare Kollektivrisiko ist kleiner als das konventionelle Risiko durch den Absturz einer schnellfliegenden Militärmaschine oder durch eine Deflagrationsdruckwelle nach einer Tankerexplosion.

- Bei der Kombination verschiedener Einwirkungsmöglichkeiten sind lediglich die Folgeereignisse nach Einwirkungen von außen aufgrund der höheren Eintrittshäufigkeiten zu betrachten. Die Einwirkungsmöglichkeiten dieser Folgeereignisse ergeben nach Ansicht der Gutachter keine Gefährdung des Forschungsreaktors.

2.1.5 Stellungnahmen der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission

Dieses Kapitel beschreibt Inhalte von Stellungnahmen der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission zur Sicherheit bzw. Robustheit deutscher Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren. Die Stellungnahmen enthalten Hinweise auf Schwachstellen bzw. zum Verbesserungspotenzial der Anlagen (unter Berücksichtigung der aktuellen regulatorischen Vorgaben). Zusätzlich zur anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima wurde auch die RSK-SÜ zu deutschen Kernkraftwerken ausgewertet, weil Parallelen zwischen Leistungs- und Forschungsreaktoren vermutet wurden, z. B. im Hinblick auf die Robustheit von Notfallmaßnahmen im Falle von Einwirkungen von außen.

Strahlenschutzkommission: Forschungsreaktor München II (FRM-II) Standort und Sicherheitskonzept; Gemeinsame Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission /SSK 96/

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und die Strahlenschutzkommission (SSK) gaben zur Vorbereitung einer bundesaufsichtlichen Stellungnahme eine Empfehlung zum Standort- und Sicherheitskonzept für die Errichtung des FRM II ab /SSK 96/. Zur Beurteilung von auslegungsüberschreitenden Ereignissen wurden der RSK Ergebnisse einer probabilistischen Untersuchung von Sequenzen mit Kernschmelzen vorgelegt. Demnach sind Kernschmelzen beim FRM II deutlich unwahrscheinlicher als bei Leistungsreaktoren. Die radiologischen Auswirkungen dieser Sequenzen machen keine Evakuierung erforderlich, selbst wenn alle aktiven Sicherheitssysteme versagen würden. Gründe hierfür sind u. a. das um den Faktor 200 kleinere Aktivitätsinventar bezogen auf einen Leistungsreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.300 MW und das große Rückhaltevermögen des Leichtwasserbeckens für Spaltprodukte. Unter diesen Umständen hält die RSK eine detaillierte Analyse der einzelnen Sequenzen nicht für erforderlich.

Die RSK kommt zur folgenden Bewertung der geplanten Errichtung des FRM II (/SSK 96/, Auszug):

- „Die bauliche und verfahrenstechnische Auslegung der Anlage stellt in Verbindung mit der elektro- und leittechnischen Auslegung die Einhaltung der Schutzziele sicher.
- Dem Konzept der Basissicherheit für die Komponenten der Druckführenden Umschließung wird zugestimmt.
- Die Behälter der Heißen und Kalten Neutronenquelle sind als niederenergetische Systeme einzustufen. Sie sollen in Anlehnung an die Anforderungen und Kriterien der Rahmenspezifikation „Basissicherheit“ so ausgelegt werden, dass von einem Bruchausschluss ausgegangen werden kann. Bezüglich der Schweißnähte soll eine hohe Qualität erreicht werden.
- In das Störfallspektrum, das der Auslegung zugrunde gelegt wird, sind alle relevanten Störfälle einbezogen.
- Die für die baulichen Anlagen anzusetzenden Lastfälle aus Einwirkungen von außen werden angemessen berücksichtigt, sofern beim Lastfall „Flugzeugabsturz“ gewährleistet ist, dass bei diesem Ereignis – auch unter Berücksichtigung der im Absetzbecken zwischengelagerten abgebrannten Brennelemente – eine Evakuierung nicht notwendig wird.“

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan) /RSK 11/

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat nach dem Reaktorunfall in Fukushima im Rahmen einer anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung deutscher KKW eine Robustheitsbewertung für ausgewählte wesentliche Aspekte vorgenommen /RSK 11/. Ein Schwerpunkt der Überprüfung in /RSK 11/ liegt darin, Cliff-Edge-Effekte zu erkennen und ggf. Maßnahmen zu deren Vermeidung abzuleiten. /RSK 11/ stellt u. a. fest:

- Kann das Versagen von Vorsorgemaßnahmen praktisch nicht ausgeschlossen werden, ergibt sich ein Potential für „Cliff-Edge“-Effekte (z. B. wenn eine Überflutung im Reaktorgebäude-Ringraum von DWR den Cliff-Edge-Höhenstand übersteigt).

- „Die Verfügbarkeit von Drehstrom ist notwendige Voraussetzung für die überwiegende Anzahl der Notfallmaßnahmen, mit denen vitale Funktionen abgesichert bzw. wiederhergestellt werden können. Notfallmaßnahmen sollten gegen EVA geschützt werden.“
- „Die im auslegungsüberschreitenden Bereich noch vorhandenen Reserven sind auf Basis entsprechender Analysen zu identifizieren und können mit auf dieser Grundlage entwickelten Prozeduren erforderlichenfalls genutzt werden.“

Die folgenden Themen sind in der RSK-Sicherheitsüberprüfung enthalten:

- „Naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben, Hochwasser, wetterbedingte Folgen sowie mögliche Überlagerungen
- Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige Postulate, wie z. B. redundanzübergreifende Fehler (gemeinsam verursachte Ausfälle, systematische Fehler), „station black-out“ größer zwei Stunden, lang andauernder Ausfall der Nebenkühlwasserversorgung
- Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen, wie z. B. Unverfügbarkeit der Stromversorgung, Wasserstoffbildung und Explosionsgefahr, eingeschränkte Personalverfügbarkeit, Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Strahlenpegel, erschwerte technische Unterstützung von außen
- Darüber hinaus werden wegen übergreifender Aspekte zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, gezielter Angriff auf sicherheitsrelevante Einrichtungen in den Betrachtungsumfang einbezogen.“

Forschungsreaktoren wurden in einer separaten RSK-SÜ betrachtet, die Erkenntnisse sind aber auf diese grundsätzlich übertragbar (siehe unten).

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan) /RSK 12/

Die RSK hat analog zur Sicherheitsüberprüfung der KKW auch eine Sicherheitsüberprüfung für deutsche Forschungsreaktoren vorgenommen /RSK 12/. Die Mehrzahl der oben zitierten Punkte aus /RSK 11/ sowie die übergeordneten Schutzziele gelten analog ebenso für Forschungsreaktoren, obwohl das Gefährdungspotential letzterer erheblich

geringer ist und deshalb die Bewertungskriterien in /RSK 12/ an die Spezifika der betrachteten Forschungsreaktoren FRM II, BER II und FR-Mainz angepasst wurden.

„Der konzeptionelle Ansatz der Bewertungskriterien entspricht demjenigen der Kernkraftwerke. Auch bei den Forschungsreaktoren wurde eine Staffelung vorgenommen. Je höher die Reserven gegen Einwirkungen jenseits der Auslegung auf die Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso höher ist der Robustheitsgrad. Dabei wird im Rahmen der Robustheitsüberprüfung unterschieden zwischen den Robustheitslevel für naturbedingte Einwirkungen, Postulate, Vorsorgemaßnahmen sowie für Notfallmaßnahmen und den Robustheitsschutzgraden für die ergänzend zu betrachtenden zivilisatorisch bedingten Einwirkungen. Im Unterschied zu den Bewertungskriterien für Kernkraftwerke wurde bei den hier ausgewiesenen Leveln und Schutzgraden auch das unterschiedliche Risikopotenzial der Forschungsreaktoren mitberücksichtigt. Das Kriterium „keine katastrophalen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage“ beinhaltet dabei, dass bei dem betrachteten Ereignis keine Evakuierung der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage entsprechend den Eingreifrichtwerten der Katastrophenschutzplanung erforderlich ist.“

/RSK 12/ enthält:

- „Überprüfung, inwieweit die übergeordneten Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ sowohl im Reaktorbecken als auch in Lagereinrichtungen für bestrahlte Brennelemente bei über die bisher angesetzten Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen eingehalten werden.
- Überprüfung, inwieweit die vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele bei über die bisherigen postulierten Szenarien hinausgehenden Annahmen erhalten bleiben. Dabei sind Postulate hinsichtlich der Nichtverfügbarkeit von sicherheitsrelevanten Einrichtungen, wie z. B. längerfristiger Ausfall der Stromversorgung inkl. Notstromversorgung zu berücksichtigen.
- Überprüfung des erforderlichen Umfangs von anlageninternen Notfallmaßnahmen und deren Wirksamkeit. Dabei sind Umfang und Qualität der Vorplanung für unterstellte Ereignisfolgen wie Ausfall der Kühlung der Brennelemente sowohl im Reaktorbecken als auch in Brennelementlagereinrichtungen, Nichtverfügbarkeit der Stromversorgung, eingetretene massive Brennelementschäden ggf. bis hin zur

Kernschmelze zu beurteilen. Ferner sind weitgehende Zerstörungen der Infrastruktur und eine Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Ortsdosisleistungen sowie die Verfügbarkeit von Personal mit zu bewerten.“

Die Betreiber der Forschungsreaktoren legten Überprüfungsberichte vor, die von der RSK bewertet wurden. Für die Forschungsreaktoren werden in der RSK-Stellungnahme die anlagenspezifisch in Betracht zu ziehenden vitalen Sicherheitsfunktionen mit Bezug zu den übergeordneten Schutzziele aufzeigt:

- „Kontrolle der Reaktivität
 - Inhärent sichere Kernauslegung
 - Sicherstellung der Reaktorabschaltung beim Erreichen von Leistungsgrenzwerten durch zuverlässige und ausreichend schnelle Abschaltvorrichtungen mit Anregung durch ein Reaktorschutzsystem bzw. Kontrollsystem. Die Auslegung der Abschaltvorrichtungen muss auch die Beeinflussung des neutronenphysikalischen Verhaltens durch Experimentiereinrichtungen berücksichtigen.
 - Erhaltung der Unterkritikalität durch Ausschluss einer unzulässigen Handhabung von Brennelementen (FRM II hat nur ein BE) und Steuerelementen bei abgeschalteter Anlage.
- Kühlung der Brennelemente
 - Sicherstellung des Wasserinventars in den Becken (Reaktorbecken, BE-Becken)
 - Sicherstellung der Integrität der Becken (in der Regel miteinander verbundene Becken für den Reaktor und für nicht im Reaktor befindliche BE (neue und bestrahlte BE))
 - Sicherstellung der Strahlrohrintegrität (VM-Maßnahme: mehrfache Barrieren zur Verhinderung von Wasserverlust)
 - Begrenzung des Wasserverlustes bei Lecks in Anschlussleitungen (keine Notkühlsysteme zur Kühlwasserergänzung vorgesehen)
 - Sicherstellung eines ausreichenden Wärmetransportes zwischen den BE und dem Kühlwasser
 - Verhinderung einer vollständigen Kühlkanalblockade (VM-Maßnahme)

- Ggf. passive Maßnahmen zur Sicherstellung eines Naturumlaufs im Bereich der Brennelemente
- Ggf. zeitlich begrenzte Notnachkühlung durch aktive Kühlsysteme (nur Umwälzung, keine Einspeisung) nach RESA
- Sicherstellung einer Wärmesenke (ist nach Reaktorabschaltung durch das Wasserinventar der Becken gegeben, eine sekundärseitige Wärmesenke mit aktiven Kühlsystemen, z. B. einem Nebenkühlwassersystem, ist bei diesen Forschungsreaktoren nicht erforderlich)
- Einschluss radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren, Begrenzung der Freisetzung)
 - Sicherstellung der Barrierefunktion der BE (im Hinblick auf Brennstoffmatrix und Cladding)
 - Sicherstellung einer ausreichenden Wasserüberdeckung der BE
 - Erhalt des Sicherheitseinschlusses und dessen Wirksamkeit bei Störfällen und bei Unfällen in Abhängigkeit vom Aktivitätsinventar und Freisetzungspotential“

Darüber hinaus sollte in den Überprüfungsumfang die „Funktion einer ausreichenden Instrumentierung zur Überwachung der Reaktorparameter und der Strahlendosis“ einbezogen werden, weil diese Funktion eine Voraussetzung für die Einleitung wirksamer Notfallmaßnahmen ist.

Hinsichtlich der Erdbebenauslegung betrachtet es die RSK anhand der vorgelegten Unterlagen als möglich, dass alle drei Anlagen mindestens den Robustheitsgrad Level 1 erfüllen. Hinsichtlich der Einwirkungen durch Hochwasser werden alle drei Anlagen in Level 3 eingestuft.

Bei den Forschungsreaktoren ist laut /RSK 12/ zum Erhalt vitaler Sicherheitsfunktionen keine Nebenkühlwasserversorgung und außer beim FRM II auch keine Notstromversorgung nötig. Die vitalen Sicherheitsfunktionen des FRM II sind auch bei einem station blackout (SBO) von mehr als zwei Stunden eingehalten und das Robustheitskriterium „Versorgung über entsprechende vorhandene Batteriekapazitäten“ nach Ansicht des RSK erfüllt.

Die für die RSK-Sicherheitsüberprüfung der Forschungsreaktoren relevanten Vorsorge-
maßnahmen (VM) sind im Folgenden aufgeführt; sie sind anlagenspezifisch zu überprü-
fen.

- „VM zur Verhinderung raumübergreifender Brände insbesondere in den Gebäuden,
in denen in benachbarten Räumen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen und
hohe Brandlasten und Zündquellen vorhanden sind.
- VM zur Verhinderung von auslegungsüberschreitenden Kühlkanalblockaden
- VM zur Verhinderung des Integritätsverlustes von Reaktor- und BE-Becken mit der
Folge eines Wasserverlusts und eines Ausfalls der BE-Kühlung wie
 - mehrfache Barrieren im Bereich der Strahlrohre
 - aktive Isolierungsmaßnahmen bei Lecks in Anschlussleitungen
 - VM gegen Absturz, Anprall oder Kippen schwerer Lasten z. B. auf oder in das
Reaktor- und Brennelementlagerbecken sowie im Bereich der Strahlrohre zur
Verhinderung von größeren Brennelementschäden oder des Ausfalls der Brenn-
elementkühlung infolge größerer Wasserverluste aus den Becken
 - VM zur Verhinderung von anlageninternen Explosionen
- VM zur Verhinderung von anlageninternen Überflutungen mit sicherheitsrelevanten
Auswirkungen und
- VM zur Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätsänderungen durch Handha-
bungsfehler im Bereich des Reaktorbeckens (z. B. Einsatz unzulässiger Materialien,
Fehlbedienungen, Einfluss von Experimentiereinrichtungen).“

Die Robustheit von Vorsorgemaßnahmen beim FRM II konnte von der RSK auf Basis
der vorliegenden Informationen nicht abschließend bewertet werden. BER II wird in Le-
vel 1 eingestuft. Für den FR-Mainz sieht die RSK Level 1 als erfüllbar an.

Für den FRM II merkt die RSK an, dass Brände, welche die Integrität des Reaktor- und
Umsetzbeckens gefährden, Rückwirkungen auf die baulichen Einrichtungen und die Bar-
rierenfunktion der Strahlrohre haben könnten.

Beim FRM II gibt es bei Lecks in Anschlussleitungen lediglich passive Isolierungsmaßnahmen wie Siphonbrecher und eigenmediumgesteuerte Armaturen gegen ein Leerhebern des Beckens.

Vorsorgemaßnahmen werden in der RSK-Stellungnahme anlagenspezifisch bewertet, insbesondere Vorsorgemaßnahmen, die den Erhalt der Integrität des Beckens als wichtigste vitale Sicherheitsfunktion betreffen. Zusätzlich wird die Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen bei erschwerten Randbedingungen diskutiert (z. B. Beckenwassernoteinspeisung beim FRM II). Nach Ansicht der RSK bleiben bei allen drei Forschungsreaktoren vitale Sicherheitsfunktionen bei Nichtverfügbarkeit des Personals erhalten.

2.1.6 Publikationen zu PSA der Stufe 1 für Forschungsreaktoren

In diesem Kapitel sind spezifische Informationen zu den PSA für verschiedene nationale und internationale Reaktortypen zusammengestellt. Die Publikationen enthalten Informationen zum Spektrum an betrachteten auslösenden Ereignissen, zu Endzuständen, zum PSA-Ergebnis (Kernschadenshäufigkeiten) und zu den wichtigsten Beiträgen zum Schadenszustand.

Die zitierten Publikationen sind nach Reaktortyp (TRIGA-Reaktoren, Tank-Reaktoren, Schwimmbad-Reaktoren) gegliedert und auf der zweiten Gliederungsebene nach dem Erscheinungsjahr der Publikation sortiert. Dabei ist anzumerken, dass auch PSA zu TRIGA-Reaktoren berücksichtigt wurden, da hier zunächst der Stand von W+T bezüglich der PSA-Methodik ermittelt und somit das gesamte Spektrum an Forschungsreaktoren zu denen PSA erstellt wurden, abgedeckt wird. In Deutschland wird derzeit ein TRIGA Reaktor (FRMZ, TRIGA Mark-II) in Mainz betrieben.

2.1.6.1 TRIGA Reaktoren

Nematollahi, M., Kamyab, S.: Evaluating the Core Damage Frequency of a TRIGA Research Reactor Using Risk Assessment Tool Software /NEM 10/

Die Veröffentlichung beschreibt eine PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor im Iran (Teheran Research Reactor, TRR). Der Reaktor ist ein mit leichtem Wasser gekühlter und moderierter Schwimmbadreaktor mit einer Leistung von 5 MW. Im Reaktorbecken befinden sich Strahlrohre und andere experimentelle Einrichtungen. Es wurden elf

Gruppen an auslösenden Ereignissen betrachtet. Davon waren vier LOCA und sieben Transienten. Letztere wurden in die folgenden Kategorien unterteilt: Loss of Offsite Power Supply (LOPS), Loss of Flow, Forced Circulation Unavailable (LFFCU), Loss of Flow, Forced Circulation Available (LFFCA) und Excess Reactivity Insertion (ERI). Häufigkeiten für auslösende Ereignisse wurden mit Fehlerbäumen abgeschätzt und angegeben. GVA-Wahrscheinlichkeiten für SCRAM-Systeme und das Notfall-Belüftungssystem wurden mit dem Beta-Faktormodell mit konstantem Faktor 0,15 berechnet. Acht Endzustände wurden untersucht, darunter sechs Kernschadenszustände. Die Kernschadenshäufigkeit beträgt $8,6E-06/a$. Die Autoren leiteten einige Verbesserungsvorschläge aus der PSA ab, um die Kernschadenshäufigkeit reduzieren zu können. Unter anderem sollten die SCRAM-Systeme optimiert werden (verbesserte Form der Kontrollstäbe und verbesserter Mechanismus der Elektromagneten). Außerdem sollten die Handmaßnahmen nach einem LOCA vom Bedienpersonal trainiert werden.

Peterson, P. F., et al.: Preliminary Safety Analysis Report (PSAR): Novel Utilization of TRIGA Reactors for Isotope Production (NUTRIP); Mo-99 Production Using TRIGA Reactors /PET 11/

Der Report beschreibt die Sicherheitsanalyse und das Genehmigungsverfahren eines 4 MW TRIGA Reaktors in den USA zur Herstellung von Molybdän-99. Es wurden die relevanten Basisereignisse identifiziert und deren Häufigkeiten und Konsequenzen berechnet. Die von der Operation des TRIGA Reaktors sowie von der Mo-99-Produktion ausgehenden Risiken wurden unabhängig voneinander mit einer probabilistischen Methode berechnet. Als TOP-Ereignisse wurden radioaktive Freisetzungen und die Strahlenexposition von Personen definiert.

Brayon, F. C., et al.: Building Competence for Safety Assessment of Nuclear Installations: Applying IAEA's Safety Guide for the Development of a Level 1 Probabilistic Safety Assessment for the TRIGA Research Reactor in Malaysia /BRA 14/

In der Studie /BRA 14/ werden Methoden und vorläufige Ergebnisse einer PSA der Stufe 1 für den malaiischen Forschungsreaktor TRIGA (Training, Research, Isotope, General Atomic) Puspiti (1 MW, TRIGA Mark II) beschrieben. Die PSA wurde entsprechend des IAEA Safety Guides für KKW /IAE 10/ durchgeführt. Dementsprechend wurden für die Anlage spezifische auslösende Ereignisse (acht Stück, basierend auf der Liste auslösender Ereignisse in /IAE 86/), Unfallabläufe, Endzustände (vier Schadenszustände), Zuverlässigkeitsdaten von Komponenten und menschliche Fehlhandlungen ermittelt und

Abhängigkeiten (z. B. GVA) identifiziert. Die PSA wurde mit RiskSpectrum® modelliert und quantifiziert. Als vorläufiges Ergebnis geben die Autoren für die Häufigkeit von Sequenzen mit geringfügiger Degeneration des Kerns den Wert $1E-04/a$ an. Ein Zahlenwert für die Häufigkeit eines Kernschadens wird nicht angegeben; diese sei aber deutlich kleiner.

Analog /BRA 14/ beschreibt auch /MAS 14/ das methodische Vorgehen und die Organisation der PSA-Durchführung für den Forschungsreaktor TRIGA Puspati. Ergebnisse wurden in /MAS 14/ nicht präsentiert.

Mladin, D., Prisecaru, I.: Aspects of Probabilistic Safety Assessment for TRIGA Research Reactor /MLA 14/

Die Studie umfasst eine PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 für den rumänischen Forschungsreaktor TRIGA Steady State Reaktor (SSR) mit einer Leistung von 14 MW. In der Veröffentlichung wurden Häufigkeiten und Konfidenzintervalle angegeben für sieben interne auslösende Ereignisse, Erdbeben, drei Kernschadenzustände, drei Containment-Schadenzustände und zehn Kategorien für die Freisetzung von Radioaktivität.

Die PSA wurde mit dem rumänischen Programmcode PSAMAN und dem Programm RiskSpectrum® modelliert und quantifiziert. Die Zuverlässigkeitsdaten wurden soweit möglich aus der Betriebserfahrung des Reaktors bestimmt und wo erforderlich durch generische Daten aus Datenbanken anderer Forschungsreaktoren ergänzt.

Die ermittelte Kernschadenshäufigkeit beträgt ca. $7,22E-06/a$.

Mladin, D., Mladin, M.: Contributions to Probabilistic Safety Assessment Studies for TRIGA Research Reactors /MLA 15/

Das Paper beschreibt eine Reihe von Aspekten der PSA der Stufen 1 und 2 und wendet diese auf den rumänischen TRIGA-Reaktor mit einer Leistung von 14 MW an.

In der PSA für den TRIGA wird nur der Kern als Quelle von radioaktiven Freisetzungen berücksichtigt. Der Brennstoffschaden in den Bestrahlungseinrichtungen wird vernachlässigt. Der Leistungsbetrieb wird als abdeckender Anlagenbetriebszustand angesehen, weshalb ausschließlich der Leistungsbetrieb in der PSA untersucht wird. Als Quellen für die Berechnung der Zuverlässigkeitsgrößen dienten anlagenspezifische Daten und ge-

nerische Daten, die der IAEA TECDOC 930 /IAE 97/ entnommen wurden. Die Zuverlässigkeit menschlicher Fehlhandlungen wurden mit den Methoden OAT (Operator Action Tree) oder THERP quantifiziert. Für die PSA der Stufe 2 wurde der Quellterm der radioaktiven Freisetzung berechnet.

Die Eintrittshäufigkeit von auslösenden Ereignissen wurde aus der Betriebserfahrung, mit Fehlerbaumanalysen und für menschliche Handlungen mit der Methode TESEO ermittelt. Die Häufigkeit für Kühlmittelverluststörfälle wurde mit einer Formel nach Thomas¹ zur Abschätzung der Bruchhäufigkeit berechnet.

Der Endzustand Kernschaden wird in der PSA unterstellt, wenn die Auslegungstemperatur des Brennstoffs überschritten wird. Drei Schadenszustände werden unterschieden, wobei nur ein Zustand ergebnisrelevant ist: Vollständige Kernzerstörung unter Wasser (Erwartungswert der Schadenshäufigkeit $f = 7,28E-06/a$), 80 % Zerstörung bei Kernfreilegung ($f = 3,98E-15/a$) und vollständige Kernzerstörung bei Kernfreilegung ($f = 2,09E-15/a$), vgl. auch /MLA 14/.

Die größten Beiträge zur vollständigen Kernzerstörung unter Wasser liefert das auslösende Ereignis Ausfall der Primärpumpen (Loss of Flow, Eintrittshäufigkeit $f = 1,74 E-01/a$) kombiniert mit dem GVA des Antriebs der Steuerstäbe (46,5 %) oder des GVA der Steuerstäbe selbst (24 %).

Kommt es zum Kernschaden, werden radioaktive Edelgase und Cäsium freigesetzt. Versagt außerdem der Lüftungsabschluss, werden in etwa die doppelte Menge an Edelgasen und Cäsium, und zusätzlich Jod freigesetzt.

2.1.6.2 Tank-Reaktoren

PLG Consulting (for Department of Industry, Science and Tourism Canberra, Australia): A Level 1+ Probabilistic Safety Assessment of the High Flux Australian Reactor /PLG 98/

Das australische Ministerium für Industrie, Wissenschaft und Tourismus beauftragte das Beratungsunternehmen PLG mit der Durchführung einer PSA der Stufe 1+ und einer

¹ /BNL 89/ enthält in Appendix G eine Beschreibung der Methode von Thomas zur Berechnung der Leck- oder Bruchhäufigkeit in Rohrleitungen.

Studie zur Ermittlung der verbleibenden Laufzeit des australischen Forschungsreaktors HIFAR (High Flux Australian Reactor). Letztere berücksichtigt Alterungseffekte. Die PSA wurde von Experten der IAEA begutachtet.

HIFAR ist ein Mehrzweck-Forschungsreaktor der DIDO-Klasse mit einer Leistung von 10 MW, der zur Produktion von radioaktiven Isotopen genutzt werden kann und dem Forschungsreaktor Jülich FRJ-2 ähnelt. Der Reaktor wird mit hoch angereichertem Uran betrieben. Schweres Wasser dient als Moderator, Reflektor und Kühlmittel. Der Reaktor wird umschlossen von einem Aluminiumtank und einem weiteren Reflektor aus Graphit. Ein Stahltank und der thermische und biologische Schild umschließen wiederum den Graphitreflektor. Die 25 Brennelemente sind vom Typ British Nuclear Fuel Ltd Mark IV/23 bestehend aus vier konzentrisch angeordneten Aluminiumrohren. Jedes Brennelement enthält 170 g Uran 235 mit einer Anreicherung von 60 %. Die Uran-Aluminium-Legierung wird von einer Aluminium-schicht umhüllt. Abgebrannte Brennelemente werden zum Abklingen vom Reaktor-Aluminiumtank in den Brennelementlagerblock (No. 1 Storage Block) gebracht.

Der Report dokumentiert die PSA detailliert und enthält untersuchte Ereignisabläufe und Fehlerbaume. Diese umfassen:

- 13 Betriebszustände (Leistungsbetrieb, Betrieb bei niedriger Leistung, 11 Zustände des Nichtleistungsbetriebs),
- interne und externe auslösende Ereignisse,
- den Transport des Brennstoffs innerhalb und außerhalb des Containments,
- die Lagerung des Brennstoffs im Reaktorgebäude,
- das Potential der Freisetzung von Tritium aus dem Primärkreis,
- das Verhalten des Containments einschließlich der Widerstandsfähigkeit des Reaktorcontainment-Gebäudes gegen EVA.

Die folgenden Systeme wurden untersucht:

- Reactivity control systems
- Primary circuit
- Secondary circuit

- Emergency core cooling systems
- Containment heat removal, isolation and filtration
- Irradiated fuel transport systems
- Irradiated fuel cooling systems
- Support systems:
 - AC and DC electric power
 - Chilled water systems
 - Room cooling and HVAC systems
 - Reactor and plant protection/actuation systems

Ausgehend von weltweit beobachteten Ereignissen an Forschungsreaktoren wurden für HIFAR relevante auslösende Ereignisse ausgewählt (Seiten 4.5 bis 14ff in /PLG 98/). Betrachtete Sicherheitsfunktionen werden aufgelistet auf den und entsprechend der übergeordneten Schutzziele Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung, Integrität des Kühlkreises und Integrität der Barrieren kategorisiert (Seiten 4.6-6 bis 4.6-13 in /PLG 98/). Versagensarten und Ausfallraten von SSC und GVA-Wahrscheinlichkeiten werden aufgelistet (Seiten 8.15 bis 8.26 in /PLG 98/). Das PSA-Modell wurde mit der Software RISKMAN erstellt und quantifiziert.

Besonderes Augenmerk wurde auf passive Komponenten wie den Reaktor-Aluminiumtank (RAT), den Reaktorstahltank (RST), den Graphitreflektor und die Rohrleitungen des Primärkreises gerichtet. Im Zuge der Untersuchung von Alterungseffekten wurden die Versagensursachen Korrosion, Ermüdung, Bruch und die Auswirkung von Strahlung untersucht. Eine sogenannte „Remaining Life Study“ ergab, dass keine Alterungserscheinungen passiver Komponenten beobachtet wurden. Allerdings können Alterungserscheinungen der Relais des Reaktorschutzes und von hoch belasteten Komponenten des Primärkühlkreises und des Krans im Reaktorcontainment-Gebäude auftreten und sollten durch verstärkte Überwachung der Funktionsfähigkeit dieser Komponenten berücksichtigt werden.

Die Endzustände der PSA der Stufe 1 sind die Kernschadenshäufigkeit und die Häufigkeit der Freisetzung von Tritium. Zum Kernschaden kann es kommen, wenn die Brenn-

stofftemperatur den kritischen Wert überschreitet ($> 500\text{ °C}$; mit der Freisetzung von Xenon wird ab 550 °C gerechnet), durch abstürzende Brennstoffbehälter oder durch auf Brennstoffbehälter stürzende Lasten. Hinsichtlich des Unfallortes wurden vier Anlagenschadenzustände unterschieden (Kernschaden oder Tritium-Freisetzung im RAT, im Brennelementlagerblock, durch Transport des Brennstoffs innerhalb des Reaktorcontainment-Gebäudes, durch Transport oder Lagerung von Brennstoff außerhalb des Reaktorcontainment-Gebäudes). Zusätzlich wurden „Ersatz-Kriterien“ zur Bewertung des individuellen Strahlenrisikos von Personen definiert; Freisetzungen aus bestrahlten Proben wurden dabei nicht betrachtet. Im Rahmen der PSA der Stufe 1+ wurden zusätzlich Verfügbarkeit und Funktionsfähigkeit der Containment-Systeme berücksichtigt.

Die HIFAR-PSA kommt zu einer mittleren Kernschadenshäufigkeit CDF von $2,57\text{E-}04/\text{a}$. Dieser Wert beinhaltet sowohl Kernschäden im Reaktor-Aluminium-Tank als auch Schäden der abgebrannten Brennelemente im Brennelementlagerblock. Ein Großteil der Kernschäden wird durch interne Ereignisse bzw. durch Lecks ausgelöst. Den größten Beitrag externer Ereignisse zur CDF haben seismische Aktivitäten. Die Häufigkeit der Freisetzung von Tritium aus dem Primärkreis beträgt $2,37\text{E-}03/\text{a}$. Werte für die Häufigkeiten der Endzustände nach internen oder externen auslösenden Ereignissen werden detailliert dokumentiert (/PLG 98/, S. 2-13 bis 2-15). Ein „station blackout“ trägt lediglich mit $3,4\text{E-}06$ zur CDF bei, weil ein Fluten des Reaktor-Aluminiumtanks mit Leitungswasser ohne elektrische Energie durch eine Maßnahme des Bedienpersonals möglich ist.

Die Autoren des Reports führen die relativ großen Werte der Schadensfrequenz auf konservative Annahmen und auf große Datenunsicherheit zurück. Letzteres gilt v. a. für die Bewertung der seismischen Aktivität sowie der darauffolgenden Anlagenantwort.

Deshalb wird empfohlen, die Widerstandsfähigkeit der Reaktorabschirmung gegen Erdbeben detaillierter zu ermitteln und Versagensart und mögliche Konsequenzen des Versagens des Schwerwassertanks und des diesen umgebenden Raums sowie die Dichtigkeit des Reaktorcontainment-Gebäudes genauer zu untersuchen. Zusätzlich sollten die vorhandenen Notfallmaßnahmen verbessert werden.

Bhuse, P. P.: Safety Enhancement of Dhruva Reactor through Periodic Safety Review /BHU 17/

Das Paper beschreibt die Verbesserung der Sicherheit des indischen Forschungsreaktors Dhruva im Zuge einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung. Der Reaktor ist

Schwerwassermoderiert und hat eine thermische Leistung von 100 MW. Die Sicherheitsüberprüfung umfasste u. a. die Analyse von Einwirkungen von innen und außen (EVI, EVA) und deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen.

Eine PSA der Stufe 1 wurde für den Leistungsbetrieb mit Berücksichtigung interner auslösender Ereignisse durchgeführt. Die ermittelte Kernschadenshäufigkeit beträgt $4,8E-05/a$. Zusätzlich wurde die PSA für einen Kühlmittelverluststörfall bis zur Stufe 2 erweitert. Die ermittelte Häufigkeit für einen Kernschaden nach einem Kühlmittelverluststörfall mit zusätzlichem Versagen des Containments beträgt $3,4E-06/a$.

2.1.6.3 Schwimmbad-Reaktoren

Aneziris, O. N., et al.: Probabilistic Safety Analysis of a Greek Research Reactor /ANE 01/

Der Bericht enthält eine vollständige PSA der Stufe 1 für den griechischen Forschungsreaktor GRR1 (5 MW Schwimmbadreaktor, gekühlt und moderiert mit Leichtwasser) inklusive Ereignisablaufsequenzen, Fehlerbäumen und Eintrittshäufigkeiten für Kernschadenzustände. Zusätzlich wurden Schadenzustände des Containments angenommen und Häufigkeiten der Freisetzung von Radioaktivität berechnet. Es wurden interne auslösende Ereignisse und der Notstromfall (Loss Of Offsite Power (LOOP)) analysiert; Die Folgen von EVA sowie Unsicherheitsanalysen wurden nicht betrachtet. Insgesamt wurden 34 Unfallsequenzen analysiert.

In Tab. 2.1 werden die Kernschadenzustände zusammengefasst. Die Kernschadenshäufigkeit beträgt $1,03E-04/a$. Der Schadenzustand D5 trägt 97 % zur Gesamthäufigkeit eines Kernschadens bei und kann dem auslösenden Ereignis „Blockade eines Kühlkanals“ („Flow Blockage“ / „Fuel Blockage“) zugeordnet werden. Ohne dieses Ereignis „Flow Blockage“ beträgt die Kernschadenshäufigkeit ca. $3,2E-06/a$. Zehn Ereignisabläufe tragen 95 % zu dieser Häufigkeit bei. Auslösende Ereignisse sind u. a. LOCA, Reaktivitätsstörfälle, Loss of flow accidents (LOFA) und LOOP. Außerdem wurden bedingte Wahrscheinlichkeiten für einen Kernschaden unter der Annahme eines auslösenden Ereignisses (Initiator) berechnet (siehe Tab. 2.2)

Tab. 2.1 Kernschadenzustände aus /ANE 01/

Core Damage state	% of Core assumed melted	Frequency (/yr)
D1	100 %	7,00E-08
D2	50 %	1,60E-08
D3	30 %	1,60E-06
D4	10 %	1,40E-06
D5	<3 %	1,00E-04
Gesamt		1,03E-04

Tab. 2.2 Kernschadenzustände und bedingte Wahrscheinlichkeiten aus /ANE 01/

Initiator	Frequency of Core Damage (/yr)	Conditional Probability of Core Damage (/yr)
Fuel blockage	1,00E-04	1,00E-02
Loss of Coolant Initiator (LOCA)	1,40E-06	1,16E-02
Insertion of Excess reactivity	1,40E-06	1,40E-03
Loss of Flow owing to failure of both Primary Pumps	1,00E-07	1,00E-02
Loss of Flow owing to Butterfly valve closure	1,00E-07	1,00E-02
Loss of Flow owing to Flapper opening	1,40E-08	1,40E-03
Loss of offsite power supply (LOOP)	2,80E-08	2,80E-04

Basierend auf einer einfachen Analyse der Zustände des Containments konnten zusätzlich die Häufigkeit der Freisetzung von Radioaktivität angegeben und Freisetzungskategorien gebildet werden (vgl. Tab. 1.5 in /ANE 01/).

Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO): Probabilistic Safety Assessment (PSA) Summary for Public Release /ANS 05/

Der Bericht fasst eine PSA der Stufe 1 mit zusätzlichen Betrachtungen bis zur Stufe 3 für den Open Pool Australian Research Reactor (OPAL) zusammen, die im Zuge der Planungsphase erstellt wurde. Der Reaktor mit einer Leistung von 20 MW dient als Neutronenquelle für die Produktion von Radioisotopen und für weitere Experimente. Strahlrohre leiten die Neutronenstrahlung zu den Experimenten. 16 Brennelementgruppen bestehend aus je 21 Brennstoffplatten enthalten ca. 30 kg Uran, davon ca. 20 % Uran-235 und ca. 80 % Uran-238. Der Brennstoff wird von Aluminium-Platten umhüllt. Der Reaktor

wird mit leichtem Wasser gekühlt, mit schwerem Wasser moderiert und befindet sich in einem nach oben offenem Leichtwasserbecken. Zwei voneinander unabhängige Systeme sind in der Lage, den Reaktor abzuschalten, ohne dass dafür elektrische Energie nötig ist (Einfahren der fünf Steuerstäbe, Teilentleeren des Schwerwassertanks).

Für eine Brand-PSA wurden vier interne auslösende Ereignisse identifiziert, die durch ein Feuer ausgelöst werden können: Ungewolltes Ausfahren eines Kontrollstabs beim Anfahren, Ungewolltes Ausfahren eines Kontrollstabs im Normalbetrieb, Ausfall einer Primärpumpe, Ausfall der Wärmesenke. Alle anderen Ereignisse wurden aufgrund ihrer sehr kleinen Eintrittshäufigkeit nicht betrachtet. Für die Brand-PSA wurde angenommen, dass ein unabhängiges Feuer in einem Raum ausbricht. Eine Ausbreitung von Raum zu Raum ist nicht möglich. Außerdem wurde keine Überlagerung von Brandereignissen mit anderen auslösenden Ereignissen betrachtet. Es ergaben sich neun Brandszenarien, die zu einem Kernschaden führen können. Der Beitrag von internen Bränden zur Kernschadenshäufigkeit beträgt trotz konservativer Annahmen lediglich $1,28\text{E}-08/\text{a}$.

Die internen auslösenden Ereignisse tragen mit dem Wert $1,43\text{E}-07/\text{a}$ zur mittleren Kernschadenshäufigkeit bei. Der Beitrag von durch seismische Aktivitäten ausgelösten Ereignissen liegt in der gleichen Größenordnung ($3,75\text{E}-07/\text{a}$). Die gesamte Kernschadenshäufigkeit beträgt $5,4\text{E}-07/\text{a}$.

Die Nichtverfügbarkeiten von erstem und zweitem Abschaltssystem werden mit $5,7\text{E}-05$ und $3,2\text{E}-04$ angegeben.

Zusätzlich wurden einige Überlegungen und Abschätzungen zu einer PSA der Stufe 3 angestellt. Ein vollständiger Kernschaden als Ursache der Freisetzung wurde hierbei nicht betrachtet, weil die Kernschadenshäufigkeit sehr klein ist. Stattdessen wurden Freisetzungen nach dem Abschmelzen von 0,9 % des Kerninventars, einer mechanischen Beschädigung von Brennelementen im Becken oder während des Transports, oder durch Schmelzen von Anteilen des „uranium metal rig inventory“ (bestrahlte Proben) an Wasser oder Luft berücksichtigt. Die Eintrittshäufigkeiten bezogen auf die effektive individuelle Dosis aller betrachteter Freisetzungsszenarien sind kleiner als die behördlichen Vorgaben.

Lee, Y.-H., et al.: Highlights of Preliminary Level 1 PSA Results for a Research Reactor /LEE 12/

Der Konferenzbeitrag beschreibt eine vorläufige PSA der Stufe 1 für einen koreanischen Forschungsreaktor mit einer Leistung von 5 MW. Der Schwimmbadreaktor wird mit leichtem Wasser gekühlt und mit schwerem Wasser moderiert. Nach dem Abschalten kann die Nachzerfallswärme durch natürliche Konvektion an das Beckenwasser übertragen werden.

Die Modellierung der PSA wurde mit der koreanischen Software AIMS-PSA durchgeführt. Acht auslösende Ereignisse mit Eintrittshäufigkeiten basierend auf Expertenwissen wurden untersucht:

1. "Loss of electric power (3,13E+00/a)
2. Reactivity insertion accident (1,70E-02/a)
3. Loss of primary cooling flow (4,03E-01/a)
4. Loss of secondary cooling flow (9,46E-02/a)
5. Loss of coolant accident – outside the pool (6,60E-03/a)
6. Loss of coolant accident – inside the pool (1,52E-03/a)
7. Beam tube LOCA (1,02E-07/a)
8. General transients (3,00E+00/a)"

Für Komponenten wurden generische Zuverlässigkeitsdaten angenommen und teilweise aus /IAE 97/ entnommen. GVA wurden mit dem Alpha-Faktor-Modell modelliert. Die Wahrscheinlichkeit für menschliche Fehlhandlungen beträgt in der gesamten PSA 1,00E-01.

Die PSA ergab eine Gesamthäufigkeit eines vollständigen Kernschadens von 7,38E-07. In Tab. 2.3 sind die Häufigkeiten der untersuchten auslösenden Ereignisse und deren Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit aufgelistet. Das Ereignis LOCA-I ist mit insgesamt 73,8 % Beitrag dominant am Gesamtergebnis beteiligt. Der Minimalschnitt dieses Ereignisses mit dem GVA der „Siphonbrecher“-Ventile ist allein für 50,3 % der Kernschadenshäufigkeit verantwortlich. Ein zweiter Minimalschnitt des gleichen Ereignisses mit dem GVA der Naturumlaufklappen trägt mit 11,5 % an der Kernschadenshäufigkeit bei.

Tab. 2.3 Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (aus /LEE 12/)

Initiating Event	IE Frequency/a	CDF/a	%
LOCA-I	6,60E-03	5,45E-07	73,8
GTRN	3,00E+00	1,24E-07	16,8
LOCA-II	1,52E-03	4,29E-08	5,8
LOPCS	4,03E-01	1,70E-08	2,3
LOCA-III	1,02E-07	4,77E-09	0,6
LOSCS	9,46E-02	3,98E-09	0,5
RIA	1,70E-02	7,01E-10	0,1
LOEP	3,00E+00	7,35E-11	0,0
Total		7,38E-07	100,0

Auffällig ist der große Beitrag (16,8 %) der „allgemeinen“ Transienten (GTRN) zur Kernschadenshäufigkeit. Leider diskutieren die Autoren diesen Sachverhalt nicht.

Gerstenberg, H., Johann, P., Kastenmüller, A., Kress, M., Pichlmaier, A., Schätzlein, R.: First Periodic Safety Review of the FRM II after 10 Years of Routine Operation /GER 17/

Das Paper wurde von der Betreiberin des Forschungsreaktors FRM II in Garching bei München verfasst. Es beschreibt den Graded Approach der Periodischen Sicherheitsüberprüfung für den FRM II mit Bezügen zu den Vorschriften für die Periodische Sicherheitsüberprüfung in deutschen Kernkraftwerken. Dabei wird auch über die im Zuge der Sicherheitsüberprüfung durchzuführende PSA der Stufen 1 und 2 berichtet.

Die vollständige PSA der Stufe 1 für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb und die PSA der Stufe 2 (gemeinsam für beide Anlagenbetriebszustände) wurde vom Erbauer der Anlage erstellt. Als Ergebnis der PSA der Stufe 1 ergibt sich für alle auslösenden Ereignisse und Anlagenbetriebszustände eine Kernschadenshäufigkeit von 4,2E-06/a. Den größten Beitrag zum Kernschaden liefert der Ausfall der beiden Naturumlaufklappen im Primärkühlsystem aus gemeinsamer Ursache und dem zusätzlichen Ausfall des manuellen Neustarts einer Primärkühl- oder Notkühlpumpe. Die Klappen müssen einige Stunden nach dem Abschalten des Reaktors öffnen, um die passive Kernkühlung durch

Naturumlauf zu gewährleisten. Die ermittelte Häufigkeit einer Freisetzung von Radioaktivität beim Ausfall der Unterdruckhaltung der Reaktorhalle und des Lüftungsabschlusses beträgt $5,3E-09/a$.

Khakim, A., Geni Rina, S.: Safety Re-evaluation of Indonesian MTR-Type Research Reactor /KHA 17/

Das Paper beschreibt deterministische Sicherheitsanalysen, die für eine Neubewertung der Sicherheit eines indonesischen MTR (Schwimmbad-Reaktor) mit einer Leistung von 30 MW durchgeführt wurden. Die Analysen dienen auch zur Bestimmung der Mindestwirksamkeit von Sicherheitssystemen zur Erfüllung der Sicherheitskriterien. Für die Simulationen wurde der Code PARET/ANL verwendet.

Untersucht wurden die auslösenden Ereignisse Ausfall der Kühlmittelpumpen, der Notstromfall und das unbeabsichtigte Ziehen des Steuerstabs. Als Sicherheitskriterien wurden Brennstoff- bzw. Cladding-Temperatur verwendet. Bei Verfügbarkeit der Reaktorschnellabschaltung und der Naturumlaufklappen wurden die kritischen Temperaturen (200 °C bzw. 145 °C) unterschritten.

Pichlmaier et al.: Safety Assessment of the Research Reactors FRM II and FR MZ After the Fukushima Event /PIC 18/

Das Paper enthält die Reaktion der Betreiber der Forschungsreaktoren FRM II und FR MZ auf die Bewertungen und Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) in Folge des Unfalls in Fukushima Daiichi. Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren mit einer Leistung > 50 kW wurden von der RSK einer umfangreichen Sicherheitsüberprüfung unterzogen („Stress Test“). Die Sicherheitsüberprüfung ergab, dass der FRM II die meisten Empfehlungen bereits erfüllt. Die Bewertung des FR MZ konnte im Jahr 2017 erfolgreich abgeschlossen werden.

Die vom Betreiber ergriffenen Maßnahmen wurden im Jahr 2017 von der RSK erneut evaluiert. Beispielsweise empfahl die RSK für den FRM II die Einführung einer Notfallmaßnahme, um Wasser in das Reaktorbecken einspeisen zu können. Darauf wurde vom FRM II bisher nicht explizit eingegangen. Allerdings wäre es laut Betreiber mit den existierenden Maßnahmen oder kleinen Änderungen möglich, Wasser einzuspeisen ohne die Reaktorhalle betreten zu müssen. Weitere Empfehlungen der RSK, die im Paper

behandelt werden, betreffen die Robustheit der Notfallinstrumentierung und die Verfügbarkeit von Kommunikationsmitteln (Telefonleitungen, Mobilfunknetz) bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Bei einem auslegungsüberschreitenden Erdbeben könnte die Funktion der primären und sekundären Abschaltssysteme (1 Steuerstab und 5 Abschaltstäbe) beeinträchtigt sein. Deshalb empfiehlt die RSK die Installation eines weiteren Systems, um die Unterkritikalität langfristig sicherzustellen. Derzeit untersucht der FRM II unterschiedliche Optionen, z. B. das Verdünnen des Schwerwassers im Moderatortank mit leichtem Wasser oder die Zugabe von Bor in den Primärkreis oder den Moderatortank.

2.1.7 Zusammenfassung

Die wichtigsten Ergebnisse der Literaturrecherche zum Stand von Wissenschaft und Technik lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die PSA-Methodik wird von Leistungsreaktoren auf Forschungsreaktoren unmittelbar übertragen;
- das von Forschungsreaktoren ausgehende Risiko wird deutlich kleiner eingeschätzt als das von KKW ausgehende und deswegen erscheint der Ansatz eines Graded Approach für die PSA für Forschungsreaktoren gerechtfertigt;
- die in IAEA-TECDOC 930 /IAE 97/ gesammelten Zuverlässigkeitsdaten ist derzeit die nützlichste Quelle generischer Daten für eine PSA für Forschungsreaktoren;
- das Spektrum an auslösenden Ereignissen für Forschungsreaktoren ist stark am Spektrum auslösender Ereignisse von PSA für KKW angelehnt (Kühlmittelverluste, Transienten, EVI/EVA) und für Forschungsreaktoren spezifische auslösende Ereignisse tragen, zumindest in den gesichteten Publikationen, kaum zum Gesamtergebnis bei;
- als Endzustände wurden neben kritischen Hüllrohrtemperaturen auch Schadenszustände durch den Absturz schwerer Lasten, Transportschäden und Schäden an bestrahlten Proben und experimentellen Einrichtungen betrachtet;
- in einigen PSA für Forschungsreaktoren mit Leistungen kleiner 10 MW wurden partielle Kernschmelzen und Kernschmelzen an Wasser oder Luft als separate Endzustände definiert;

- die PSA-Ergebnisse (Kernschadenshäufigkeit) von Forschungsreaktoren sind schwer vergleichbar
 - die ermittelten Kernschadenshäufigkeiten von älteren Forschungsreaktoren verschiedenen Typs liegen bei ca. $1\text{E-}07/\text{a}$ bis $1\text{E-}04/\text{a}$;
 - die Kernschadenshäufigkeiten von neueren Schwimmbadreaktoren beträgt ca. $5\text{E-}07/\text{a}$ bis $5\text{E-}06/\text{a}$;
- Die Nichtverfügbarkeiten von Eigenmedium-gesteuerten Armaturen wie Naturumlaufklappen oder Siphonbrechern können das PSA-Ergebnis maßgeblich bestimmen;
- die Unversehrtheit des Beckens wird als sehr wichtige Sicherheitsfunktion angesehen;
- bei einem lange andauernden Station Blackout in modernen Schwimmbadreaktoren dient das Becken als Wärmesenke.

3 Beschreibung der Referenzanlage

Nachfolgend werden Aufbau, Funktion und sicherheitsrelevante Systeme und Anlagenteile kurz beschrieben.

3.1 Aufbau und Funktion eines Forschungsreaktors

Im Unterschied zu einem Kernkraftwerk, in dem die bei der Kernspaltung freiwerdende Energie in elektrischen Strom umgewandelt wird, besteht der Zweck eines Forschungsreaktors darin, Neutronenstrahlen in geeigneter Menge und Qualität für technisch wissenschaftliche Untersuchungen, für nuklearmedizinische Behandlungen oder zur Erzeugung radioaktiver Isotope bereit zu stellen.

Der Reaktorkern besteht aus einem einzigen zylinderförmigen Brennelement, das aus 113 gekrümmten Brennstoffplatten zwischen zwei konzentrischen Tragrohren zusammengesetzt ist. Die Brennstoffplatten enthalten eine zu 93 % mit U235 angereicherte U_3Si_2 -Al-Legierung, in die als Hülle eine Aluminiumschicht eingewalzt ist. In der Mitte des Brennelementes kann der Regelstababsorber vertikal verfahren werden, mit dem der Neutronenfluss geregelt und der Reaktor auch abgeschaltet werden kann. Das Brennelement befindet sich zusammen mit verschiedenen experimentellen Einrichtungen (z. B. kalte Quelle) in einem mit schwerem Wasser gefüllten Moderatortank, an den auch die Strahlrohre einbinden. Brennelement und Moderatortank sind in einem ca. 14 m tiefen mit Leichtwasser gefüllten Reaktorbecken angeordnet. An das Reaktorbecken schließt sich das Absetzbecken an, in dem die abgebrannten Brennelemente gelagert werden. Das Beckenwasser hat die Aufgabe, die Strahlung abzuschirmen und die Wärme abzuführen. Das Brennelement wird gekühlt, indem das Beckenwasser im Zentralkanal von oben nach unten durch die Kühlspalte zwischen den Brennstoffplatten hindurchströmt.

3.2 Heiße Neutronenquelle

Die heiße Neutronenquelle dient zur Bereitstellung von Neutronen im Energiebereich von 0,1 – 1 eV. Um die Neutronen anzureichern, ist im Moderatortank im Bereich des Maximums des thermischen Neutronenflusses ein Graphitblock angeordnet, dessen

Temperatur ca. 2.600 °C beträgt. Durch Wechselwirkung mit den heißen Kohlenstoffatomen werden die eintretenden Neutronen auf das gewünschte Energieniveau angehoben und werden über Strahlrohre weiter zu den Experimenten nach außen geleitet.

3.3 Kalte Neutronenquelle

Die kalte Neutronenquelle ist eine Einrichtung, in der mit Hilfe eines tiefkühlen Zusatzmoderators niederenergetische kalte Neutronen mit einer Energie < 5 meV gewonnen werden können. Diese werden über Strahlrohre weiter zu den Experimenten nach außen geleitet. Als kalter Zusatzmoderator dient flüssiges Deuterium, das auf 25 K abgekühlt wird und sich in einem kugelförmigen Behälter im Moderatortank auf Höhe des Brennelementes befindet. Das Deuterium befindet sich in einem geschlossenen System mit Pufferbehälter und wird über eine Heliumkälteanlage über einen Wärmetauscher gekühlt.

3.4 Strahlrohrkonverteranlage

Die Strahlrohrkonverteranlage wird sowohl für medizinische Zwecke (Bestrahlung von Tumoren, tomographische Diagnostik) als auch für die zerstörungsfreie Werkstoffprüfung (Computer-Tomographie an technischen Objekten) verwendet. Die Anlage besteht im Wesentlichen aus einer Platte aus Uran 235, die sich im sogenannten Konverterschacht befindet und einer Vorrichtung, die diese Platte von außen in den Moderatortank in Höhe der Kernmitte einfährt. Dort fängt die Platte thermische Neutronen ein und emittiert ein Spaltspektrum, das über ein Strahlrohr auf das Ziel gelenkt wird. Um in der Betriebsstellung die Oberflächentemperatur der Platte unter 100 °C einzuhalten, ist eine Zwangskühlung erforderlich, die durch eine Unterwasserpumpe durchgeführt wird.

3.5 Primärkühlkreislauf

Der Primärkühlkreislauf führt die Wärme aus dem Brennelement ab und fördert das Kühlmittel von oben nach unten durch das Zentralrohr. Die Saugseite des Primärkühlkreislaufes ist mit dem unteren Ende des Zentralrohres verbunden. Dieses verzweigt sich im weiteren Verlauf erst auf zwei Stränge dann auf vier Stränge, in denen jeweils eine Primärpumpe angeordnet ist. Auf der Druckseite befindet sich in jedem Strang ein Eckrückschlagventil. Die vier Pumpenstränge werden wieder zu zwei Leitungen zusammengeführt, in denen jeweils ein Primärkühler angeordnet ist. Nach den Kühlern werden die

Leitungen im Bereich des Reaktorbeckens zu einer Sammelleitung zusammengeführt. In der Sammelleitung befindet sich zwei Rückschlagklappen, die eine Rückströmung verhindern sollen. In Strömungsrichtung nach der Rückschlagklappe binden die drei Stränge des Notkühlsystems sowie zwei Rohrleitungen mit je einer Naturumlaufklappe ein. Die Naturumlaufklappen werden durch den Pumpendruck von Primärpumpen oder Notkühlpumpen geschlossen gehalten und öffnen bei Abschalten oder Ausfall der Pumpen selbsttätig durch Gewichtskraft. Die Sammelleitung bindet schließlich oberhalb des Bes wieder in das Zentralrohr ein.

Der Nominaldurchsatz beträgt 300 kg/s und der erforderliche Mindestdurchsatz beträgt für den Leistungsbetrieb ca. 180 kg/s. Es sind zur Betriebsüberwachung der Primärpumpen Drehzahlmessungen und Förderhöhenmessungen sowie Komponentenschutzeinrichtungen (wie z. B. Temperaturmessungen) vorgesehen.

3.6 Sekundärkühlsystem

Der Sekundärkühlsystem hat die Aufgabe, die Wärme aus Primärkühlsystem, Beckenkühlsystem, Moderatorkühlsystem und Schutzgassystem aufzunehmen und an das Tertiärkühlsystem abzugeben. Das System ist als geschlossener Kreislauf zweisträngig (2 x 50 %) aufgebaut. Die Zuleitungen von den Primärkühlstellen (Primärwärmetauscher und Motorkühler der Primärpumpen) werden zunächst zu einer Sammelleitung zusammengeführt, die sich anschließend aufteilt in zwei parallele Stränge mit je einer Sekundärkühlpumpe, je einer Rückschlagklappe und je einem Sekundärwärmetauscher. Nach den Kühlern werden die beiden Stränge wieder zu einem Sammler zusammengeführt, von dem die Zuleitungen zu den Primärkühlstellen abzweigen. Vom Sammler auf der Druckseite zweigt außerdem noch eine Kühlleitung ab, über die mit Unterstützung der Sekundär-Motorkühlpumpe die Motorkühler der Sekundärkreislaufpumpen gekühlt werden.

Beim Abfahren der Anlage kann das Sekundärkühlsystem nach der Außerbetriebnahme des Schutzgassystems (frühestens nach 12 h) abgefahren werden.

3.7 Tertiärkühlsystem

Das Tertiärkühlsystem hat die Aufgabe, die aus dem Sekundärkühlkreis aufgenommene Wärme an die Umgebung abzugeben. Außerdem werden die Kondensatoren im Kaltwassersystem und die Heliumverdichter der Kälteanlage der kalten Neutronenquelle über dieses System gekühlt.

Entsprechend den zwei Kühlern im Sekundärkühlkreis ist das Tertiärkühlsystem zweisträngig aufgebaut. Je eine Tertiärkühlpumpe saugt Kühlwasser aus dem Kühlturmbecken durch zwei Ansaugsiebe und fördert dieses durch eine Rückschlagkappe, den Sekundärkreiskühler und eine weitere Rückschlagkappe in je zwei Kühlturmzellen, wo die in den Wärmetauschern aufgenommene Wärme über Ventilatoren an die Umgebung abgegeben wird. Unterhalb der Kühlturmzellen befindet sich das zweigeteilte Kühlturmbecken.

Daneben gibt es noch einen Nebenkühlwasserstrang, einen Filterkreislauf, die Wassernachspeisung des Kühlturmbeckens, den Überlauf sowie Abschlammung und Restentleerung.

Bei Betrieb der Anlage ist auch das Tertiärkühlsystem in Betrieb. Die Kühlleistung wird über Verstellung der Ventilator Drehzahlen und ggf. durch Absperren einzelner Kühlturmzellen und Öffnen von Bypässen angepasst. Das System ist für die Abfuhr einer Wärmeleistung von 25 MW bei einem Kühlmitteldurchsatz von ca. 277 kg/s pro Hauptkühlkreis ausgelegt. Die Energieversorgung erfolgt über das 400-V-Normalnetz.

3.8 Notkühlsystem

Das Notkühlsystem hat die Aufgabe, den Reaktor nach einer RESA für mindestens drei Stunden zu kühlen. Das System saugt mit drei Strängen aus dem Absetzbecken an und fördert über je eine Notkühlpumpe über eine nachgeschaltete Rückschlagkappe in die Sammelleitung auf der Druckseite des Primärkühlsystems. Die Auslegung der Notkühlpumpen (Tauchpumpen mit Drehstrom-Spaltmotor) beträgt 3 x 100 %, bezogen auf die Nachzerfallsleistung. Die Energieversorgung erfolgt über Wechselrichter, die an die batterieversorgte Gleichstromverteilung angeschlossen sind.

3.9 Beckenkühlsystem

Das Beckenkühlsystem hat die Aufgabe die Wärme des Reaktorbeckens an das Sekundärkühlsystem abzuführen. Die Saugleitung saugt das warme Wasser sowohl oberhalb des Brennelementes aus dem Reaktorbecken als auch aus dem Absetzbecken an. Das Wasser wird einsträngig durch die Beckenkühlpumpe und den Beckenkühler gepumpt und kurz oberhalb des Reaktorbeckenbodens und des Absetzbeckenbodens dort wieder eingespeist. Die Wärme wird an den Sekundärkreis abgegeben. Auf der Druckseite binden Leitungen aus der Kühlmittellagerung KBB10 und aus dem Deionatsystem ein, mit dem das System gefüllt wird, aber auch das Reaktorbecken nachgespeist werden kann. Das System ist bei Reaktorbetrieb eingeschaltet und darf frühestens 6 h nach Abschalten des Reaktors und einer Beckentemperatur $< 45\text{ °C}$ außer Betrieb genommen werden.

3.10 Moderator-Kühlsystem

Das Moderatorkühlsystem hat die Aufgabe, die im Moderatortank durch Neutronenmoderation und Gammastrahlen entstehende Wärmeleistung von ca. 1,2 MW abzuführen. Das System ist einsträngig aufgebaut und besteht aus einer Umwälzpumpe, die das zu kühlende Schwerwasser aus dem Moderatortank ansaugt, über einen Wärmetauscher fördert und wieder in den Moderatortank einspeist. Die Wärme wird an das Sekundärkühlsystem abgegeben.

Daneben gibt es noch ein Schutzgassystem, das für den Systemdruck sorgt und über dem Schwerwasserspiegel im Moderatortank eine Schutzgasschicht (Helium) erzeugt. Über diese Schutzgasschicht werden die im Moderatortank sich bildenden Radiolyse-gase abgeleitet. In Vor- und Rücklauf ist im Bereich der Durchführungen durch die Primärzelle je eine Armatur eingebaut, die mit vorgespannten Schließfedern versehen sind und bei Absinken des Füllstandes im Reaktorbecken unter einen Mindestfüllstand automatisch schließen. Frühestens 5 h nach Einleitung des Abfahrens der Anlage dürfen das Moderator-Kühlsystem und das Moderator-Reinigungssystem abgefahren werden.

3.11 Warmschichtsystem

Das Warmschichtsystem soll eine ca. 1,5 m dicke Schicht warmes strahlungsarmes Wasser an der Oberfläche des Reaktorbeckens erzeugen, die zur Strahlungsabschirmung der Reaktorhalle dient. Das Wasser wird im unteren Bereich der Warmschicht abgesaugt, gereinigt erwärmt und im oberen Bereich des Reaktorbeckens turbulenzarm wieder zugeführt.

Frühestens acht Stunden nach Einleitung des Abfahrens der Anlage dürfen die Heizelemente des Warmschichtsystems abgeschaltet werden. Das Warmschichtsystem kann zwecks Reinigung weiterlaufen.

3.12 Reaktorgebäude

Das Reaktorgebäude ist ca. 30 m hoch und hat eine Grundfläche von ca. 40 x 40 m. Es enthält das Reaktorbecken mit seinen Strahlrohranschlüssen, das Absetzbecken, die Primärzelle und den Neutronenleitertunnel. Auf der Ebene $\pm 0,00$ m befindet sich die Experimentierhalle und auf +11,7 m die Reaktorhalle. Das Kellergeschoß auf -5,05 m enthält für den Betrieb des Forschungsreaktors notwendige betriebstechnische Systeme und Komponenten und in den Obergeschoss sind elektro- und leittechnische Räume, ein Teil der Lüftungstechnischen Anlagen (Betriebstechnik), Räume für Anlagenteile der Kalten Quelle sowie Räume für Experimentvorbereitungen untergebracht. Als sicherheitstechnisch wichtiges Bauwerk ist das Reaktorgebäude gegen Bemessungserdbeben und Flugzeugabsturz ausgelegt.

3.13 Neutronenleiterhalle

Die Neutronenleiterhalle schließt sich westlich an das Reaktorgebäude an und hat eine Grundfläche von 65 m x 46 m. In der Neutronenleiterhalle befinden sich im Wesentlichen die Neutronenleiter und Experimentieraufbauten. Im Bereich des Neutronenleiterhallenkellers (Ebene 01) befinden sich unter anderem Raumbereiche für radioaktive Wässer, feste radioaktive Abfälle, Hilfssysteme. Der unterkellerte Bereich der Neutronenleiterhalle ist gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Durch temporäre Schutzmaßnahmen kann das Eindringen von Wasser in die Kellerräume beim Bemessungserdbeben verhindert werden.

3.14 Abschaltssysteme

Der Forschungsreaktor verfügt über zwei unabhängige und diversitäre Abschaltssysteme. Ein Abschaltssystem ist der Regelstababsorber im Zentralkanal, der bei einer Schnellabschaltung durch Unterbrechung der Stromzufuhr zu einem Haltemagnet von seinem Antrieb getrennt wird und durch Schwerkraft und die nach unten gerichtete Kühlwasserströmung in den Kern einfährt. Der Regelstab wird auch bei Unterbrechung der Stromversorgung der Eigenbedarfsschienen von seinem Antrieb gelöst und fährt in den Kern ein.

Das zweite Abschaltssystem besteht aus fünf im Moderatortank angeordnete Abschaltstäbe, von denen vier für eine Abschaltung und langfristige Unterkritikalität benötigt werden. Diese werden durch Entregung der Haltemagnete ausgelöst und durch Feder- und Schwerkraft in den Kernbereich bewegt.

Die Schnellabschaltung wird über das Reaktorschutzsystem bei den folgenden Kriterien ausgelöst:

- N16-korrigierter Neutronenfluss größer max
- Negativ oder positiv gleitender Grenzwert des Neutronenflusses größer max
- Massendurchsatz im Primärsystem kleiner min
- Druckdifferenz zwischen Sammler und Becken kleiner min
- Temperatur am Kernaustritt größer max
- Moderatortemperatur größer max
- Temperatur an der Konverterplatte größer max
- Niveau im Reaktorbecken kleiner min
- Niveau im Moderatortank kleiner min oder größer max
- γ -Dosisleistung an der Beckenabsaugung größer max
- γ -Dosisleistung im Primärsystem größer max.“

3.15 Stromversorgung

Die elektrische Energieversorgung erfolgt über eine 110-kV-Schaltanlage und das 20-kV-Netz über zwei Einspeisungen auf die 20-KV-Schaltanlage des Forschungsreaktors. Von dort werden über fünf Transformatoren die Schienen des Normalnetzes mit 400-V-Spannung versorgt (3 x Experimente, 2 x Zugangsgebäude). Von den Schienen des Zugangsgebäudes gibt es Kuppelschalter zu den Schienen der Neutronenleiterhalle und zu den beiden Notstromschienen, die bei Stromausfall auch durch je einen Notstromdiesel und Hilfseinrichtungen versorgt werden können. Die Notstromschienen können mit einer Handmaßnahme auch direkt über den Transformator (160 kVA) von der 20-kV-Ebene der Schaltanlage versorgt werden.

Die unterbrechungsfreie 220-V-Gleichstromversorgung ist dreisträngig ausgeführt und wird über strangzugehörige Gleichrichter aus dem Notstromnetz versorgt.

4 Umfang der PSA der Stufe 1

Wie bereits in Abschnitt 2 beschrieben, gibt es für die Durchführung einer PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor keine konkreten Vorgaben hinsichtlich der Analysemethodik. Die verfügbaren Veröffentlichungen bereits durchgeführter PSA für Forschungsreaktoren zeigen, dass die prinzipiellen Herangehensweisen derjenigen für die PSA für ein KKW entsprechen. Für die vorliegende PSA wird deshalb analog verfahren. Das heißt, die Analysen gliedern sich in die folgenden Abschnitte.

- Ermittlung eines Spektrums auslösender Ereignisse (siehe Abschnitt 5)

Für die Ermittlung des Spektrums für einen Forschungsreaktor relevanter auslösender Ereignisse greift man üblicherweise auf bestehende Listen zurück. Für die herangezogenen Listen wird für jedes aufgeführte auslösende Ereignis untersucht, ob es für den Forschungsreaktor relevant ist. Um die auslösenden Ereignisse bezüglich der unterschiedlichen Betriebszustände einordnen zu können, werden zunächst die Betriebszustände analysiert. Dabei werden die wichtigsten Betriebsparameter, Verfügbarkeiten von Sicherheitssystemen, Zustände von Barrieren und Zeitdauern erfasst.

- Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse (siehe Abschnitt 6)

Für die Eintrittshäufigkeiten von zu untersuchenden Transienten, Reaktivitätsstörungen und für das zu untersuchende Leck an der Beckenauskleidung werden die deutsche Betriebserfahrung für Forschungsreaktoren mit einer Leistung > 1 MW und zusammen ca. 40 Betriebsjahren ausgewertet. Bei der Auswahl der Forschungsreaktoren für die Auswertung der Betriebserfahrung wird darauf geachtet, dass die Betriebsbedingungen (z. B. dass Leistung aktiv abgeführt werden muss) vergleichbar sind.

Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit eines Lecks am Primärkreis werden probabilistische bruchmechanische Berechnungen von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten mittels dem GRS-Computercode PROST durchgeführt /HEC 17/.

Die Eintrittshäufigkeiten für die zu untersuchenden übergreifenden Ereignisse werden den Unterlagen aus dem Genehmigungsverfahren entnommen.

- Ereignisablaufanalysen und Erstellung von Ereignisbäumen (siehe Abschnitt 7)

Die Ereignisablaufanalysen werden unter Zuhilfenahme der Angaben des BHB und der verfügbaren Anlagenbeschreibungen durchgeführt. Die Vorgehensweise entspricht der für eine PSA für KKW: Ausgehend von einem auslösenden Ereignis werden die Systemfunktionen identifiziert, die zur Beherrschung des Ereignisses zur Verfügung stehen. Je nach Erfolg oder Nichterfolg der Systemfunktionen werden entsprechende Ereignissequenzen mit den zu erwartenden Endzuständen ermittelt und in einem Ereignisbaum graphisch zusammengefasst.

- Thermohydraulische Analysen zur Bestätigung von Ereignissequenzen (siehe Abschnitt 7.9)

Bei bestimmten Ereignissequenzen kann es sein, dass deren Verläufe nicht genau bekannt sind, z. B. weil eine benötigte Systemfunktion nur zum Teil funktioniert hat und nicht genau bekannt ist, in welchem Umfang Ersatzmaßnahmen durchzuführen sind. In solchen Fällen ist der Ereignisablauf durch eine thermohydraulische Rechnung nachzuvollziehen. Thermohydraulische Rechnungen werden auch benötigt, für die Bestimmung des maximalen Zeitbudgets in dem Handmaßnahmen zur Ereignisbeherrschung durchzuführen sind.

- Systemanalysen und Erstellung von Fehlerbäumen für die benötigten Systemfunktionen (siehe Abschnitt 8)

Die Zuverlässigkeit der in der Ereignisablaufanalyse ermittelten Systemfunktionen wird in der Systemanalyse ermittelt. Dabei werden auf Komponentenebene alle denkbaren Ausfallmöglichkeiten der Systemfunktion ermittelt und in so genannten Fehlerbäumen miteinander logisch verknüpft.

- Bestimmung der benötigten Zuverlässigkeitskenngrößen (siehe Abschnitte 8.3, 8.4 und 9)

Um die Zuverlässigkeit der in den Fehlerbäumen modellierten Systemfunktionen bestimmen zu können, müssen für die in den Fehlerbäumen enthaltenen Komponenten entsprechende Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt und in das probabilistische Modell eingegeben werden. Das betrifft auch die verwendeten Handmaßnahmen und Notfallmaßnahmen.

- Quantifizierung des probabilistischen Modells und Ergebnisdiskussion (siehe Abschnitt 10)

Wenn die in den Fehlerbäumen modellierten Systemfunktionen mit den Ereignisbäumen verknüpft sind und alle Komponenten mit Zuverlässigkeitskenngrößen versehen sind, können die Ereignisbäume quantifiziert werden.

Dabei werden die Gesamthäufigkeit für Schadenszustände, die Häufigkeiten von Schadenszuständen bezogen auf auslösende Ereignisse sowie die Häufigkeiten der einzelnen Ereignissequenzen ermittelt. Über eine Importanz- und Sensitivitätsanalyse können dabei die Anteile von auslösenden Ereignissen, Komponenten oder Sequenzen am Ergebnis bestimmt und somit eine Aussage über die Ausgewogenheit bzw. über Verbesserungspotential des Anlagenkonzeptes gemacht werden.

5 Ermittlung der auslösenden Ereignisse

Als auslösende Ereignisse werden hier solche Ereignisse verstanden, die entweder automatische Maßnahmen oder Maßnahmen des Betriebspersonals erfordern, um die Einhaltung der Schutzziele Reaktivitätskontrolle oder Brennelementkühlung zu gewährleisten. Ohne Gegenmaßnahmen könne diese Ereignisse zu Brennstabschäden und damit zu einer größeren Aktivitätsfreisetzung führen. Ereignisabläufe, die ohne Brennstabschaden bzw. Konverterplattenschaden durch Verletzung des Schutzzieles Aktivitätsrückhaltung zu einer Aktivitätsfreisetzung oder Strahlenbelastung des Personals führen, werden hier nicht untersucht.

Für die betrachtete Anlage lassen sich folgende Ereignisgruppen unterscheiden:

- Reaktivitätsstörungen,
- Störungen der Wärmeabfuhr (Transienten),
- Kühlmittelverluststörfälle,
- mechanische Einwirkungen (z. B. durch Lastabstürze oder Handhabungsfehler),
- anlagenübergreifende Einwirkungen von innen oder außen.

Als Quellen für die Ermittlung des Spektrums der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse wurden herangezogen:

- BHB und Unterlagen aus dem Genehmigungsverfahren der Referenzanlage,
- der PSA-Leitfaden /FAK 05/,
- IAEA Standard "Safety of Research Reactors" /IAE 16/
- der IAEA Safety Report No. 80 „Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant“ /IAE 14/.

Für die einzelnen auslösenden Ereignisse wird diskutiert, ob sie in der PSA für den Forschungsreaktor zu untersuchen oder vernachlässigbar sind. Die zu betrachtenden Ereignisse werden den relevanten Anlagenbetriebszuständen zugeordnet, die nachfolgend bestimmt werden.

5.1 Anlagenbetriebszustände

Die Anlagenbetriebszustände und die Betriebsvorgänge sind im Betriebshandbuch festgelegt. Dort werden die folgenden Betriebszustände unterschieden:

- Bereitschaftsbetrieb:

In dieser Phase finden Anfahrkontrollen und sicherheitstechnische Prüfungen statt. Der Regelstab ist voll eingefahren, die Stellung der Abschaltstäbe ist beliebig. Die für den Leistungsbetrieb erforderlichen Systeme sind in Betrieb oder betriebsbereit.

- Leistungsbetrieb:

bis 200 kW (1 % PN)

Barrieren müssen geschlossen sein, Reaktorleistungsregelung von Hand, unabhängig vom Betrieb der kalten Quelle, Inbetriebnahme von Tertiär-, Sekundär- und Primärkühlsystem, Inbetriebnahme des Beckenkühlsystems, des Moderatorkühlsystems und des Schutzgassystems (D₂O) mit Sauerstoffversorgung, manuell oder mit Anfahrprogramm: vollständiges Ausfahren der Abschaltstäbe, Teilausfahren des Regelstabes, Änderung der relativen Neutronenflussänderungsgeschwindigkeit < 5 %/s

über 200 kW bis 20 MW (100 % PN)

Barrieren müssen geschlossen sein, Einschalten der automatischen Reaktorleistungsregelung, kalte Quelle muss in Betrieb sein („kalter Betrieb mit Reaktor“), RESA-Überbrückung der kalten Quelle (zwei Schlüsselschalter im Leitstand der kalten Quelle) darf nicht eingeschaltet sein, zunächst Anfahren mit Reaktorleistungsregelung auf 5 % PN, dann Einlegen der Anfahrerschutzüberbrückung und Leistungserhöhung mit einem Gradienten von 0,02 % PN/s (= 5.000 s bis 100 %). Es wird von vier Zyklen pro Jahr mit einer Zyklusdauer von 60 Tagen ausgegangen.

- Notkühlbetrieb wird nach einer (Hand-)RESA ausgelöst. Hand-RESA ist bei Erreichen eines Zielabbrandes von 1.200 MWd vorgeschrieben (Abfahrprogramm nur bis Abbrand < 1.040 MWd zulässig), Notkühlpumpen laufen unabhängig von Primärpumpen
- Stillstandsbetrieb mit den Merkmalen
 - Naturumlaufbetrieb, keine Zwangsumwälzung mehr erforderlich, Kühlsysteme können abgeschaltet werden

- Brennelement entladen, Brennelement aus Zentralkanal entfernt und im Lagergestell für bestrahlte BE abgestellt, Füllstand im Reaktorbecken ist beliebig
- Frisches BE eingesetzt, BE wieder im Zentralkanal, Füllstand im Reaktorbecken ist beliebig

Um die auslösenden Ereignisse und deren Häufigkeiten auf die verschiedenen Betriebszustände zuordnen zu können, ist es erforderlich, zu ermitteln, wie lange die Betriebszustände dauern. Dies kann üblicherweise aus Betriebsprotokollen, technische Monatsberichten oder Ähnlichem ermittelt werden. Diese lagen in der vorliegenden Analyse nicht vor. Ausgehend von einer maximalen Abbranddauer bei Vollast von 60 Tagen und einer Zykluszahl von 4 pro Jahr ergibt sich eine durchschnittliche Dauer des Leistungsbetriebs > 200 kW von 5.760 h ($60 \text{ d} \times 4 \times 24 \text{ h/d}$). Für die anderen Betriebszustände bleiben dann: $8.760 \text{ h} - 5.760 \text{ h} = 3.000 \text{ h}$. Für die einzelnen verbliebenen Betriebszustände müssen Abschätzungen gemacht werden.

- Leistungsbetrieb < 200kW: Das Kritischfahren bis 50 kW und die weitere Leistungserhöhung bis zu 200 kW wird mit 2,5 h abgeschätzt. Das ergibt 10 h pro Jahr.
- Notkühlbetrieb: Der Notkühlbetrieb wird mit 3 h abgeschätzt, da nach einer RESA eine aktive Kühlung mit dem Notkühlsystem „zur Schonung des Brennelements für ca. drei Stunden erforderlich ist“. Das ergibt 12 h pro Jahr.
- Bereitschaftsbetrieb: In dieser Phase werden hauptsächlich die nach BE-Wechsel vorgeschriebenen Prüfungen durchgeführt, wofür jeweils 24 h abgeschätzt werden. Das ergibt 96 h pro Jahr.
- Stillstandsbetrieb: Die Dauer dieses Betriebszustandes ergibt sich aus der Differenz von 3.000 h und der Summe der anderen oben ermittelten Zeiten.
 $3.000 - (10 + 12 + 96)$ ergibt 2.882 h pro Jahr.

Tab. 5.1 Kennzeichnung und Dauer der Anlagenbetriebszustände

Kennzeichnung	Anlagenbetriebszustand	Dauer
L1	Leistungsbetrieb bis 200 kW, (1 % Nennleistung)	10 h
LB	Leistungsbetrieb über 200 kW bis 20 MW (100 % Nennleistung)	5.760 h
NB	Notkühlbetrieb	12 h
SB	Stillstandsbetrieb	2.882 h
BB	Bereitschaftsbetrieb	96 h

5.2 Reaktivitätsstörungen

Reaktivitätsstörungen sind Ereignisse, die zu einer unkontrollierten Reaktivitätsänderung und damit zu einer Leistungsänderung führen. Im ungünstigsten Fall könnte eine Leistungsexkursion zum Brennelementschaden führen. Reaktivitätsstörungen können z. B. hervorgerufen werden durch

- fehlerhafte Regelstabbewegungen,
- Störungen am Moderatorsystem,
- Kühlmitteltemperaturänderungen oder
- Störungen an experimentellen Einbauten.

In Tab. 5.2 sind die möglichen Reaktivitätsstörungen aufgelistet.

Tab. 5.2 Reaktivitätsstörungen

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit beim Anfahren oder bei Leistungsbetrieb	Startup accident, Control rod failure or control rod follower failure, Control drive failure or system failure, Spurious control system signals	RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter	Ja
langsamer Leistungsanstieg über die Nennleistung im Leistungsbereich	Control rod failure or control rod follower failure, Control drive failure or system failure, Spurious control system signals	RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter, durch Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit abgedeckt	Nein

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Fehleinfall eines Abschaltstabes oder des Regelstabes	Control rod failure or control rod follower failure, Control drive failure or system failure, Spurious control system signals	Durch Einfall des Regelstabes wird der Reaktor abgeschaltet RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter, Reaktivitätsabnahme, Keine Änderung der Gesamtabschaltreaktivität	Nein
Leck am Zentralkanal mit Eindringen von Leichtwasser in den Moderatortank	Changes in the moderator (e.g. voids or leakage of D ₂ O into H ₂ O systems), Failure of other reactivity control devices (such as a moderator or reflector)	Das Verdrängen des D ₂ O im Moderatortank durch H ₂ O führt zu einem Reaktivitätsverlust. Reaktivitätsabnahme, Keine Änderung der Gesamtabschaltreaktivität	Nein
Leck am Zentralkanal mit Eindringen von Schwerwasser in den Zentralkanal	Changes in the moderator (e.g. voids or leakage of D ₂ O into H ₂ O systems), Failure of other reactivity control devices (such as a moderator or reflector)	Aufgrund der vorhandenen Druckdifferenz strömt vorwiegend H ₂ O in den Moderatortank mit der Folge einer Reaktivitätsabnahme. Keine Änderung der Gesamtabschaltreaktivität	Nein
Reaktivitätsrückwirkungen aus aufgeprägten schnellen Temperaturtransienten in Leicht- und Schwerwasser	Insertion of cold water	Die mögliche Rate für eine Reaktivitätszunahme liegt deutlich unter der beim Fehlausfahren des Regelstabes. Schnelle Abkühlungen des Primärkühlmittels bei Leistungsbetrieb sind nicht möglich, siehe unten	Nein
Reaktivitätsrückwirkungen aus experimentellen Einbauten	Influence by experiments and experimental devices (e.g. flooding or voiding, temperature effects, insertion of fissile material or removal of absorber material)	D ₂ O-Leckagen in experimentelle Einbauten können eine positive Reaktivitätszufuhr ergeben. Reaktivitätsrückwirkungen geringer als beim „Fehlausfahren des Regelstabes“ Vernachlässigbar, siehe unten	Nein
Reaktivitätsstörfall durch Sieden im Bereich des lokal positiven Void-Koeffizienten der Reaktivität		Im ungünstigsten Fall ergäbe sich ein max. Leistungsanstieg durch Reaktivitätszufuhr auf 112 %. Es werden keine Grenzwerte erreicht.	Nein
Überfüllung des Moderatortanks		RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter Keine Reaktivitätsänderung	Nein
Leck im Moderator-Kühlsystem		Ein Leerhebern des Moderatortanks ist aufgrund der Leitungsführung mit Siphonbrecher nicht möglich. RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter Reaktivitätsabnahme, Keine Änderung der Gesamtabschaltreaktivität	Nein

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Ausfall der Moderatorkühlung		RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter, Reaktivitätsabnahme, Keine Änderung der Gesamtabschaltreaktivität	Nein
	Unbalanced rod positions	Ist für die Anlage auszuschließen, da nur ein Brennelement und ein Regelstab	Nein
	Inadvertent ejections of control rods	Auswurf des Regelstabes ist aufgrund der abwärts gerichteten Kühlmittelströmung und der Wirkung der Schwerkraft ausgeschlossen. Der Auswurf eines Abschaltstabs ist aufgrund der Druckverhältnisse und der Auslegung des Moderatortanks auszuschließen..	Nein
Fehler bei der Brennelement-Handhabung	Criticality during fuel handling (due to an error in fuel insertion), Maintenance errors with reactivity devices	Zur Sicherstellung der Unterkritikalität beim Anheben des Brennelementes aus dem Moderatortank ist der Zentralkanal innen mit einem Festabsorber versehen.	Nein
	Criticality in fuel in storage	Die Lagergestelle sind so angeordnet, dass jederzeit Unterkritikalität gewährleistet ist.	Nein
	Failure or collapse of structural components	Zwei diversitäre Abschaltssysteme vorhanden	Nein
	Insufficient shutdown reactivity	Zwei diversitäre Abschaltssysteme vorhanden	Nein

Der abdeckende Reaktivitätsstörfall ist das fehlerhafte Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit beim Anfahren oder bei Leistungsbetrieb der Anlage.

Abkühlungen des Primärkühlmittels oder des Moderators (schnelle Temperaturtransienten in Leicht- und Schwerwasser) führen zu einem Reaktivitätsgewinn. Solche Szenarien sind denkbar bei Ausfall und Wiedereinschaltung des Sekundärsystems. Allerdings wird der Reaktor bei Erreichen von Temperaturgrenzwerten im Primärkühlmittel oder im Moderator abgeschaltet. Ferner würde die Abkühlung eher langsam erfolgen. Die mögliche Rate für eine Reaktivitätszunahme liegt deutlich unter der beim Fehlausfahren des Regelstabes. Auch die eine fälschliche Einspeisung des Notkühlsystems führt nicht zu einer Abkühlung des Primärkühlmittels, da dieses System aus dem Reaktorbecken ansaugt. Dieses Ereignis wird daher nicht weiter untersucht.

Eine Reaktivitätszufuhr ist auch bei Defekten an experimentellen Einrichtungen im Moderator tank möglich, wenn diese plötzlich mit D_2O geflutet werden. Infrage kommen hierfür Lecks an der kalten Quelle und an den Strahlrohren. Die mögliche Reaktivitätszufuhr ist bei solchen Ereignissen geringer als bei einem fehlerhaften Ausfahren des Regelstabes (bei geringerer Eintrittshäufigkeit). Eine relevante Reaktivitätszufuhr würde sich auch nur dann ergeben, wenn die kalte Quelle oder ein Strahlrohr durch ein Leck schnell geflutet werden. Solche großen Lecks oder Brüche können ausgeschlossen werden, da die Auslegung der Strahlrohrnasen und der Durchgangsrohre sich an der Rahmenspezifikation Basissicherheit orientiert. Daher sind nur ein vernachlässigbar geringes Risswachstum zu erwarten und geringe Leckagen zu unterstellen, welche durch die vorhandenen Überwachungseinrichtungen erkannt werden können. Die kalte Quelle besteht aus einem doppelwandigen Vakuumgefäß. Bei einem Leck an der Außenwand werden Einwärtsleckagen von D_2O in den Vakuumraum durch den Druckanstieg im Vakuumraum erkannt. Aufgrund der Auslegung dieser Einrichtungen können leckagebedingte Reaktivitätsrückwirkungen auf den Kern vernachlässigt werden.

Ereignisabläufe, welche mit einer Verminderung der Reaktivität verbunden sind, werden nicht weiter betrachtet. Bei diesen Ereignissen ändert sich die Gesamtabschaltreaktivität durch die vorhandenen Abschalt einrichtungen nicht. Auch wenn der Regelstab durch die automatische Leistungsregelung zur Kompensation eines Reaktivitätsverlustes weiter ausgefahren wird, kann die Anlage immer sicher abgeschaltet werden.

5.3 Transienten

Transienten sind Ereignisse, die zu einem Ausfall oder zu einer unzureichenden Wärmeabfuhr aus dem Kern oder dem Reaktorbecken führen. Der vollständige Ausfall der Wärmeabfuhr kann zu einem Brennelementschaden führen. In Tab. 5.3 sind die möglichen Transienten aufgelistet.

Tab. 5.3 Transienten

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Ausfall einer Primärkühlpumpe (Blockade)	Primary pump failure	Kerndurchsatz sinkt nicht unter den unter ungünstigsten Bedingungen erforderlich Mindestdurchsatz RESA, Notkühlung, drei Primärpumpen laufen weiter	Nein
Ausfall aller Primärpumpen	Reduction in flow of primary coolant (e.g. due to valve failure or a blockage in piping or a heat exchanger)	RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen aus (Schwungrad) Der gleichzeitige aller vier Primärpumpen ist abgesehen vom Notstromfall als sehr unwahrscheinlich einzustufen. Das Ereignis ist durch die Untersuchung des als viel häufiger einzustufenden Notstromfalls abgedeckt	Nein
Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	Loss of heat sink (e.g. due to the failure of a valve or pump or a system rupture)	RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen aus (Schwungrad) Als Ursache ist u. a. der gleichzeitige Ausfall beider Sekundärkühlpumpen zu betrachten	Ja
Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall, intern, extern)	Loss of normal electrical power	RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen aus (Schwungrad) Notstromversorgung wird angefordert	Ja
Ausfall der Kühlung der Konverterplatte (Ausfall der Kühlpumpen)		RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter	Ja
Ausfall der Beckenkühlung		Auch bei Ausfall der Beckenkühlung bei gesetztem Trenntor wird der Temperaturwert von 60 °C im Absetzbecken eingehalten. Es bestehen keine sicherheitstechnischen Anforderungen an die Funktion der Beckenkühlung	Nein
Blockieren von Kühlkanälen	Fuel channel blockage	Ist durch das vorhandene Sieb ausgeschlossen. Siehe unten.	Nein
	Improper power distribution due, for example, to unbalanced rod positions in core experiments or fuel loading (power-flow mismatch)	Ist für Anlage auszuschließen, da nur ein Brennelement und ein Regelstab	Nein

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
	Deviation of system pressure from the specified limits	Abweichung der zulässigen Druckdifferenz zwischen Sammler und Reaktorbecken führt zu RESA + Notkühlung, Auslöser können Pumpenausfälle oder Lecks sein, Ereignis wird daher bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen mitbetrachtet	Nein

Blockieren von Kühlkanälen: Es ist nicht auszuschließen, dass bei Revisionstätigkeiten Fremdkörper in das Primärkühlsystem gelangen. Diese würden durch das Sieb im Sammler des Primärkühlsystems vor dem Eintritt in den Zentralkanal zurückgehalten. Nach einem Brennelementwechsel wird beim Anfahren des Primärkühlsystems der Druckverlust im Primärkreis gemessen und damit überprüft, ob Fremdkörper die Siebe im System verstopfen. Die Wahrscheinlichkeit für ein Blockieren des Kühlkanals durch Fremdkörper wird daher als vernachlässigbar gering eingeschätzt.

Der Notstromfall stellt die höchsten Anforderungen an die Sicherheitssysteme. Bei diesem Ereignis werden neben der Reaktorschnellabschaltung und dem Notkühlsystem auch die Einrichtungen zur Notstromversorgung benötigt.

5.4 Kühlmittelverluststörfälle

Der Verlust von Kühlmittel kann, wenn er nicht unterbunden oder überspeist wird, langfristig zum Ausfall der Wärmeabfuhr führen. In Tab. 5.4 sind die möglichen Kühlmittelverluststörfälle aufgelistet.

Tab. 5.4 Kühlmittelverluststörfälle

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Leck im Primärkühlsystem mit einer Leckfläche $\leq 25 \text{ cm}^2$	<ul style="list-style-type: none"> - Rupture of the primary coolant boundary - Reduction in coolant flow due to bypassing of the core 	<ul style="list-style-type: none"> - Für die Primärkühlmitteldruckleitung und die Saugleitung in der Primärzelle wurde Bruchausschluss nachgewiesen. Es wird daher nur ein Leck mit einer Leckfläche $\leq 25 \text{ cm}^2$ unterstellt. - RESA, Notkühlung, Primärpumpen laufen weiter. - Durch das unterstellte Leck an der ungünstigsten Stelle (Kerneintritt) des Primärkühlsystems fällt der Kerndurchsatz nicht unter den Mindestdurchsatz von 180 kg/s. Die ausreichende Kernkühlung ist auch ohne Reaktorabschaltung sichergestellt. 	Nein
Primärkühlmittelverlust mit einer Leckfläche $> 25 \text{ cm}^2$	<ul style="list-style-type: none"> - Rupture of the primary coolant boundary - Reduction in coolant flow due to bypassing of the core 	<ul style="list-style-type: none"> - Für die Primärkühlmitteldruckleitung und die Saugleitung in der Primärzelle wurde Bruchausschluss nachgewiesen. Die Bruchhäufigkeit beträgt daher $< E-07$. - Aufgrund der geringen Bruchhäufigkeit zu vernachlässigen 	Nein
Leckagen am Zentralkanal	<ul style="list-style-type: none"> - Rupture of the primary coolant boundary - Rupture of the primary coolant boundary leading to a loss of flow - Reduction in coolant flow due to bypassing of the core 	<ul style="list-style-type: none"> - Durch konstruktive Gestaltung des Zentralkanals sind Lecks auf einen Leckquerschnitt von 25 cm^2 begrenzt. Aufgrund der mit fortschreitender Neutronenbestrahlung verbundenen Werkstoffversprödung ist vorgesehen, den Zentralkanal nach 10,5 Vollastjahren auszutauschen. - Das in den Moderator tank einströmende Primärkühlmittel wird über eine mit einem Sicherheitsventil abgesicherte Entlastungsleitung direkt in die Primärzelle und über den zum Primärkühlsystem gehörenden Überlauf in das Absetzbecken geführt. Die Kernkühlung wird durch dieses Ereignis nicht gefährdet. 	Nein
Leck im Primärwärmetauscher (25 cm^2)	Rupture of the primary coolant boundary	Führt infolge Druckstaffelung zum Übertritt von Primärkühlmittel in den geschlossenen Sekundärkühlkreislauf, der für den zulässigen Betriebsüberdruck des Primärkühlsystems ausgelegt ist. Die Leckage wird durch Aktivitätsmessstellen angezeigt und der Reaktor betrieblich abgeschaltet.	Nein
Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens	Rupture of the primary coolant boundary	<ul style="list-style-type: none"> - Bruchausschluss für die Primärkühlmittelleitungen in der Primärzelle, daher Leckfläche max. 25 cm^2 - RESA, Notkühlung über abgefallenen Beckenwasserfüllstand - Kühlmittelverlust aus dem Reaktorbecken in die Primärzelle 	Ja
Leckage am Reaktorbeckenkühlsystem		Durch konstruktive Gestaltung wird ein mögliches Leerhebern des Reaktor- und Absetzbeckens verhindert (Siphonbrecher).	Nein

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Leckage am Primärkühlmittel-Reinigungssystem		Durch konstruktive Gestaltung wird ein mögliches Leerhebern des Reaktor- und Absetzbeckens verhindert (Siphonbrecher).	Nein
Leck an der Beckenauskleidung	Damaged pool	<ul style="list-style-type: none"> - Wird durch das Leckageüberwachungssystem erkannt. Die Leckagerohre sind so dimensioniert, dass nur geringe Mengen abgeführt werden können. - Siehe auch auslösendes Ereignis „Absturz schwerer Lasten über dem Reaktorbecken und über Brennelementlagerpositionen im Absetzbecken“ 	Ja
Trenntorleckage bei abgesenktem Wasser Spiegel in einem Beckenteil		Eine Betonschwelle zwischen Reaktor- und Absetzbecken verhindert ein Leerlaufen des Absetzbeckens. Die dort abgestellten abgebrannten Brennelemente bleiben mit Wasser überdeckt.	Nein
Leckage an Strahlrohren	Failure of beam tubes or other penetrations.	<ul style="list-style-type: none"> - Ein Leck an einer Strahlrohrnase führt zum Eindringen von D₂O in die mit Schutzgas geflutete Strahlrohrnase. Die Kühlbarkeit des Kerns ist von diesem Ereignis nicht betroffen. - Bei abgeschalteter Anlage kann bei einer Leckage im wasserführenden Teil des Strahlrohrflutsystems Beckenwasser auslaufen. Das Auslaufen des Beckenwassers wird durch Einrichtungen, die die Heberwirkung unterbrechen, begrenzt. 	Nein
	Loss of coolant to fuel during transfer or storage	Die Brennelemente sind stets ausreichend mit Wasser überdeckt.	Nein

Für das Primärkühlsystem gilt der Bruchausschluss. Es sind daher nur Lecks oder Brüche bis zu einer Leckfläche von maximal 25 cm² zu unterstellen. Sicherheitstechnisch bedeutsam sind insbesondere solche Lecks, die zu einem Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktorbecken führen.

Die an das Reaktorbecken angeschlossenen Hilfssysteme (Primärkühlmittel-Reinigungssystem, das Reaktorbeckenkühlsystem, das Moderatorkühlsystem und das Warmschichtsystem) sind mit sehr zuverlässigen Einrichtungen zur Unterbrechung der Heberwirkung ausgestattet, um bei Lecks ein Leerhebern des Reaktorbeckens zu verhindern. Die eingebauten Siphonbrecher kommen ohne bewegliche Teile aus. Lecks an diesen Systemen können daher vernachlässigt werden.

5.5 Übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen

Mögliche übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen sind in der folgenden Tab. 5.5 aufgelistet.

Tab. 5.5 Übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Interner Brand	Internal fires or explosions	Die Anlage erfüllt die gültigen Regelwerksanforderungen bezüglich des bautechnischen, anlagentechnischen und betrieblichen Brandschutzes. Daher sind durch anlageninterne Brände keine dominierenden Beiträge zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen zu erwarten. Ereignis ist entsprechend /FAK 05/ zu betrachten	Ja
Interne Überflutung	Internal flooding	Durch die vorhandenen Vorkehrungen sind keine unzulässigen Rückwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen zu besorgen. Ereignis ist entsprechend /FAK 05/ zu betrachten	Ja
Interne Explosion	Internal fires or explosions	Ausströmen explosibler Gase aus benachbarten Gaslagern wurde untersucht. Die Untersuchungen ergaben keine unzulässigen Auswirkungen.	Nein
Druckwellen infolge Störlichtbögen in der 20-kV-Schaltanlage		Keine unzulässigen Auswirkungen auf Baustrukturen	Nein
Absturz eines Brennelements beim Brennelementwechsel Absturz des Brennelementtransportbehälters	Mechanical damage to core or fuel (e.g. mishandling of fuel, dropping of a transfer flask onto the fuel);	Bei der Handhabung von Brennelementen und Brennelementtransportbehältern im Bereich des Reaktorbeckens und der Brennelementlagerpositionen kommt ein Hebezeug zum Einsatz, welches nach den Anforderungen der KTA-Regeln 3902 und 3905 ausgelegt ist. Unzulässige Auswirkungen bei der Handhabung dieser Lasten sind daher nicht zu unterstellen. Abstürze von Brennelementen sind in den deutschen KKW aufgetreten. Sie führten nicht zu Leckagen an der Lagerbeckenauskleidung.	Nein

Auslösendes Ereignis (Unterlagen zur Referenzanlage)	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Absturz schwerer Lasten über dem Reaktorbecken und über Brennelementlagerpositionen im Absetzbecken	Mechanical damage to core or fuel (e.g. mishandling of fuel, dropping of a transfer flask onto the fuel);	Das Hebezeug im Bereich des Reaktorbeckens und der Brennelementlagerpositionen erfüllt die Anforderungen der KTA-Regeln 3902 und 3905. Vorsorglich werden bei Betrieb des Reaktors schwere Lasten im Bereich des Reaktorbeckens nicht gehandhabt. Ein Lastabsturz mit unzulässigen Auswirkungen ist daher nicht zu unterstellen. In der deutschen Betriebserfahrung mit KKW ist ein Leck an der Beckenauskleidung durch einen Lastabsturz aufgetreten. Das Ereignis wird bei Leckagen an der Beckenauskleidung betrachtet.	Ja

Für die probabilistische Bewertung von internen Bränden und Überflutungen wurden im PSA-Leitfaden /FAK 05/ geeignete Methoden bereitgestellt. Die Untersuchungen (Brand-PSA, Überflutungs-PSA) sind sehr aufwendig und können daher nicht Gegenstand dieser Untersuchung sein.

Abstürze von Brennelementen sind der GRS weder aus deutschen noch aus ausländischen Forschungsreaktoren bekannt. Dagegen sind Abstürze von Brennelementen in den deutschen KKW aufgetreten. Sie führten aber nicht zu Leckagen an der Lagerbeckenauskleidung. Durch das erheblich geringere Gewicht der Brennelemente des Forschungsreaktors im Vergleich zu denen der deutschen KKW (SWR: ca. 280 kg), ist auch bei Abstürzen von Brennelementen im Forschungsreaktor nicht mit einem Leck an der Lagerbeckenauskleidung zu rechnen. Der Absturz eines Brennelements wird deshalb in der vorliegenden PSA nicht untersucht.

Quantitative Bewertungen zur Zuverlässigkeit von Hebezeugen liegen uns nicht vor. Durch die Auslegung der Hebezeuge im Bereich des Reaktorbeckens und der Brennelementlagerpositionen sind derzeit durch Lastabstürze als Folge von Funktionsstörungen in diesem Bereich keine dominierenden Beiträge zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen zu erwarten. Vorsorglich werden bei Betrieb des Reaktors schwere Lasten im Bereich des Reaktorbeckens nicht gehandhabt.

Aus der deutschen Betriebserfahrung ist eine Leckage am BE-Lagerbecken durch Lastabsturz bekannt. Im KKW Würgassen kam es bei Leistungsbetrieb der Anlage zu einem

Leck am Beckenboden durch den Absturz eines Werkzeuges, ME1991/031. Die Leckrate betrug 230 l/h. Das Werkzeug, eine Vorrichtung zum Zerschneiden benutzter Brennelementkästen, wurde geborgen und das Leck mit einer Dichtglocke abgedichtet. Das Ereignis wird in der Ereignisgruppe Kühlmittelverluststörfälle als Leckage an der Beckenauskleidung betrachtet (vgl. Tab. 5.7)

5.6 Übergreifende Einwirkungen von außen

Mögliche übergreifende Einwirkungen von außen sind in der folgenden Tab. 5.6 aufgelistet.

Tab. 5.6 Übergreifende Einwirkungen von außen

Auslösendes Ereignis aus Unterlagen zur Referenzanlage und /FAK 05/	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Erdbeben	Earthquakes (including seismically induced faulting and landslides)	Die Referenzanlage ist gegen die Lasten aus dem Bemessungserdbeben ausgelegt. Ereignis ist entsprechend /FAK 05/ zu betrachten.	Ja
Hochwasser	Flooding (including failure of an upstream/ downstream dam and blockage of a river and damage due to tsunami or high waves)	Bei einem 10000-jährlichen Hochwasser (474,6 m ü NN) würde die 0 m-Kote der Anlage um ca. 10 cm überschritten. Gemäß BHB sind bei Hochwasser temporäre Schutzmaßnahmen durchzuführen, um das Eindringen von Wasser in Gebäude mit sicherheitstechnisch relevanten Einrichtungen zu verhindern. Ereignis ist entsprechend /FAK 05/ zu betrachten.	Ja
Sturm Hohe Windgeschwindigkeiten	Tornadoes and tornado missiles, Hurricanes, storms	Die Bauwerke sind gemäß DIN 1055 gegen Windlasten ausgelegt. Über diese konventionelle Auslegung hinaus gibt es keine spezielle Auslegung der Gebäude gegen Sturm. Durch die Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabstürze sind keine unzulässigen Auswirkungen auf das Reaktorbecken und die Notkühlsysteme zu unterstellen.	Nein
Blitzschlag	Lightning Lightning strikes	Die Schutzeinrichtungen genügen den Anforderungen der Regelwerke (KTA 2206, die IEC 1024-1 und die DIN VDE 0100 Teil 540). Die Anlage wird durch Blitzschlag nicht unzulässig beeinträchtigt.	Nein

Auslösendes Ereignis aus Unterlagen zur Referenzanlage und /FAK 05/	Auslösendes Ereignis aus IAEA SSR 80 /IAE 14/	Auswirkungen, Vorkehrungen, Bemerkungen	Zu untersuchen?
Flugzeugabsturz	Aircraft crashes	Notwarte sowie Notfallmaßnahmen zur Sicherstellung der Wasserüberdeckung des Reaktorkerns sind vorhanden. Ereignis ist entsprechend /FAK 05/ zu betrachten.	Ja
Explosionsdruckwelle Äußere Druckwelle aus chemischen Reaktionen	Explosions	Das Reaktorgebäude ist entsprechend den standortunabhängigen Vorgaben der BMI-Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen ausgelegt. Aufgrund der örtlichen Gegebenheiten ist keine Beeinträchtigung zu erwarten.	Nein
Äußerer Brand	Fires	Zur Vermeidung des Eintrages von Rauch und heißen Brandgasen in die relevanten Gebäude werden Vorkehrungen zur Abschaltung der Zuluft getroffen. Damit wird den grundsätzlichen Anforderungen der KTA 2101 entsprochen.	Nein
Giftgaswolke	Toxic spills	In Quellen zur Referenzanlage nicht betrachtet.	*
Transportunfälle Kollisionen	Accidents on transport routes (including collisions into the research reactor's building)	In Quellen zur Referenzanlage nicht betrachtet.	*
Äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe Einwirkungen von benachbarten Anlagen	Effects from adjacent facilities (e.g. nuclear facilities, chemical facilities and waste management facilities)	Auswirkungen einer Explosion, ausgehend von der in ca. 950 m Entfernung liegenden Erdgashochdruckleitung wurden betrachtet. Wie unter „Explosionsdruckwelle“ ausgeführt, ist keine Beeinträchtigung zu erwarten. Von benachbarten Anlagen sind keine unzulässigen Einwirkungen zu erwarten.	Nein
biologische Phänomene	Biological hazards, such as microbial corrosion, structural damage or damage to equipment by rodents or insects	In Quellen zur Referenzanlage nicht betrachtet.	*
extreme Wettersituationen	Extreme meteorological phenomena	In Quellen zur Referenzanlage nicht betrachtet.	*
	Power or voltage surges on the external electrical supply line.	In Quellen zur Referenzanlage nicht betrachtet.	*

* Bisher liegen für diese Einwirkungen keine Untersuchungen hinsichtlich ihrer Relevanz für die betrachtete Anlage vor. Für diese Ereignisse sind also weitere Betrachtungen, ggf. in einem Folgevorhaben, erforderlich.

Zunächst sind die entsprechend dem PSA-Leitfaden /FAK 05/ zu betrachtenden Einwirkungen Flugzeugabsturz, Erdbeben und Hochwasser zu untersuchen.

5.7 Zu untersuchende auslösende Ereignisse

Durch die unterschiedlichen systemtechnischen Zustände während der verschiedenen Anlagenbetriebszustände sind die einzelnen auslösenden Ereignisse nur für bestimmte Betriebsphasen relevant.

- **Reaktivitätsstörungen:**
Die zu betrachtende Reaktivitätsstörung ist nur für den Leistungsbetrieb der Anlage relevant. Nur in diesen Phasen werden Leistungsänderungen durchgeführt. In den anderen Betriebsphasen wird der Reaktor durch beide Abschaltssysteme unterkritisch gehalten oder das Brennelement befindet sich in einem Lagergestell.
- **Transienten:**
Die zu betrachtenden Transienten sind nur für den Leistungsbetrieb der Anlage relevant. Nur in diesen Phasen müssen das Brennelement im Kern und die Konverterplatte mit der betrieblichen Kühlkette (Primärkühlsystem => Sekundärkühlsystem => Tertiärkühlsystem) bzw. dem Konverterkühlsystem zwangsgekühlt werden. Eine Ausnahme ist der Notstromfall, welcher sich auch bei Notkühlbetrieb auf die Kernkühlung auswirken kann.
- **Kühlmittelverluststörfälle:**
Ein Leck am Primärkühlsystem außerhalb des Beckens kann nur bei Leistungsbetrieb der Anlage auftreten, da dieses System nur in diesen Phasen zur Kernkühlung betrieben wird. Lecks am Reaktor- oder Absetzbecken durch Lastabstürze können in allen Anlagenbetriebszuständen auftreten. Diese können im ungünstigsten Fall auch zu einer Freilegung von Brennelementen führen.
- **Übergreifende Einwirkungen:**
Übergreifende Einwirkungen können im Leistungsbetrieb und im Notkühlbetrieb zum Ausfall der Kernkühlung führen und sind daher in diesen Phasen zu untersuchen. Nur bei Erdbeben und Flugzeugabsturz ist ein Integritätsversagen des Beckens oder angeschlossener Rohrleitungen denkbar. Daher ist diese Einwirkung auch für den Stillstands- und den Bereitschaftsbetrieb relevant.

Basierend auf den vorangegangenen Überlegungen ergibt sich das in der folgenden Tab. 5.7 aufgelistete Spektrum der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse. Die auslösenden Ereignisse wurden den für sie relevanten Anlagenbetriebszuständen zugeordnet.

Tab. 5.7 Zu untersuchende auslösende Ereignisse

Auslösendes Ereignis		Anlagenbetriebszustände				
		L1	LB	NB	SB	BB
Reaktivitätsstörungen						
RR	Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit	X	X			
Transienten						
TN	Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall, intern, extern)	X	X	X		
TS	Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	X	X			
TK	Ausfall der Kühlung der Konverterplatte	X	X			
Kühlmittelverluststörfälle						
LP	Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens	X	X			
LB	Leck an der Beckenauskleidung	X	X	X	X	X
Übergreifende Einwirkungen von innen						
BR	Interner Brand	X	X	X		
IF	Interne Überflutung	X	X	X		
Übergreifende Einwirkungen von außen						
EB	Erdbeben	X	X	X	X	X
HW	Hochwasser	X	X	X		
FA	Flugzeugabsturz	X	X	X	X	X

L1 ...Leistungsbetrieb bis 200 kW (1 % Nennleistung)

LB ...Leistungsbetrieb über 200 kW bis 20 MW

NB ...Notkühlbetrieb

SB ...Stillstandsbetrieb

BB ...Bereitschaftsbetrieb

6 Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse

6.1 Vorgehensweise

Beobachtungszeitraum

In der GRS-Datenbank VERA sind die meldepflichtigen Ereignisse aus den deutschen Forschungsreaktoren seit dem Jahr 2003 elektronisch erfasst. Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse werden aufgrund der Vergleichbarkeit mit der Referenzanlage hinsichtlich Leistung und Betriebsweise und Verfügbarkeit der Daten nur deutsche Forschungsreaktoren mit einer Leistung > 1 MW berücksichtigt, welche über das Jahr 2003 hinaus in Betrieb waren. Folgende Anlagen werden betrachtet:

Tab. 6.1 Berücksichtigte Anlagen und Beobachtungszeitraum

Anlage		Leistung	Typ	Betrieb bis	Beobachtungszeitraum
Forschungsreaktor Geesthacht 1	FRG-1	5 MW	Loop	28.06.2010	65.664 h
Forschungsreaktor Jülich 2	FRJ-2	23 MW	Loop	02.05.2006	29.232 h
Berliner Experimentierreaktor II	BER-II	10 MW	Pool	In Betrieb	131.496 h
Forschungsreaktor München II	FRM II	20 MW	Pool	In Betr. seit 02.03.2004	121.272 h

Der ebenfalls in Betrieb befindliche Forschungsreaktor Mainz (FR MZ) wird hier nicht berücksichtigt, da er sich in Leistung und Betriebsweise von den oben aufgelisteten unterscheidet. Dieser Reaktor hat im Dauerbetrieb eine Leistung von 100 kW, die im Pulsbetrieb kurzfristig (mittlere Pulsdauer 25 ms) auf 250 MW erhöht werden kann. Der Reaktor verfügt über einen Lebenszeitkern, d. h. die Brennelemente sind seit Betriebsbeginn im Jahre 1965 im Kern eingesetzt. Ein Kernschaden ist auch bei einem schlagartigen Kühlwasserverlust nicht möglich /RSK 17/.

Insgesamt ergibt sich aus der Betriebserfahrung der hier betrachteten Anlagen ein Beobachtungszeitraum von 347.664 h (ca. 40 Jahre). Seit dem Jahr 2003 wurden aus den vier Anlagen 75 Ereignisse gemeldet.

Ermittlung der Bezugszeiten

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von auslösenden Ereignissen ist es erforderlich die Dauer der innerhalb des Beobachtungszeitraums aufgetretenen Betriebsphasen zu er-

mitteln, innerhalb derer die Ereignisse hätten auftreten können. Im Rahmen dieser Untersuchung wird zwischen Leistungsbetrieb (Anlagenbetriebszustände L1 und LB) und Nichtleistungsbetrieb (Anlagenbetriebszustände NB, SB und BB) unterschieden.

Tab. 6.2 Bezugszeiten

Anlage	Betriebsweise	Leistungs- betrieb in h	Nichtleis- tungsbe- trieb in h	Anzahl der Zyklen pro Jahr	Anzahl der Zyklen insgesamt
FRG-1	4 Vollastzyklen pro Jahr mit je 60 Tagen	43.147	22.517	4	30
FRJ-2	23 – 26 Tage Leistungsbe- trieb, 6 Zyklen pro Jahr	11.765	17.467	ca. 6	ca. 20
BER-II	2 Wochen Leistungsbetrieb gefolgt von einer War- tungswoche, ca. 165 ver- fügbare Experimentiertage in 2016, 161 in 2017, 153 geplant für 2018	65.748	65.748	ca. 12	ca. 204
FRM II	4 Vollastzyklen pro Jahr mit je 60 Tagen	79.686	41.586	4	55
Summe:		200.346	147.318		309

FRG-1:

Die Jahresberichte der Anlage liegen nicht vor. Nach Auskunft der zuständigen Behörde wurde der Reaktor in den letzten Betriebsjahren mit vier Zyklen von je 60 Tagen betrieben.

FRJ-2:

Die Jahresberichte der Anlage liegen nicht vor. Im Sicherheitsbericht wird von einem 23-Tage-Zyklus ausgegangen. Nach Auskunft des Betreibers wurden pro Jahr durchschnittlich sechs Lastzyklen von je vier Wochen gefahren.

BER-II:

Die Jahresberichte der Anlage liegen nicht vor. Ursprünglich wurde nach zwei Wochen Leistungsbetrieb eine Wartungswoche durchgeführt. Ferner befand sich die Anlage für Umrüstungen in den Jahren 2011 und 2012 über längere Zeiträume im Stillstand. Nach Auskunft des Betreibers hat die Anzahl der Experimentiertage in den letzten Jahren abgenommen. Für diese Untersuchung wird vereinfachend davon ausgegangen, dass sich die Anlage über den Zeitraum von 2003 – 2017 durchschnittlich in der Hälfte der Zeit im Leistungsbetrieb befand.

Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses wird unterschieden, ob das Ereignis mit konstanter zeitlicher Rate zu jedem Zeitpunkt der Betriebsphase oder ob es als mögliche Konsequenz von Handlungen eintreten kann (siehe auch /FAK 05a/, Abschnitt 3.5.1). Im ersten Fall wird die Ereignisrate aus dem Quotienten der Anzahl der beobachteten Ereignisse und der kumulierten Zeit der Betriebserfahrung abgeschätzt. Ereignisse, die auf Handlungen bzw. Betriebsvorgänge zurückzuführen und damit unabhängig von der Dauer einer Betriebsphase sind, werden auf die Anzahl der ausgewerteten Betriebsphasen (Zyklen) bezogen, in denen sie auftreten können.

Zur Berechnung der Wahrscheinlichkeiten aus der Betriebserfahrung wurde der Satz von Bayes verwendet. Beim Satz von Bayes werden die Wahrscheinlichkeiten als Zufallsvariablen betrachtet, das Ergebnis ist eine Verteilung. Für die zeitabhängigen auslösenden Ereignisse werden Gamma-Verteilungen und für die handlungsabhängigen auslösenden Ereignisse Beta-Verteilungen verwendet. /FAK 05a/.

6.2 Fehlerhaftes Ausfahren eines Regelstabs

Regelstäbe werden im Rahmen des Leistungsbetriebes (inklusive An- und Abfahren) verfahren. Bezugszeit ist daher der Leistungsbetrieb. Da es sich hier um eine Handlung auf Anforderung handelt, wird als Bezug die Anzahl der Zyklen (309) zugrunde gelegt. Im Beobachtungszeitraum wurden fünf Ereignisse gemeldet, bei denen Steuerstäbe fälschlich ausgefahren wurden. In allen Fällen wurde eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Ereignis	Anlage	Überschrift / Kurzbeschreibung
2005-005	FRJ-2	Reaktorschnellabschaltung durch Überschreitung der Grenzwerte der linearen Leistungsabschaltkanäle F1 bis F3
2005-012	FRJ-2	Schnellabschaltung durch Fehlbedienung
2006-005	BER-II	Reaktorschnellabschaltung durch Überschreiten der zulässigen Reaktorleistung (108 % von 7 MW) infolge Fehlbedienung beim Umtrimmen
2010-001	BER-II	Reaktorschnellabschaltung durch Überschreiten der zulässigen Reaktorleistung (108 % von 9,8 MW) infolge Fehlbedienung beim Steuerstabfahren
2016-004	BER-II	Reaktorschnellabschaltung durch Überschreiten der zulässigen Reaktorleistung infolge Fehlbedienung

Mit diesen Daten ergeben sich folgende Zuverlässigkeitskenngrößen:

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leistungsbetrieb	5,5	304,5	1,8E-02	pro Zyklus	Beta

Für die Referenzanlage mit ihren vier Zyklen pro Jahr ergibt sich somit eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von $7,2E-02/a$ für das fehlerhafte Ausfahren des Regelstabs.

6.3 Transiente beim Abfahren

Beim Abfahren müssen zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung nach dem Abschalten der Notkühlumpen die Naturumlaufklappen öffnen. Fallen diese aus, muss ein Zwangsumlauf durch wiederzuschalten mindestens einer Notkühl- oder Primärpumpe wiederhergestellt werden. Anlagenspezifisch wird von vier Zyklen pro Jahr ausgegangen. Somit ist die Eintrittshäufigkeit für die Abfahrtransiente $4/a$. Die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Naturumlaufklappen wird im Ereignisbaum berücksichtigt.

Bei der thermohydraulischen Analyse dieser Transiente traten nicht nachvollziehbare Phänomene auf, die besonders die Druckverläufe im Kern betrafen. Gründe für diese Ergebnisse werden im ATHLET-Code gesehen, der für diesen Anwendungsfall noch nicht ausreichend validiert ist. Deshalb wird dieses Ereignis von der weiteren Bewertung zunächst ausgeschlossen.

6.4 Notstromfall

Der Ausfall der Netzversorgung kann sich im Leistungsbetrieb (Anlagenbetriebszustände L1 und LB) und im Nichtleistungsbetrieb auf die Kernkühlung auswirken. Relevant ist hierbei der Zeitraum während der Notkühlung nach dem Abfahren (Anlagenbetriebszustand NB), da in der restlichen Zeit des Nachbetriebs die Wärme über Naturumlauf ohne Stromversorgung abgeführt wird. Daher wird unterschieden in Notstromfälle im Leistungsbetrieb und Notstromfälle während des Notkühlbetriebs. Da es sich beim Ausfall der Netzversorgung um ein zeitabhängiges Ereignis handelt, werden die oben ermittelten Bezugszeiten herangezogen. Im Beobachtungszeitraum traten die folgenden Notstromfälle auf:

Ereignis	Anlage	Zustand	Überschrift / Kurzbeschreibung
2004-004	FRG-1	LB	Ausfall der Notstromversorgung SBA1
2004-007	FRJ-2	NLB	Spannungsausfall im übergeordneten Stromnetz des Forschungszentrums Jülich

Mit diesen Daten ergeben sich folgende Zuverlässigkeitskenngrößen:

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leistungsbetrieb	1,5	200.346	7,5E-06	pro Stunde	Gamma
Nichtleistungsbetrieb	1,5	147.318	1,0E-05	pro Stunde	Gamma

Für die Referenzanlage ergibt sich für den Notstromfall im Leistungsbetrieb (5.760 h/a) eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von 4,3E-02/a und im Notkühlbetrieb (12 h/a) von 1,2E-04/a.

6.5 Ausfall der Wärmesenke

Im Leistungsbetrieb muss die im Reaktor anfallende Wärme über die Kühlkette Primärkühlsystem, Sekundärkühlsystem und Tertiärkühlsystem an die Umgebung abgeführt werden. Bezugszeit ist daher der Leistungsbetrieb. Es wird hier davon ausgegangen, dass es sich beim Ausfall der Wärmesenke um ein zeitabhängiges Ereignis handelt. Im Beobachtungszeitraum trat ein Ausfall (Abschaltung) einer Sekundärpumpe auf, welcher hier als Ausfall der Wärmesenke gewertet wird:

Ereignis	Anlage	Überschrift / Kurzbeschreibung
2005-007	FRG-1	Ausfall des Notstromaggregates SBA1 mit Abschaltung der Sekundärpumpe

Mit diesen Daten ergeben sich folgende Zuverlässigkeitskenngrößen:

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leistungsbetrieb	1,5	200.346	7,5E-06	pro Stunde	Gamma

Für die Referenzanlage ergibt sich für den Ausfall der Wärmesenke (5.760 h/a Leistungsbetrieb) eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von 4,3E-02/a.

6.6 Ausfall der Kühlung der Konverterplatte

Nach Kenntnis der GRS verfügt nur die Referenzanlage über eine besondere Brennstoffplatte („Konverter“) mit deren Hilfe durch Kernspaltungen schnelle Neutronen bereit-

gestellt werden können. Als Bezugszeit ist daher der Leistungsbetrieb der Referenzanlage heranzuziehen. Der Ausfall von Konverterkühlumpen kann ohne Gegenmaßnahmen zur Beschädigung der Konverterplatte und zu einer Aktivitätsfreisetzung führen. In der Referenzanlage trat im Beobachtungszeitraum kein Ausfall der Kühlung der Konverterplatte auf.

Mit diesen Daten ergeben sich folgende Zuverlässigkeitskenngrößen:

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leistungsbetrieb	0,5	79.686	6,3E-06	pro Stunde	Gamma

Für die Referenzanlage ergibt sich für den Ausfall der Kühlung der Konverterplatte (5.760 h/a Leistungsbetrieb) eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von 3,6E-02/a.

6.7 Leck am Primärkühlsystem

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten für ein Leck am Primärkühlsystem ist in /HEC 17/ ausführlich dokumentiert.

Für die Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten werden probabilistische bruchmechanische Berechnungen mit dem GRS-Computercode PROST /HEC 16a/ durchgeführt. Das Vorgehen basiert auf den Untersuchungen in /HEC 16b/ zur Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen und ist in /HEC 17/ beschrieben.

In diesem Zusammenhang sei betont, dass bei der Anwendung der Methodik auf die Forschungsreaktor-Leitungen nicht von der Existenz eines Lecküberwachungssystems ausgegangen wird, das für den Nachweis des Bruchausschlusses nach KTA 3206 /KTA 15/ erforderlich ist.

Zusammenfassend erhält man Leckwahrscheinlichkeiten für die betrachteten Rohrleitungen im Bereich von 1,1E-07 bis 1,9E-06 pro leckrelevanter Stelle. Die Bruchwahrscheinlichkeiten betragen 2E-09 bis 1E-08. Die wesentlichen Ergebnisse sind in Tab. 6.3 zusammengefasst.

Tab. 6.3 Zusammenfassung der Ergebnisse für Rohrleitungsleckagen/-brüche

	DN 15		DN 25		DN 50	
	Leck	Bruch	Leck	Bruch	Leck	Bruch
Start-WSK	1,0E-08	9,9E-10	2,3E-08	2,6E-10	5,8E-08	4,1E-12
Betrieb-WSK	9,8E-08	9,4E-09	3,5E-07	5,1E-09	1,9E-06	2,0E-09
Jährliche WSK	3,3E-09	3,2E-10	1,2E-08	1,7E-10	6,2E-08	-
Gesamt-WSK	1,1E-07	1,0E-08	3,8E-07	5,4E-09	1,9E-06	2,0E-09
β -Index	2,9	3,7	2,6	6,0	2,3	5,6
Lecks/Brüche	10		70		1.000	

- vernachlässigbar

In der Gegenüberstellung aller Ergebnisse kann man feststellen, dass bei größeren Rohrleitungen Leckagen immer wahrscheinlicher werden (β wird immer kleiner), während Brüche immer unwahrscheinlicher werden. Das Verhältnis von Leck- zu Bruchwahrscheinlichkeiten wird für größere Nennweiten immer größer. Dieses Verhalten steht zwar qualitativ im Einklang mit der Faustformel $DN/2,5$ aus der Betriebserfahrung von Leistungsreaktoren, quantitativ sind die Werte jedoch stark verschieden.

Mit den Schätzungen zur Anzahl der leckrelevanten Stellen L_D (18 für DN 15 und 4 für DN 25) lässt sich die jährliche Häufigkeit von Lecks in Rohrleitungen DN 15 und DN 25 gemäß Gleichung (6.1) ableiten.

$$\lambda_L = 1 - (1 - p_{Leck})^{L_D} \approx L_D p_{Leck} \quad (6.1)$$

Rohrleitungen mit DN 50 wurden in dem Systemschaltplan für das Primärkühlsystem nicht gefunden. Diese Ergebnisse ergeben eine jährliche Leckhäufigkeit von $5,9E-08$ für DN 15 und $4,8E-08$ für DN 25 im Gesamtsystem. Das ergibt insgesamt eine Leckereintrittshäufigkeit von $1,07E-07/a$.

6.8 Leck am Reaktor-/Absetzbecken durch Lastabsturz

Lecks an der Beckenauskleidung als Folge von Lastabstürzen können durch den Kühlmittelverlust die Brennelementkühlung im Leistungsbetrieb und im Nichtleistungsbetrieb beeinträchtigen. Bezugszeiten sind daher der Leistungsbetrieb und der Nichtleistungsbetrieb. Da die Bewegung von Lasten über oder am Becken auf bestimmte Handlungen in der Anlage zurückzuführen ist, wird als Bezug die Anzahl der Zyklen (309) zugrunde gelegt. In den betrachteten Anlagen trat im Beobachtungszeitraum kein Lastabsturz mit der Folge eines Lecks am Reaktor-/Absetzbecken auf.

Randbedingung	Alpha	Beta	Erwartungswert	Bezug	Verteilungstyp
Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb	0,5	309,5	1,6E-03	pro Zyklus	Beta

Die Häufigkeit von Lastbewegungen über oder am Becken in Bezug auf den Leistungsbetrieb und den Nichtleistungsbetrieb ist uns nicht bekannt. Daher wird die ermittelte Eintrittswahrscheinlichkeit zu gleichen Teilen auf den Leistungsbetrieb und den Nichtleistungsbetrieb aufgeteilt. Somit ergibt sich für ein Leck am Reaktor-/Absetzbecken durch Lastabsturz für den Leistungsbetrieb eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von 3,2E-03/a und für den Nichtleistungsbetrieb eine Eintrittshäufigkeit (Erwartungswert) von ebenfalls 3,2E-03/a.

6.9 Übersicht der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse

Die folgende Tabelle gibt eine Übersicht über die ermittelten Eintrittshäufigkeiten der betrachteten auslösenden Ereignisse bezogen auf ein Jahr.

Tab. 6.4 Eintrittshäufigkeiten der betrachteten auslösenden Ereignisse

Auslösendes Ereignis		Eintrittshäufigkeit	
		Leistungsbetrieb (L1, LB)	Nichtleistungsbetrieb (NB, SB, BB)
AB	Transiente beim Abfahren	-	4/a *)
RR	Ausfahren des Regelstabs mit max. Geschwindigkeit	7,2E-02/a	-
TN	Ausfall der Netzversorgung (Notstromfall, intern, extern)	4,3E-02/a	1,2E-04/a
TS	Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	4,3E-02/a	-
TK	Ausfall der Kühlung der Konverterplatte	3,6E-02/a	-
LP	Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens	1E-07/a	-
LB	Leck an der Beckenauskleidung	3,2E-03/a	3,2E-03/a
HW	Hochwasser	1E-04/a	-
Fa	Flugzeugabsturz, Fall a (große Verkehrsflugzeuge)	3E-10/a	
Fb	Flugzeugabsturz, Fall b (Militärmaschinen)	3E-08/a	
Fc	Flugzeugabsturz, Fall c (kleine Zivilflugzeuge)	3E-07/a	

*) Ereignis wird von der weiteren Bewertung ausgeschlossen (vgl. Abschnitt 6.3)
- Das Ereignis ist für diese Betriebsphase nicht relevant

6.10 Abschätzung des Beitrages der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse

Bei der Auswahl der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse wurden verschiedenen Ereignisse aufgrund ihrer geringen Eintrittshäufigkeit oder weil sie hinsichtlich ihrer Auswirkungen durch andere Ereignisse abgedeckt sind nicht weiter betrachtet. Für diese Ereignisse wird im Folgenden die Brennstabschadenshäufigkeit abgeschätzt. Dadurch soll sichergestellt werden, dass von diesen Ereignissen nur ein vernachlässigbarer Beitrag zur Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen ausgeht.

Reaktivitätsstörungen

Die folgenden vernachlässigten Ereignisse führen zu einer Reaktivitätszunahme:

- **Langsamer Leistungsanstieg über die Nennleistung im Leistungsbereich:**
Bei der Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für das auslösende Ereignis „Fehlerhaftes Ausfahren des Steuerstabes“ wurde nicht zwischen langsamen und schnellen Ausfahrvorgängen unterschieden. Langsame Leistungsanstiege sind daher bereits im auslösenden Ereignis „Fehlerhaftes Ausfahren des Steuerstabes“ mitberücksichtigt. Daher ergibt sich aus diesem Ereignis kein zusätzlicher Beitrag zur Schadenshäufigkeit.
- **Reaktivitätsrückwirkungen aus experimentellen Einbauten:**
Durch die Auslegung der experimentellen Einbauten (Basissicherheit) ist für deren Versagen (Brüche) nur eine sehr geringe Eintrittshäufigkeit (ca. $1\text{E-}07/\text{a}$) zu unterstellen. Mit der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen zur Beherrschung von Reaktivitätsstörungen ($< 1\text{E-}04$) ergibt sich für diese Reaktivitätsrückwirkungen ein Beitrag von ca. $1\text{E-}11/\text{a}$.

Transienten

Die folgende Transiente wurde nicht im Detail untersucht:

- **Ausfall aller Primärpumpen:**
Das Ereignis ist durch die Untersuchung des als viel häufiger einzustufenden Notstromfalls abgedeckt. Für eine Abschätzung des Beitrages dieses Ereignisses können die GVA-Daten des PSA-Leitfadens herangezogen werden. Die Ausfallrate für eine Gruppe von 4 von 4 Kreiselumpen beträgt $5\text{E-}07/\text{h}$ (/FAK 05a/, siehe

Tab. A 2.14-11). Für einen Zyklus von 60 Tagen ergibt sich eine mittlere Eintrittswahrscheinlichkeit von $3,6E-04$. Mit der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen zur Beherrschung des Notstromfalls (ca. $2,6E-04$) ergibt sich für diese Transiente ein Beitrag von ca. $9,4E-08$ /Zyklus und somit von $3,7E-07/a$.

- Übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen:
Für interne Brände und Überflutungen wurden keine Untersuchungen durchgeführt, da der damit verbundene Aufwand den Rahmen dieses Vorhabens überschreitet. Zu dem wären dafür Informationen aus der Anlage erforderlich (z. B. Kabelwege, Behälterinventare), welche der GRS derzeit nicht vorliegen. Eine einfache Abschätzung des Beitrages dieser Ereignisse ist nicht möglich. Es ist geplant diese Einwirkungen in einem Nachfolgevorhaben zu untersuchen.
- Übergreifende Einwirkungen von außen:
Für die äußeren Einwirkungen Erdbeben, extreme Witterung (Blitzschlag, Sturm, Niederschläge), externe Brände, Explosionsdruckwelle, Giftgaswolke, biologische Phänomene wurden keine Untersuchungen durchgeführt, da der damit verbundene Aufwand den Rahmen dieses Vorhabens überschreitet. Eine einfache Abschätzung des Beitrages dieser Ereignisse ist derzeit nicht möglich. Dazu müssten zunächst die Eintrittshäufigkeiten für diese Ereignisse abgeschätzt werden. Es ist geplant diese Einwirkungen in einem Nachfolgevorhaben zu untersuchen.

Zusammenfassung

In der folgenden Tab. 6.5 sind die Ergebnisse der durchgeführten Abschätzung zusammenfassend dargestellt.

Tab. 6.5 Ergebnisse der Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten Ereignissen

Ereignis	Häufigkeit für Brennstabschadenszustände
Reaktivitätsrückwirkungen aus experimentellen Einbauten	1E-11/a
Ausfall aller Primärpumpen	3,7E-07/a.
Summe:	ca. 4E-07/a

Insgesamt ergibt sich aus den nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen ein Beitrag zur Brennstabschadenshäufigkeit von ca. 4E-07/a. Das bedeutet einen relativen Beitrag von weniger als 3 %. Gemäß PSA-Leitfaden /FAK 05/ brauchen auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe im Sinne einer vertieften Analyse nicht weiter verfolgt zu werden, wenn sie zur Kernschadenshäufigkeit bzw. Gefährdungshäufigkeit in Summe nicht mehr als etwa 20 % beitragen, einzelne auslösende Ereignisse nicht mehr als 10 %.

7 Ereignisablaufanalysen

7.1 Übergang von auslösenden Ereignissen zu Brennstabschadenszuständen

Auslösende Ereignisse werden auslegungsgemäß durch die vorhandenen Systemfunktionen beherrscht. Die Ereignisablaufanalyse untersucht – ausgehend vom auslösenden Ereignis – die Ereignisabläufe und resultierenden Anlagenzustände, die sich ergeben können, je nachdem ob die zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse erforderlichen Systemfunktionen verfügbar sind oder ausfallen. Ereignisabläufe, bei denen die Systemfunktionen zur Kühlung des Brennelementes ausfallen, werden als unbeherrschte Abläufe bezeichnet. Weiterhin werden Ereignisabläufe, die zu einer auslegungsüberschreitenden Temperatur im Primärkreis führen und die zum Integritätsverlust der Konverterplatte führen, als unbeherrscht gekennzeichnet (vgl. Abschnitt 7.3).

7.2 Genereller Ablauf

Die wesentlichen sicherheitsrelevanten Parameter der Anlage werden kontinuierlich durch den Reaktorschutz überwacht. Bei störungsbedingtem Erreichen von bestimmten Kriterien werden durch den Reaktorschutz sicherheitsgerichtete Maßnahmen zur Gewährleistung der Schutzziele ausgelöst. Bei der Referenzanlage wird gleichzeitig mit der automatischen Abschaltung der Anlage (RESA) das Notkühlsystem gestartet.

Reaktorschnellabschaltung

Das Abschalten des Reaktors erfolgt durch das Einfallen des Regelstabes und das gleichzeitige Einschließen der Abschaltstäbe in den Moderatorank. Jedes dieser beiden Schnellabschaltsysteme ist allein in der Lage, den Reaktor unterkritisch zu machen und zu halten. Die beiden Schnellabschaltsysteme sind diversitär aufgebaut und werden bei Erreichen von Abschaltkriterien gleichzeitig ausgelöst.

Langfristig besteht mit der Notfallmaßnahme „Moderatorablass“ eine weitere Möglichkeit zur Abschaltung des Reaktors, falls der Regelstab und die Abschaltstäbe nicht oder nicht vollständig eingefallen sind. Voraussetzung für den Erfolg dieser Notfallmaßnahme ist die Funktion des Primärkühlsystems inklusive des Sekundär- und des Tertiärkühlsystems, da nur über diese Kühlkette die gesamte Reaktorleistung abgeführt werden kann.

Notkühlung

Gleichzeitig mit der RESA wird das Notkühlsystem gestartet. Das Notkühlsystem verfügt über drei batteriegespeiste Notkühlpumpen. Die Einspeiseleitung jeder Notkühlpumpe ist durch eine Rückschlagarmatur mit dem Einspeise-Sammler des Primärkühlsystems verbunden. Diese Armaturen sind bei Betrieb der Primärpumpen durch den Differenzdruck geschlossen. Im Notstromfall öffnen sie sich selbständig frühestens 100 s nach Störfallbeginn. Zu diesem Zeitpunkt entspricht der Kühlungsbedarf des Kerns dem Durchsatz einer Notkühlpumpe. Nach dem Öffnen dieser Rückschlagarmaturen speisen für eine Übergangsphase neben den Notkühlpumpen auch noch die Primärpumpen in den Kern, bis nach weiterem Drehzahlabfall der Primärpumpen die Rückschlagarmatur der Primärdruckleitung schließt. Da die Primärpumpen bei Beginn der Notkühlpumpeneinspeisung (100 s) noch etwa doppelt so viel fördern wie zur Kühlung notwendig ist, ist ein sicherer Übergang der Kernkühlung von den Primärpumpen zu den Notkühlpumpen gewährleistet.

Die Kapazität der Batterien der drei Notkühlpumpen ist so ausgelegt, dass die zur sicheren Wärmeabfuhr notwendige Zeit (max. 3 h) der Zwangskonvektion (Abwärtsströmung) eingehalten wird. Die Batterien werden jedoch nur in Anspruch genommen, wenn weder die Netzversorgung noch die Diesel-Notstromversorgung zur Verfügung stehen. Am Ende dieser Zeit können die Notkühlpumpen abgeschaltet werden und der Kern wird, infolge der sich durch ihr Eigengewicht öffnenden Naturumlaufklappen am Einspeise-Sammler, mit Naturkonvektion gekühlt.

Als Wärmesenke für die Nachzerfallsleistung dient das Beckenwasser. Die Notkühlpumpen saugen Wasser aus dem Absetzbecken und fördern es durch den Kern und das Sieb am unteren Ende des Zentralkanals in das Reaktorbecken. Bei Naturkonvektionsbetrieb wird Wasser über dieses Sieb angesaugt, strömt von unten nach oben durch den Kern und gelangt über die geöffneten Naturumlaufklappen in das Becken wo die im Kern aufgenommene Nachzerfallsleistung an das Beckenwasser abgegeben wird. Das Beckenwasser (Inventar ca. 700 m³) kann die gesamte Nachzerfallswärme auch ohne Kühlung aufnehmen. Die maximal zulässige Beckenwassertemperatur von 80 °C wird hierbei nicht überschritten. Eine Wärmeabfuhr aus dem Becken erfolgt dabei nur über natürliche Wärmeverluste über die Wände und durch Beckenwasserverdunstung.

Bei Nichtverfügbarkeit des Notkühlsystems muss die Wärmeabfuhr aus dem Kern nach dem Auslaufen der Primärpumpen durch direkten Übergang in den Naturumlauf erfolgen. Zum Zeitpunkt des Stillstandes der Primärpumpen ist die Nachzerfallsleistung noch so hoch, dass bei der Strömungsumkehr im Kern Verdampfungs- und Kondensationsvorgänge stattfinden. Dies führt zu ungünstigeren Bedingungen der Wärmeabfuhr und zu mechanischen Belastungen des Kerns durch Druckstöße. Diese Druckstöße führen jedoch nicht zu solchen Schäden des Brennelementes, dass die weitere Kühlbarkeit gefährdet ist.

Kühlmittelergänzung

Bei einem Leck mit Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktor-/Absetzbecken ist zunächst das Leck zu orten und wenn möglich abzusperren. Gelingt es nicht das Leck abzusperren, so ist gemäß BHB Kühlmittel aus dem Deionat-Verteilungssystem über das Beckenkühlsystem in das Becken nachzuspeisen.

Wenn der Beckenfüllstand bei einem Leck nicht gehalten werden kann, so soll mit der Notfallmaßnahme „Beckenwassernachspeisung/Kernnotentladung“ Feuerlöschwasser in das Becken eingespeist werden. Diese Notfallmaßnahme ist durchzuführen, wenn der Beckenwasserspiegel bei abgeschalteten Primärpumpen um mehr als 2,7 m oder bei laufenden Primärpumpen um mehr als 4 m unter den normalen Füllstand abgefallen ist.

7.3 Endzustände

Brennstabschadenzustand („BS“ in den Ereignisbäumen)

Als unerwünschter Endzustand hinsichtlich der Brennstoffintegrität wurde im Konzeptgutachten zur Errichtung der Referenzanlage das Überschreiten einer Temperatur von 660 °C angegeben. Dieser Wert wird für die PSA übernommen. Er stimmt gut mit der Angabe der Schmelztemperatur für ein Aluminium-Cladding (650 °C) aus /IAE 92/ überein.

Unzulässiger Zustand im Primärkühlsystem und damit verbunden eine weiter unzulässige Aufheizung des Reaktorbeckens („RB“ in den Ereignisbäumen)

$T > 80^{\circ}\text{C}$ im Primärkühlsystem

Integritätsverlust der Konverterplatte („PS“ in den Ereignisbäumen)

Als Folge einer unzureichenden Kühlung der Konverterplatte bei Leistungsbetrieb wird ein Integritätsverlust der Konverterplatte mit nachfolgender Freisetzung von Radioaktivität in das Reaktorbecken angenommen.

7.4 Reaktivitätsstörungen

7.4.1 Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit

Durch Fehler bei der Bedienung des Regelstabes kann es zu einer unzulässigen Reaktivitätszufuhr kommen. Über die Reaktorschutzkriterien

- gleitender Grenzwert N16-korrigierte Neutronenflussdichte überschritten, Anfahrbereich und Leistungsbereich,
- N16-korrigierte Neutronenflussdichte im Leistungsbereich ist $> \max$, Leistungsbereich,
- Reziproke Periode des Weitbereichs der Neutronenflussdichtemessung ist $> \max$, und Impulsrate ist größer als Stabilitätsschwelle, Anfahrbereich und Leistungsbereich,

werden RESA und Notkühlung ausgelöst. Bei systematischen Fehlern in diesen Messeinrichtungen wird die RESA später durch die erhöhte Kühlmitteltemperatur ausgelöst.

Die Kernkühlung erfolgt weiter mit dem Primärkühlsystem. Die Notkühlpumpen werden automatisch parallel mit der RESA gestartet.

Der Ereignisablauf ist beherrscht, wenn der Reaktor mit dem Regelstab oder mit den Abschaltstäben abgeschaltet und mit dem Primärkühlsystem, dem Notkühlsystem oder über die Naturumlaufklappen gekühlt wird.

Bei Ausfall der Reaktorschnellabschaltung besteht noch die Möglichkeit den Reaktor durch Moderatorablass (Notfallmaßnahme) unterkritisch zu machen. Voraussetzung dafür ist, dass das Primärkühlsystem inklusive Sekundär- und Tertiärkühlsystem verfügbar sind, denn nur über diese Kühlkette kann die gesamte Reaktorleistung abgeführt werden.

Fehlerbedingtes Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit RESA Regelstabs	RESA Abschalt-stäbe	Moderator-ablass	Wärmeabfuhr mit Primärsystem (100% Leistung)	Nachwärmeabfuhr mit Primärkühl-system	Notkühlung mit JNB	Naturneurkühlung	No.	Freq.	Conseq.	Code	
RR	RESA1	RESA2	MOD	JEA2	JEA1	JNB	JEA				
								1		OK	
								2		OK	JEA1
								3		OK	JEA1-JNB
								4		BS	JEA1-JNB-JEA
								5		OK	RESA1
								6		OK	RESA1-JEA1
								7		OK	RESA1-JEA1-JNB
								8		BS	RESA1-JEA1-JNB-JEA
								9		OK	RESA1-RESA2
								10		BS	RESA1-RESA2-JEA2
								11		BS	RESA1-RESA2-MOD

Abb. 7.1 Ereignisablaufdiagramm: Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB

7.5 Transienten

7.5.1 Notstromfall

Leistungsbetrieb (Anlagenbetriebszustände L1 und LB):

Bei einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung fallen die laufenden Primärpumpen aus. Sie laufen dann schwungradgestützt aus. Über verschiedene Reaktorschutzkriterien (Durchfluss Primärkühlsystem, Differenzdruck zwischen Sammler und Becken, Kernaustrittstemperatur) wird RESA und Notkühlung ausgelöst.

Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung führt zum

- automatischen Start der Notstromdiesel,
- Öffnen der Kuppelschalter zwischen Normalnetzschiene und Notstromschiene
- Schließen der Generatorschalter und
- Zuschaltung der Notstrom-Verbraucher durch das Diesel-Automatikprogramm.

Zu einem Brennelementschadenzustand kann es kommen, wenn die Reaktorschnellabschaltung oder die Notkühlung ausfällt. Der Ausfall beider Schnellabschaltsysteme führt zu einem Brennelementschadenzustand, da die Notkühlpumpen nicht in der Lage sind die gesamte Leistung aus dem Kern abzuführen. Die Notkühlung ist ausgefallen, wenn das Notkühlsystem ausfällt oder der Naturumlauf über die Naturumlaufklappen nicht zustande kommt.

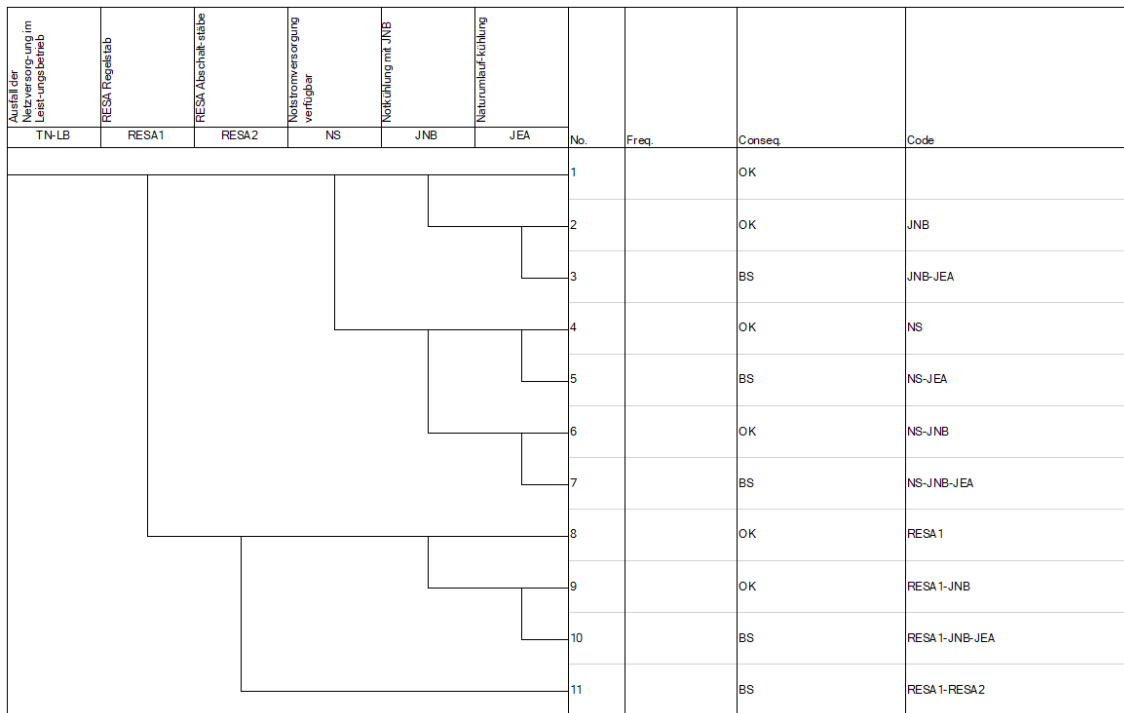


Abb. 7.2 Ereignisablaufdiagramm: Notstromfall für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB

Notkühlbetrieb (Anlagenbetriebszustand NB):

Nach einer Reaktorabschaltung wird der Reaktor für drei Stunden mit dem Notkühlsystem gekühlt. Bei einem Notstromfall in dieser Betriebsphase wird der Nachkühlbetrieb mit dem Notkühlsystem fortgesetzt. Die Stromversorgung des Notkühlsystems kann über die Notstromdiesel oder die Batterien erfolgen. Bei Ausfall des Notkühlsystems erfolgt die Nachwärmeabfuhr durch Naturumlauf über die Naturumlaufklappen.

Ausfall der Netzversorgung beim Notbetrieb	Notstromversorgung verfügbar	Kein BY d. Notkühlung mit JNB	Naturumlauf-Kühlung	No.	Freq.	Conseq.	Code
TN-NB	NS	JNB-BV	JEA				
				1		OK	
				2		OK	JNB-BV
				3		BS	JNB-BV-JEA
				4		OK	NS
				5		BS	NS-JEA
				6		OK	NS-JNB-BV
				7		BS	NS-JNB-BV-JEA

Abb. 7.3 Ereignisablaufdiagramm Notstromfall für den Anlagenbetriebszustand NB

7.5.2 Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge

Bei einem Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge kann die Wärme aus dem Reaktorkern nicht mehr oder nur noch unzureichend über die Primärwärmetauscher abgeführt werden. Da es sich beim Sekundärkühlsystem um ein 2 x 50 %-System handelt, führt bereits der Ausfall einer Sekundärkühlpumpe zu einer ungenügenden Wärmeabfuhr. Über die Reaktorschutzkriterien

- Kernaustrittstemperatur hoch und
- Kühlmittelaustrittstemperatur an den Primärwärmetauschern hoch

werden RESA und Notkühlung ausgelöst.

Die Primärpumpen laufen weiter und sorgen dadurch für einen weiteren Wärmeeintrag. Nach einer bestimmten Zeit werden deren Antriebe aufgrund der unzureichenden Motorkühlung abgeschaltet. Falls diese Schutzabschaltung versagt, ist es notwendig die Primärpumpen von Hand abzuschalten. Es steht dafür mehr als eine halbe Stunde Zeit zur Verfügung, ehe im Primärkühlsystem unzulässige Temperaturen ($T > 80^{\circ}\text{C}$) erreicht werden. Im BHB Abschnitt zu diesem Ereignisablauf wird auf die Notwendigkeit zur Abschaltung der Primärpumpen hingewiesen. Die Abschaltung kann entweder von Hand

oder durch die Anregung des Aggregateschutzes der Primärpumpen erfolgen. Die Abschaltung durch den Aggregateschutz wird für diese PSA nicht kreditiert, weil aus den vorliegenden Informationen über den Aggregateschutz nicht eindeutig abgeleitet werden kann, ob dieser rechtzeitig angeregt wird, so dass die Kühlmitteltemperatur 80 °C nicht übersteigt. Solange die Primärpumpen laufen kann das Notkühlsystem nicht in den Zentralkanal einspeisen, da die Rückschlagklappen des Notkühlsystems am Sammler durch den Druck der laufenden Primärpumpen geschlossen gehalten werden. Solange die Primärpumpen laufen wird die Nachwärme und die Pumpenverlustleistung laut über die Oberflächen der Primärkühlleitungen an das Beckenwasser abgegeben.

Die Nachwärmeabfuhr kann bei diesem Ereignisablauf mit den Notkühlpumpen oder bei Ausfall des Notkühlsystems durch direkten Übergang in den Naturumlauf erfolgen. Dieser direkte Übergang ist jedoch nur möglich, wenn zuvor die Primärpumpen abgeschaltet wurden, da sonst die Naturumlaufklappen nicht öffnen können.

Zu einem Brennelementschadenzustand kann es kommen, wenn die Reaktorschnellabschaltung oder die Notkühlung ausfällt. Ein unzulässiger Zustand im Primärkühlsystem ($T > 80 \text{ °C}$) und damit verbunden eine weiter unzulässige Aufheizung des Reaktorbeckens tritt ein, wenn die Primärpumpen nicht abgeschaltet werden.

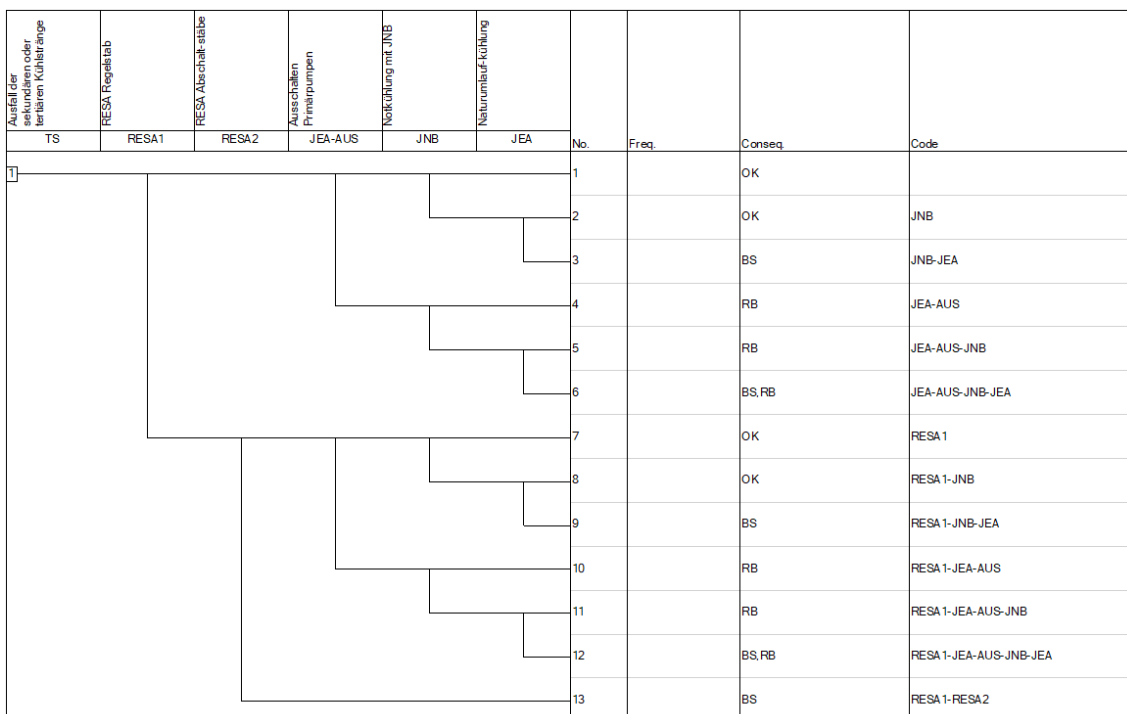


Abb. 7.4 Ereignisablaufdiagramm: Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB

7.5.3 Ausfall der Kühlung der Konverterplatte

Die Konverterplatte setzt bei Reaktorbetrieb eine thermische Leistung von ca. 150 kW frei. Daraus resultiert bei Normalbetrieb eine Oberflächentemperatur von $< 90\text{ °C}$.

Bei Ausfall einer der beiden Pumpen für die Kühlung der Konverterplatte sinkt der Kühlwasserdurchsatz über die Konverterplatte. Über das Reaktorschutzkriterium Durchfluss am Austritt der Konverterplatte zu gering und Konverterplatte nicht in Ruheposition werden RESA und Notkühlung ausgelöst.

Der Reaktorkern wird mit dem Primärkühlsystem und den automatisch gestarteten Notkühlpumpen gekühlt. Diese Störung hat keine weiteren sicherheitstechnischen Auswirkungen auf den Reaktorkern. Die Kühlung der Konverterplatte erfolgt mittels der weiterlaufenden Konverterkühlpumpe. Die Konverterkühlpumpen werden im Notstromfall von der unterbrechungsfreien Stromversorgung (USV) aus den Batterien weiter mit Strom versorgt.

Bei Ausfall der Plattenkühlung nach einer Reaktorabschaltung wird die Plattentemperatur 500 °C nicht überschritten. Dies führt nicht zu relevanten Schäden an der Platte. Ferner ist dieser Temperatureinfluss auch auf die angrenzenden Bauteile des Moderatortanks nicht von Bedeutung.

Zu einem Schadenszustand an der Konverterplatte, d. h. Integritätsverlust der Konverterplatte mit Freisetzung von Radioaktivität in das Reaktorbecken (Endzustand PS), kann es nur kommen, wenn nach Ausfall einer oder beider Kühlpumpen auch die Reaktorschnellabschaltung ausfällt. Das möglicherweise wirksame Ausfahren der Konverterplatte von Hand in die Ruheposition wird nicht berücksichtigt, da es hierzu keine Prozedur gibt.

Ausfall der Kühlung der Konverterplatte	RESA Regelsab	RESA Abschalt- tabelle				
TK	RESA1	RESA2	No.	Freq.	Conseq.	Code
			1		OK	
			2		OK	RESA 1
			3		PS	RESA 1-RESA 2

Abb. 7.5 Ereignisablaufdiagramm: Ausfall der Kühlung der Konverterplatte für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB

7.6 Kühlmittelverluststörfälle

7.6.1 Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens

Für die Primärkühldruckleitung und die -saugleitung in der Primärzelle und im trockenen Rohrkanal wurde Bruchausschluss nachgewiesen. Es sind daher in diesem Bereich nur Lecks bis zu einer Leckfläche von 25 cm² zu unterstellen. Bei einem Leck dieser Größe an der ungünstigsten Stelle des Primärkühlsystems (Kerneintritt) fällt der Kerndurchsatz nicht unter den Mindestdurchsatz von 180 kg/s. Die ausreichende Kernkühlung ist in diesem Fall auch ohne Reaktorabschaltung sichergestellt.

Lecks an der Saugleitung des Primärkühlsystems im Reaktorbecken haben keine Auswirkungen, da die Primärpumpen weiter Kühlmittel durch den Kern fördern können.

Sicherheitstechnisch bedeutsam sind daher nur Lecks am Primärkühlmittelsystem im Bereich der Primärzelle und im trockenen Rohrkanal, d. h. außerhalb des Reaktorbeckens. Durch solche Lecks kommt es zu einem Kühlmittelverlust aus dem Reaktorbecken und zum Ausfall des Primärkühlsystems durch Überflutung oder Wassereintrag in die Pumpenantriebe.

Durch den Füllstandsabfall im Reaktorbecken werden RESA und Notkühlung ausgelöst. Die Primärpumpen laufen zunächst weiter, bis sie durch den Wassereintrag ausfallen. Sollte die Anregung von RESA und Notkühlung über den Füllstandsabfall im Reaktorbecken versagen, werden mit dem Ausfall des Primärkühlsystems weitere Reaktorschutzkriterien (Durchfluss Primärkühlsystem, Differenzdruck zwischen Sammler und Becken, Kernaustrittstemperatur) für RESA und Notkühlung angeregt.

Bei einem Leck im Bereich der Primärzelle und im trockenen Rohrkanal kann der Reaktorbeckenfüllstand nur bis zu einem bestimmten Ausgleichspiegel absinken, da dieser Bereich nach außen dicht ist. Ab einem Füllstandsabfall von 2,7 m und abgeschalteten Primärpumpen ist gemäß BHB die Notfallmaßnahme zur Einspeisung von Wasser aus dem Löschwassersystem über Schläuche in das Reaktorbecken vorzunehmen. Abschätzungen ergaben, dass sich beim hier untersuchten Leck der Ausgleichsfüllstand zwischen Reaktor-/Absetzbecken und Primärzelle einstellen würde ehe der Füllstand um 2,7 m abgefallen ist. Daher ist die Nachspeisung von verlorengangenenem Kühlmittel in das Reaktor-/Absetzbecken bei diesem Leckstörfall nicht zwingend erforderlich.

Zu einem Brennelementschadenzustand kann es nur kommen, wenn die Reaktorschnellabschaltung oder die Notkühlung ausfallen.

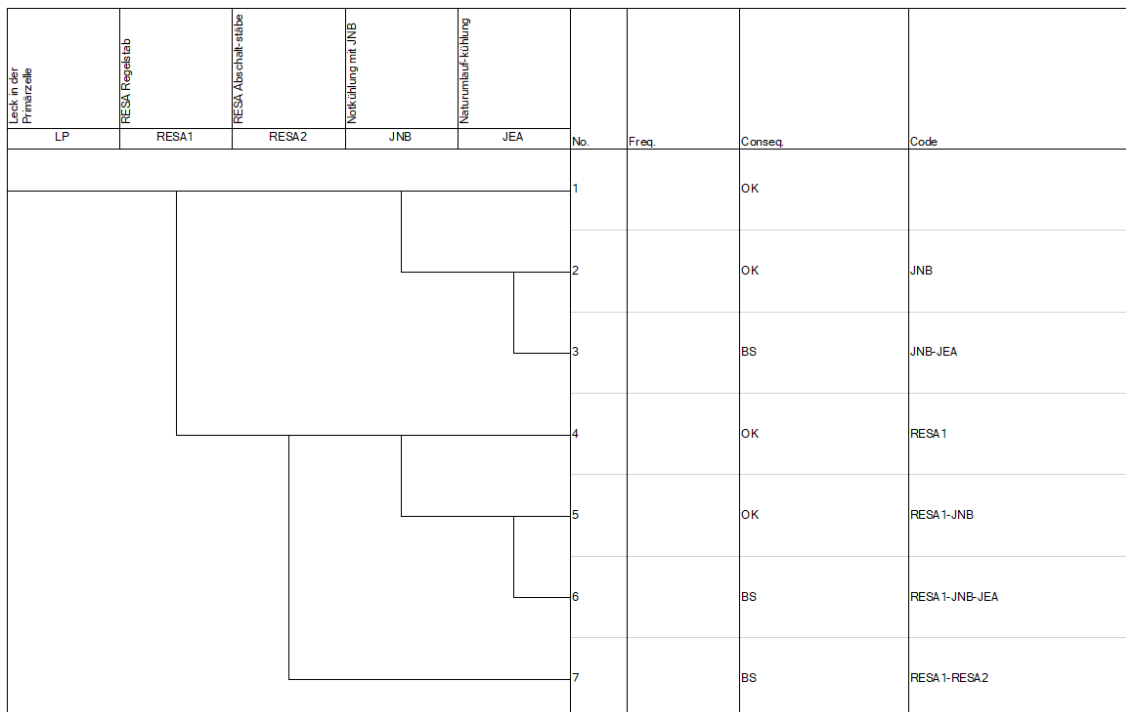


Abb. 7.6 Ereignisablaufdiagramm: Leck im Primärkreis für Anlagenbetriebszustände L1 und LB

7.6.2 Leck an der Beckenauskleidung

Durch den Absturz von Lasten in das Absetzbecken kann der Boden des Absetzbeckens beschädigt werden. Ein Leck am Absetzbeckenboden würde zu einem Kühlmittelverlust aus dem Reaktor-/Absetzbecken führen.

Aus der deutschen Betriebserfahrung ist eine Leckage am BE-Lagerbecken durch Lastabsturz bekannt. Im KKW Würzgassen kam es bei Leistungsbetrieb der Anlage zu einem Leck am Beckenboden durch den Absturz eines Werkzeuges, ME1991/031. Die Leckrate betrug 230 l/h. Das Werkzeug, eine Vorrichtung zum Zerschneiden benutzter Brennelementkästen, wurde geborgen und das Leck mit einer Dichtglocke abgedichtet.

Die Auskleidung des Absetzbeckens der Referenzanlage besteht aus einer austenitischen Blechverkleidung, die auf die an der Innenseite der Betonstruktur des Absetzbeckens einbetonierten Wandstiele aufgeschweißt ist. Das Absetzbecken ist mit einem Leckageüberwachungssystem ausgestattet. An den einzelnen Wand- und Bodensegmenten des Absetzbeckens sind Leckagerohre angebracht, die zu einem Leckagesammelschrank führen. Diese Leckagerohre sind absperrbar und so gekennzeichnet, dass sie den einzelnen Wand- bzw. Bodensegmenten zugeordnet werden können.

Die Beckenauskleidung ist monatlich auf Leckagen zu überprüfen und bei einem Wasseranfall von > 100 ml in einem Becher die Ursache zu ermitteln. Bei größeren Leckagen ist die Leckagerate zu ermitteln und ggf. die zugehörige Absperrarmatur zu schließen. Der Reaktorbetrieb ist bei Beckenwasserleckagen von bis zu 0,01 l/s zulässig.

Unterstellt man einen Lastabsturz in das Absetzbecken mit Beschädigung der Beckenauskleidung, so wird die maximale Leckrate durch die Nennweite des unter dem betroffenen Bodensegment befindlichen Leckagerohres begrenzt. Durch das Leck würde es zu einem Füllstandsabfall im Reaktor-/Absetzbecken kommen. Der Füllstandsabfall führt über das Reaktorschutzkriterium „Füllstand im Reaktorbecken < min“ zu RESA und Notkühlung.

Ferner würde das Betriebspersonal durch das Ansprechen von Meldungen aus den Sumpfen des Gebäudeentwässerungssystems auf ein Leck hingewiesen. Nach Leckortung kann die Leckage durch Absperrung der entsprechenden Armatur des Leckageüberwachungssystems beendet werden.

Unterlagen über die Nennweite der Rohrleitungen des Leckageüberwachungssystems liegen der GRS nicht vor. Geht man von einer Nennweite von 20 mm aus (vergleichbar mit der in den deutschen KKW), so ergäbe sich ein anfänglicher Leckmassenstrom von ca. 20 m³/h. Gelingt es nicht das Leck abzusperren, so ist gemäß BHB Kühlmittel aus dem Deionat-Verteilungssystem über das Becken-Kühlsystem in das Becken nachzuspeisen. Die Nennfördermenge der Deionat-Förderpumpe beträgt 3 m³/h. Ihre Fördermenge würde nicht ausreichen, um ein Leck mit einer Nennweite von 20 mm zu überspeisen.

Wenn der Beckenfüllstand bei einem Leck nicht gehalten werden kann, so soll mit der Notfallmaßnahme „Beckenwassernachspeisung/Kernnotentladung“ Feuerlöschwasser in das Becken eingespeist werden. Diese Notfallmaßnahme ist durchzuführen, wenn der Beckenwasserspiegel bei abgeschalteten Primärpumpen um mehr als 2,7 m oder bei laufenden Primärpumpen um mehr als 4 m unter den normalen Füllstand abgefallen ist.

Bei Annahme eines Lecks mit einer Nennweite von 20 mm wäre nach ca. 12 Stunden der Füllstand im Reaktor-/Absetzbecken um 2,7 m gefallen. Für die geplante Notfallmaßnahme steht damit ausreichend Zeit zur Verfügung.

Zu einem Brennelementschadenzustand kommt es, wenn das Leck nicht abgesperrt oder überspeist werden kann. Des Weiteren ist in den Leistungsbetriebsphasen die Reaktorabschaltung und Nachwärmeabfuhr erforderlich. Reaktorschnellabschaltung und Notkühlung werden durch den Füllstandsabfall im Reaktor-/Absetzbecken ausgelöst. Für die Nachwärmeabfuhr steht neben dem Notkühlsystem das Primärkühlsystem zur Verfügung.

Leck am Beckenboden Phasen L1, LB, NB	RESA Regelstab		Nachwarmeidühr mit Wärmetau- system	Notkühlung mit JNB	Naturumlauf-Kühlung	Leckabsperrung	NFM-Erreissung m. Feuerschwasser	No.	Freq.	Conseq.	Code
	RESA1	RESA2									
								1		OK	
								2		OK	LECKABSP
								3		BS	LECKABSP-NFM-FLW
								4		OK	JEA1
								5		OK	JEA1-LECKABSP
								6		BS	JEA1-LECKABSP-NFM-FLW
								7		OK	JEA1-JNB
								8		OK	JEA1-JNB-LECKABSP
								9		BS	JEA1-JNB-LECKABSP-NFM-FLW
								10		BS	JEA1-JNB-JEA
								11		OK	RESA1
								12		OK	RESA1-LECKABSP
								13		BS	RESA1-LECKABSP-NFM-FLW
								14		OK	RESA1-JEA1
								15		OK	RESA1-JEA1-LECKABSP
								16		BS	RESA1-JEA1-LECKABSP-NFM-FLW
								17		OK	RESA1-JEA1-JNB
								18		OK	RESA1-JEA1-JNB-LECKABSP
								19		BS	RESA1-JEA1-JNB-LECKABSP-NFM-FLW
								20		BS	RESA1-JEA1-JNB-JEA
								21		BS	RESA1-RESA2

Abb. 7.7 Ereignisablaufdiagramm: Leck an Beckenauskleidung für Anlagenbetriebszustände L1, LB und NB

Leck am Beckenboden Phasen SB, BB	Leckabsperrung		NFM-Erreissung m. Feuerschwasser	No.	Freq.	Conseq.	Code
	LB-SB	LECKABSP					
				1		OK	
				2		OK	LECKABSP
				3		BS	LECKABSP-NFM-FLW

Abb. 7.8 Ereignisablaufdiagramm: Leck an Beckenauskleidung für Anlagenbetriebszustände SB und BB

7.7 Übergreifende Einwirkungen von innen

Für die probabilistische Bewertung von internen Bränden und Überflutungen wurden im PSA-Leitfaden /FAK 05/ Methoden bereitgestellt. Diese Untersuchungen (Brand-PSA, Überflutungs-PSA) sind sehr aufwendig und sind daher nicht Gegenstand dieses Forschungsvorhabens.

7.8 Übergreifende Einwirkungen von außen

7.8.1 Erdbeben

Die Reaktoranlage ist gegen ein Erdbeben der Intensität $I = 6,5$ (MSK-Skala) (Bemesungserdbeben) ausgelegt. Die Eintrittshäufigkeit eines Erdbebens dieser Intensität beträgt am Standort der Referenzanlage ca. $1E-05/a$. Gemäß PSA Leitfaden /FAK 05/ ist in diesem Fall zunächst eine Anlagenbegehung durchzuführen. Sollte diese Hinweise auf unzureichende Margen zur Abtragung von Erdbebenlasten ergeben, so sind diese auf der Grundlage vorliegender Nachweise zu bewerten. Gegebenenfalls sind weitere Untersuchungen oder Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung erforderlich. Der Analyseumfang für eine Erdbeben-PSA ist sehr aufwendig und ist daher nicht Gegenstand dieses Forschungsvorhabens.

7.8.2 Hochwasser

Die Bauwerkshöhenkote 0,00 m der Referenzanlage entspricht 474,5 m ü NN. Beim 10.000-jährlichen Hochwasser, welches der Auslegung zugrunde liegt, kann ein Hochwasserspiegel von 474,6 m ü NN, d. h. 10 cm über Bauwerkshöhenkote 0,00 m (474,5 m ü NN) erreicht werden.

Bei einem Wasserstand von 473,5 m ü NN soll der Reaktor abgefahren werden. Ist ein Hochwasserstand von 474,5 m ü NN oder höher zu besorgen, so sind Maßnahmen zu ergreifen, um ein Eindringen von Wasser in die zu schützenden Gebäude zu verhindern. Diese Schutzmaßnahmen betreffen die Zugänge zum Zugangsgebäude, zur Neutronenleiterhalle und zum Versorgungskanal. Des Weiteren sind die Dehnfugen zwischen dem Zugangsgebäude und der Neutronenleiterhalle mit einer mobilen Abdeckung zu versehen.

Tab. 7.1 Höhenangaben zum Hochwasser

Höhe		Bemerkungen/Maßnahmen
ü NN in m	Kote in m	
472,5		Befüllung der Dieselvorratsbehälter ist zu prüfen, ggf. ist bis zur maximalen Füllhöhe aufzufüllen
473,5		Böschungshöhe der Isar, Reaktor ist abzufahren
474,3		Mittlere Geländehöhe Referenzanlage
474,5	0,00	Bauwerkhöhenkote 0,00 Vor Erreichen dieser Hochwassermarke sind Hochwasserschutzmaßnahmen zu ergreifen, um das Eindringen von Wasser in die zu schützenden Gebäude zu verhindern.
474,6	0,10	10.000-jährliches Hochwasser, Bemessungshochwasser

Ein Brennstabschadenzustand durch Hochwasser kann nur eintreten, wenn die Anlage nicht rechtzeitig abgefahren wurde. Geht man davon aus, dass Komponenten der Nachkühlkette (inklusive Hilfssysteme und Energieversorgung) bei einem Bemessungshochwasser durch Wassereintrag ausfallen, so wird spätestens zu diesem Zeitpunkt die Anlage durch eine RESA abgeschaltet. Die Nachwärme kann dann mit dem Notkühlsystem oder bei dessen Ausfall durch Naturumlauf an das Beckenkühlwasser abgegeben werden.

„Cliff-Edge-Effects“ sind bei Wasserständen auf dem Gelände, die das 10.000-jährliche Hochwasser übersteigen, nicht zu erwarten, weil die Funktionen von RESA und Naturumlaufkühlung dadurch nicht beeinträchtigt werden.

Hochwasser	Reichzeitiges Abfahren	RESA Regelslab	RESA Abschalt-abelle	Notkühlung mit JNB	Naturumlauf-kühlung				
HW	ABFAHR	RESA1	RESA2	JNB	JEA	No.	Freq.	Conseq.	Code
						1		OK	
						2		OK	ABFAHR
						3		OK	ABFAHR-JNB
						4		BS	ABFAHR-JNB-JEA
						5		OK	ABFAHR-RESA1
						6		OK	ABFAHR-RESA1-JNB
						7		BS	ABFAHR-RESA1-JNB-JEA
						8		BS	ABFAHR-RESA1-RESA2

Abb. 7.9 Ereignisablaufdiagramm: Hochwasser für Anlagenbetriebszustände L1 und LB

7.8.3 Flugzeugabsturz

Das Reaktorgebäude ist entsprechend der RSK-Leitlinie /RSK 81/ gegen Flugzeugabstürze ausgelegt. Die zugrunde gelegten Lastannahmen decken den Absturz einer schnell fliegenden Militärmaschine ab. Das Reaktor- und das Absetzbecken sind zur Vermeidung einer Stoßübertragung von den Außenwänden entkoppelt. Die Beckengruppe ist zusätzlich durch Bewegungsfugen am Anschluss benachbarter Decken vor unzulässigen Auswirkungen infolge induzierter Erschütterungen geschützt. Damit soll die Integrität des Reaktor- und Absetzbeckens beim Lastfall Flugzeugabsturz sichergestellt werden.

Im Konzeptgutachten der Referenzanlage werden folgende Absturzhäufigkeiten angegeben:

- a) $< 3E-10/a$ für große Verkehrsflugzeuge (mit mehr als 200 kN Abfluggewicht),
- b) $< 3E-08/a$ für schnellfliegende Militärmaschinen und
- c) $< 3E-07/a$ für kleine Zivilflugzeuge (mit weniger als 200 kN Abfluggewicht).

Fall a

Da das Reaktorgebäude nicht gegen Abstürze großer Verkehrsflugzeuge ausgelegt ist, wird für diesen Lastfall vereinfachend von einer Zerstörung des Reaktorgebäudes und des Reaktorbeckens ausgegangen. Für diesen Lastfall ergibt sich damit eine Häufigkeit für Brennstab-schadenszustände von $< 3E-10/a$.

Fall b

Das Reaktorgebäude ist entsprechend den RSK-Leitlinien gegen Abstürze schnell fliegender Militärmaschinen ausgelegt. Jedoch sind die darin befindlichen aktiven Sicherheitseinrichtungen nicht gegen diese Belastungen ausgelegt. Je nach Auftreffort und übertragenem Impuls können einzelne aktive Sicherheitseinrichtungen partiell oder vollständig versagen. Im ungünstigsten Fall kann es zu einer partiellen bis vollständigen Kernschmelze unter Wasser kommen, wobei auch die aktive Funktion des Sicherheitseinschlusses, der Lüftungstechnische Gebäudeabschluss, ausgefallen sein könnte.

Vereinfachend wird daher hier davon ausgegangen, dass ein Absturz einer schnell fliegenden Militärmaschine auf das Reaktorgebäude zu einem Kernschaden führt. Damit lässt sich die Häufigkeit für Brennstabschadenszustände durch Zerstörung des Reaktorgebäudes infolge dieses Lastfalls zu ca. $3E-08/a$ abschätzen.

Fall c

Der Absturz von kleineren Flugzeugen führt nicht zu einer Gefährdung des Reaktorgebäudes oder des Reaktor- und Absetzbeckens. Solche Abstürze können jedoch zu Ausfall von Einrichtungen führen, die sich außerhalb des Reaktorgebäudes befinden. Abstürze auf das Zugangsgebäude mit den Schaltanlagen oder den Tertiärrückkühler können zu Transienten führen. Unterstellt man, dass durch den Flugzeugabsturz sämtliche Einrichtungen außerhalb des Reaktorgebäudes zerstört werden, kann die für die Nachwärmeabfuhr noch über die batterieversorgten Notkühlpumpen und die Naturumlaufklappen erfolgen. Als Eintrittshäufigkeit für dieses Szenarium wird die Gesamtabsturzhäufigkeit von $3,3E-07/a$ herangezogen. Für diesen Fall c) sind nur die Betriebsphasen L1, LB und NB zu betrachten, da nur in diesen Phasen die Nachwärme aus dem Zentralkanal abgeführt werden muss.

Flugzeugabsturz	RESA Regelstab	RESA Abschaltstäbe	Notkühlung mit JNB	Naturumlaufkühlung	No.	Freq.	Conseq.	Code
	FLA	RESA1	RESA2	JNB				
					1		OK	
					2		OK	JNB
					3		BS	JNB-JEA
					4		OK	RESA1
					5		OK	RESA1-JNB
					6		BS	RESA1-JNB-JEA
					7		BS	RESA1-RESA2

Abb. 7.10 Ereignisablaufdiagramm: Flugzeugabsturz für alle Anlagenbetriebszustände

7.9 Thermohydraulische Analysen zur Verifizierung von Ereignisabläufen und Mindestwirksamkeiten

Um die in der PSA untersuchten Ereignisabläufe und die Mindestwirksamkeiten der Systemfunktionen zu verifizieren, wurden thermohydraulische Analysen für ausgewählte Sequenzen von Ereignisabläufen mit dem Thermohydraulik-Code der GRS, ATHLET, durchgeführt. Der verwendete Datensatz für die Referenzanlage wird im Forschungsvorhaben 4717R01368 von der GRS entwickelt. Der Entwicklungsstand war im September 2018 bereits soweit fortgeschritten, um die im Folgenden beschriebenen Analysen durchführen zu können. Während der Durchführung dieser Analysen wurde der Datensatz getestet, an die speziellen Anforderungen der Ereignisabläufe angepasst und weiterentwickelt.

Für jeden Analysefall wird überprüft, ob die Schutzziele „Sicherstellung der Unterkritikalität“, „Sicherstellung der Kernkühlung“ und „Sicherstellung des Einschlusses des Brennstoffes“ durch das Cladding des Brennelements eingehalten werden. Die „Sicherstellung

der Unterkritikalität“ wird anhand des Werts der gesamten negativen Reaktivität überprüft. Die weiteren Schutzziele können mit dem Wert der Temperatur des Claddings ($T_{C,krit}$ beträgt mindestens 660 °C) überprüft werden.

7.9.1 Notstromfall und Station Blackout

Der Ereignisablauf im Notstromfall ist in Abschnitt 7.5.1 beschrieben.

Im Notstromfall ist die 400-V-Versorgung nicht verfügbar. Der Abfall der Spannung an den Primärkühlmittelpumpen führt zu deren Ausfall. Das Auslaufverhalten der Primärpumpen über 100 s ist in ATHLET entsprechend der Angaben im Sicherheitsbericht modelliert (vgl. Abb. 7.11). Gleichzeitig mit den Primärpumpen fallen auch die Pumpen von Sekundär- und Tertiärkühlsystem aus, was zum Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Primärkühlkreis führt. Dieses Verhalten wird approximiert durch die Annahme, dass der Wärmeübergang vom Primär- zum Sekundärkühlkreis innerhalb von 100 s nach dem Eintritt des Notstromfalls auf den Wert Null abfällt.

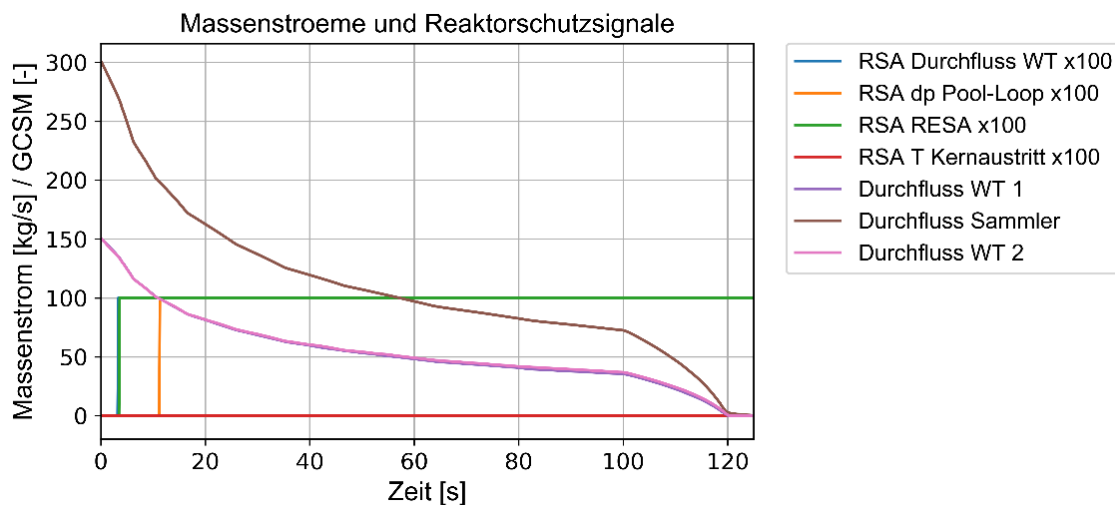


Abb. 7.11 Massenströme und Reaktorschutzanregung beim Eintreten eines Notstromfalls

Im Notstromfall werden die Haltemagnete des Regelstabs und der Abschaltstäbe spannungslos (Fail-Safe-Prinzip), wodurch die Stäbe aufgrund der Schwerkraft einfallen und den Reaktor abschalten. Falls die Stromversorgung der Haltemagnete verfügbar ist (z. B. beim Ausfall aller vier Primärpumpen durch GVA), wird der Ausfall der Primärpumpen am Rückgang des Massendurchsatzes durch die Primärwärmetauscher erkannt. Durch die 2v3-Anregung der entsprechenden Reaktorschutzgrenzwerte wird ca. 3,5 s

nach Störfalleintritt die RESA ausgelöst. Falls diese RESA-Auslösung nicht verfügbar ist, wird RESA wenige Sekunden später durch die 2v3-Anregung des Reaktorschutzgrenzwerts über die Unterschreitung einer minimalen Druckdifferenz zwischen Sammler und Becken A ausgelöst. Falls die RESA durch diese beiden Reaktorschutzgrenzwerte nicht ausgelöst wird, wird nach ca. 45 s die RESA über die 2v3-Reaktorschutzanregung bei Überschreiten eines maximalen Temperaturgrenzwertes am Kernaustritt ausgelöst.

Der Reaktor wird durch Einfallen des Regelstabs oder der Abschaltstäbe abgeschaltet. Die gesamte negative Reaktivität beträgt ca. 18 % >> 1 %. Damit ist die Unterkritikalität gewährleistet.

Bevor die RESA erfolgt, steigen aufgrund des sinkenden Massenstroms durch den Kern die Temperaturen des Claddings und des Brennstoffs an. Erfolgt die RESA ca. 3,5 s nach Störfalleintritt, beträgt die maximale Claddingtemperatur ca. $T_C = 99 \text{ °C}$ und die maximale Brennstofftemperatur $T_B = 110 \text{ °C}$. Falls die RESA erst nach ca. 45 s erfolgt, betragen $T_C < 125 \text{ °C}$ und $T_B < 130 \text{ °C}$. Der Endzustand Brennelementschaden (bei $T_{C,krit} = 660 \text{ °C}$) wird in der Analyse nicht erreicht.

Notstromfall, Notkühlsystem verfügbar

Das Notkühlsystem wird zum Zeitpunkt der RESA-Auslösung vom Reaktorschutz gestartet. Nach dem Auslaufen der Primärpumpen übernehmen die Notkühlpumpen die Kernkühlung. Der Durchsatz der drei Notkühlpumpen beträgt insgesamt ca. 36 kg/s.

Frühestens drei Stunden nach der RESA werden die Notkühlpumpen auslegungsgemäß von Hand abgeschaltet. Das Auslaufverhalten der Notkühlpumpen in der Simulation wird durch einen linearen Gradienten im GCSM-Signal von 0,1/s über die Dauer von 10 s modelliert, d. h. 10 s nach dem Abschaltsignal beträgt der Massenstrom durch die Notkühlpumpen 0 kg/s. Zur Strömungsumkehr im Kern kommt es ca. 25 s nach dem Abschaltsignal. Die maximale Temperatur des Claddings beim Übergang in den Naturumlauf beträgt ca. $T_C = 96 \text{ °C}$ und die maximale Wärmestromdichte ca. $q = 8 \text{ W/cm}^2$. Es kommt nicht zum Blasensieden im Kern (Dampfgehalt = 0).

Station Blackout (Notkühlsystem nicht verfügbar)

Im Falle eines Station Blackouts, d. h. beim Ausfall der Notstromversorgung inklusive des Ausfalls der Gleichstromversorgung ist auch das Notkühlsystems nicht verfügbar.

Nach dem Auslaufen der Primärpumpen muss der Kern durch den Naturumlauf gekühlt werden. Der Naturumlauf stellt sich ein, wenn die Naturumlaufklappen aufgrund ihres Eigengewichts öffnen nachdem der Druck im Sammler durch das Auslaufen der Primärpumpen hinreichend abgefallen ist.

Zur Strömungsumkehr im Kern kommt es ca. 125 s nach Störfalleintritt. Die maximale Temperatur des Claddings beim Übergang in den Naturumlauf beträgt ca. $T_C = 132\text{ °C} \ll T_{c,krit}$ (s. Abb. 7.12) und die maximale Wärmestromdichte ca. $q = 60\text{ W/cm}^2$. Es kommt zeitweise zum Blasensieden im Kern (maximaler Dampfgehalt im Kern = 0,65, s. Abb. 7.13).

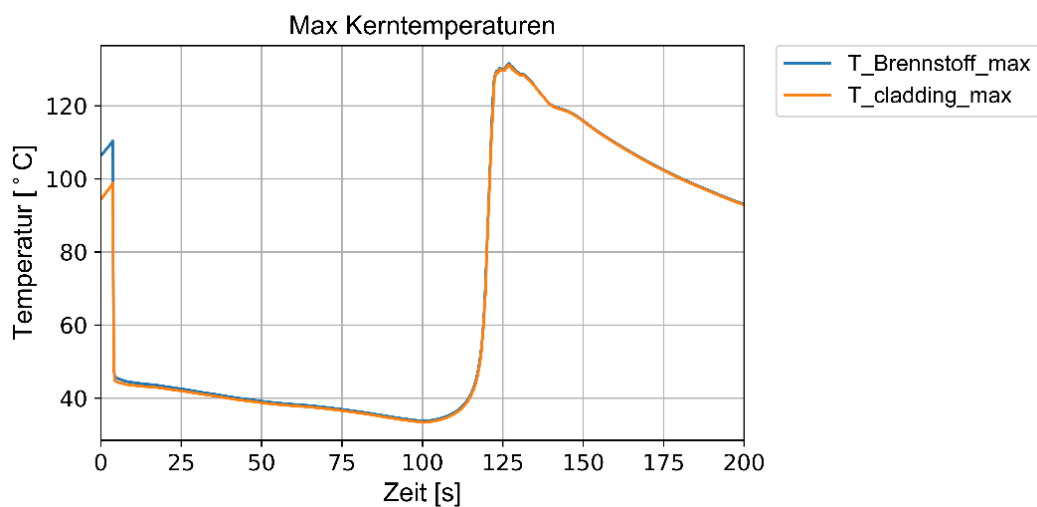


Abb. 7.12 Maximale Kerntemperaturen im Notstromfall, wenn das Notkühlsystem nicht verfügbar ist

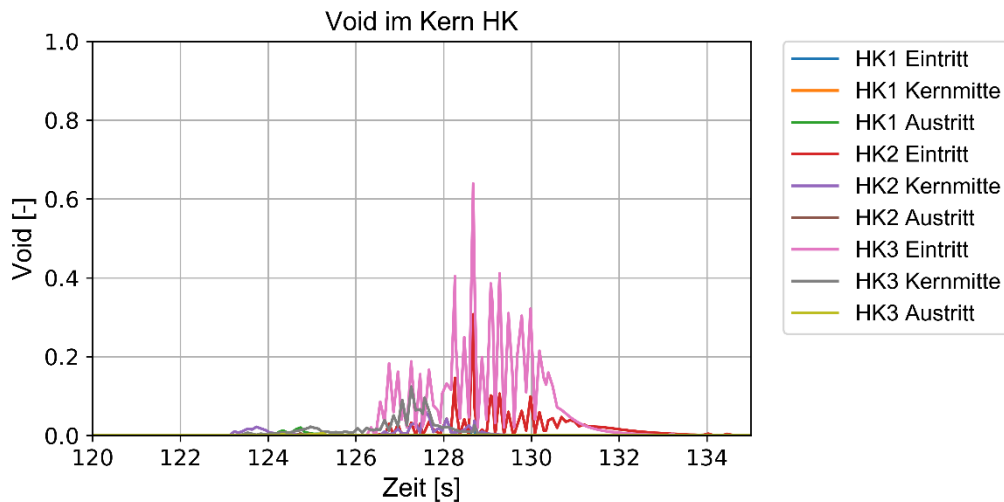


Abb. 7.13 Dampfgehalt in Heißkanälen im Notstromfall, wenn Notkühlsystem nicht verfügbar (HK1: innere radiale Pos. Entlang evolventenförmiger Brennstoffplatte; HK2: mittl. Radiale Pos.; HK3: äußere radiale Pos.)

7.9.2 Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem

Der Ereignisablauf beim Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem ist in Abschnitt 7.5.2 beschrieben. In diesem Fall müssen die Primärpumpen von Hand oder durch den Aggregateschutz abgeschaltet werden. Die Abschaltung durch den Aggregateschutz wird für diese PSA nicht kreditiert. Die thermohydraulische Analyse dieses Störfalls dient der Ermittlung der zur Verfügung stehenden Zeit, um die Primärpumpen abzuschalten, damit die Primärkreistemperatur 80 °C nicht übersteigt.

Für die thermohydraulische Analyse wird das Ereignis durch den linearen Rückgang der Wärmeübertragung aus dem Primärkühlsystem an das Sekundärkühlsystem auf den Wert Null über den Zeitraum von 100 s modelliert (s. Abb. 7.14). Der Zeitpunkt des Störfalleintritts ist als der Beginn des Rückgangs der Wärmeübertragung definiert.

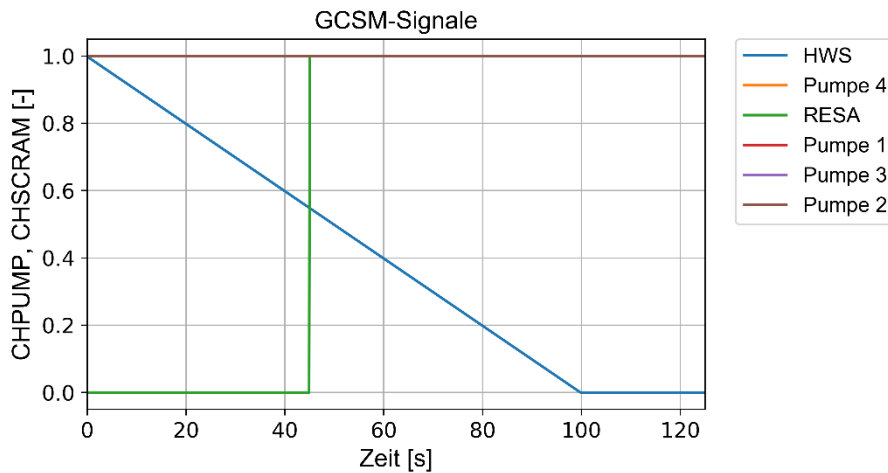


Abb. 7.14 GCSM-Signale für die Modellierung des Störfalls „Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem“ (HWS: Hauptwärmesenke)

Der Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Primärkühlsystem wird am Anstieg der Temperatur des Primärkühlmittels nach den Primärwärmetauschern erkannt. Durch die 2v3-Anregung bei Überschreiten der entsprechenden Reaktorschutzgrenzwerte für die Temperaturen am Austritt der Wärmetauscher wird ca. 45 s nach Störfalleintritt die RESA ausgelöst.

Falls diese RESA-Auslösung über den Temperaturgrenzwert nicht verfügbar ist, wird RESA nach ca. 102 s durch die 2v3-Anregung bei Überschreiten des Reaktorschutzgrenzwerts für die Temperatur Kernaustritt ausgelöst.

In beiden Fällen beträgt die maximale Claddingtemperatur vor der RESA-Auslösung ca. $T_C = 95 \text{ °C}$ und die maximale Brennstofftemperatur $T_B = 107 \text{ °C}$ (s. Abb. 7.15 oben).

Der Reaktor wird durch Einfallen des Regelstabs oder der Abschaltstäbe abgeschaltet. Die gesamte negative Reaktivität beträgt ca. $18 \% \gg 1 \%$. Damit ist die Unterkritikalität gewährleistet.

Wenn die Primärkühlmittelpumpen nach der RESA weder von Hand noch durch den Aggregateschutz der Pumpen abgeschaltet werden, wird das Primärkühlmittel durch die von den laufenden Pumpen in den Primärkreislauf eingebrachte Enthalpie und die Nachzerfallsleistung des Brennelements erwärmt. Das Kühlmittel hat dabei in etwa die gleiche Temperatur wie das Cladding. Falls die RESA 45 s nach dem Störfalleintritt erfolgt, wird

ca. 42 min. nach der RESA die Auslegungstemperatur des Primärkreises von 80 °C erreicht (s. Abb. 7.15). Wird die RESA erst nach 102 s ausgelöst, wird bereits ca. 22 min. nach der RESA die Auslegungstemperatur des Primärkreises erreicht.

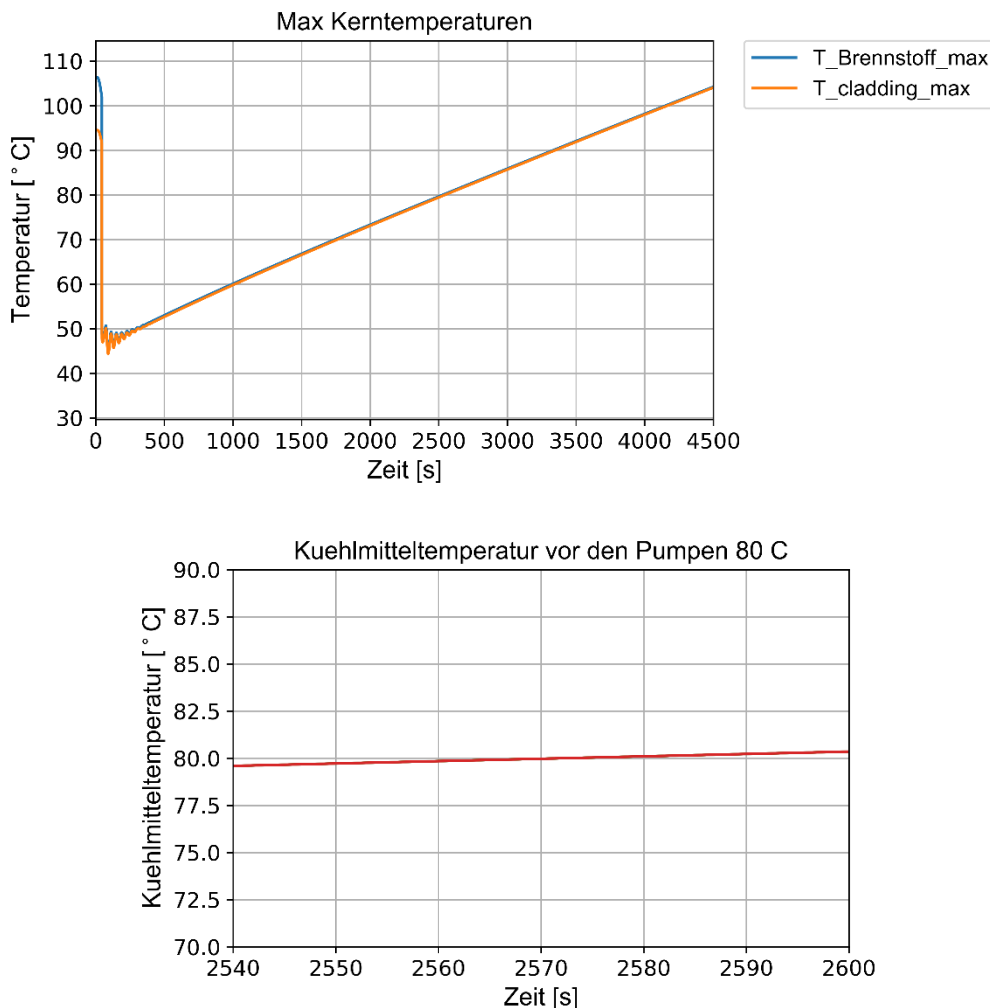


Abb. 7.15 Kerntemperaturen (oben) und Kühlmitteltemperatur (unten) beim Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem, wenn die Primärkühl-pumpen weiterhin in Betrieb sind

Die Zuverlässigkeit der Handmaßnahme „Abschalten der Primärpumpen von Hand“ wird in Abschnitt 8.3.1 bewertet. Dabei wird eine Karenzzeit von mehr als 30 min. zugrunde gelegt. Diese Vereinfachung ist zulässig, weil die Auslösung der RESA bereits nach 45 s durch das Reaktorschutz-Teilsystem B sehr zuverlässig ist. Die Ausfallrate eines Reaktorschutz-Teilsystems bei Anforderung beträgt ca. $8,23E-06$ /Anforderung (vgl. Abschnitt 8.2.1). Die Abschaltung der Primärpumpen durch den Aggregateschutz wird für diese PSA nicht kreditiert.

7.9.3 Leck am Zentralkanal

Für die Primärkühlmitteldruckleitung in der Primärzelle sowie im Pool oberhalb des Moderator tanks und die Saugleitung in der Primärzelle wurde Bruchausschluss nachgewiesen und dargelegt, dass für die Störfallanalysen bei einem Leck im Primärsystem eine maximale Leckgröße $< 25 \text{ cm}^2$ zu unterstellen ist. Die Bruchhäufigkeit (2F-Bruch) beträgt daher $< 1\text{E-}07/\text{a}$ (vgl. auch Abschnitt 5.4).

Innerhalb des Moderator tanks ist der Zentralkanal aufgrund neutronenphysikalischer Gesichtspunkte aus dem Werkstoff AlMg_3 gefertigt. Durch konstruktive Gestaltung (doppelwandige Ausführung) des Zentralkanals innerhalb des Moderator tanks sind Lecks in diesem Bereich auf einen Leckquerschnitt von 25 cm^2 begrenzt. Aufgrund der mit fortschreitender Neutronenbestrahlung verbundenen Werkstoffversprödung ist vorgesehen, den Zentralkanal nach 10,5 Vollastjahren auszutauschen. Im Falle eines Lecks in diesem Bereich des Zentralkanals wird das in den Moderator tank einströmende Primärkühlmittel über eine mit einem Sicherheitsventil abgesicherte Entlastungsleitung direkt in die Primärzelle und über den zum Primärkühlsystem gehörenden Überlauf in das Absetzbecken geführt. Die Kernkühlung wird durch dieses Ereignis nicht gefährdet.

Für Lecks am Zentralkanal $> 25 \text{ cm}^2$ gilt demnach der Bruchausschluss (Bruchhäufigkeit $< 1\text{E-}07/\text{a}$, vgl. auch Abschnitt 5.4). Die Eintrittshäufigkeit dieses auslösenden Ereignisses ist somit vernachlässigbar klein. Allerdings ist die Brennelementschadenshäufigkeit nach einem Leck $> 25 \text{ cm}^2$ unbekannt, ebenso wie die Mindestanforderungen an die Sicherheitssysteme und damit deren Nichtverfügbarkeit in diesem Fall. Gemäß PSA-Leitfaden /FAK 05/ brauchen auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe im Sinne einer vertieften Analyse nicht weiter verfolgt zu werden, wenn sie zur Schadenshäufigkeit in Summe nicht mehr als etwa 20 % bzw. einzelne auslösende Ereignisse nicht mehr als 10 % beitragen. Um die Mindestwirksamkeiten der zur Sicherstellung der Kernkühlung nötigen Sicherheitsfunktionen zu ermitteln, wurden deshalb für das auslösende Ereignis „2F-Bruch im Zentralkanal oberhalb des Moderator tanks“ thermohydraulische Analysen durchgeführt. Dieses Ereignis ist hinsichtlich der Anforderungen an die Kernkühlsysteme unmittelbar nach dem Eintreten des Ereignisses als abdeckender Fall für alle Lecks und Brüche im Primärsystem anzusetzen.

Ein 2F-Bruch kann unter Umständen dazu führen, dass der Regelstab nach der RESA nicht in den Kern einfallen kann. Es wird deshalb konservativ angenommen, dass die

Abschaltfunktion des Regelstabs nicht verfügbar ist. Die Funktion der Abschaltstäbe wird dagegen nicht beeinträchtigt.

600 s nach Rechnungsbeginn wird der 2F-Bruch der Rohrleitung über dem Reaktorkern eingeleitet. Darauf sinkt die Druckdifferenz zwischen dem kalten Strang (Position nach den Naturumlaufklappen) und dem Becken bei 600,37 s unter $\Delta p_{\min} = 4,6$ bar (siehe Abb. 7.16, rechte Seite). Das zugehörige Signal löst mit 0,2 s Verzögerung eine RESA aus. Die Zeit, in der der Steuerstabantrieb den Steuerstab (wegen des auslösenden Ereignisses nicht verfügbar) und die Abschaltstäbe freigibt, wird mit 0,2 s angenommen. Die Reaktorleistung sinkt zunächst aufgrund der negativen Reaktivitätsrückwirkung der Dichte, bevor die Kettenreaktion durch das Einfahren von Abschaltstäben unterbrochen wird (siehe Abb. 7.17). Aufgrund der Bruchöffnung nimmt der Druck im gesamten Primärsystem ab, bis der Druck des Reaktorbeckens im zentralen Kanal an der unteren Bruchöffnung (vom Kern bis zum Bruch) erreicht ist. Der Druck auf der Saugseite der Pumpe fällt unter den Sättigungsdampfdruck. Es wird angenommen, dass Kavitation auftritt, die zu Schwingungen führt, die den Komponentenschutz der Primärpumpen bei 600,56 s auslösen. Dadurch werden die Pumpen abgeschaltet. Sie laufen innerhalb von 100 s durch die angebrachten Schwungräder aus.

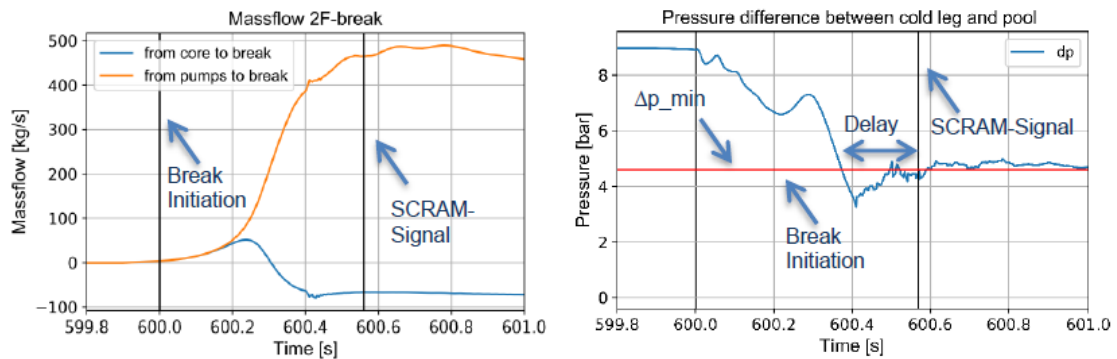


Abb. 7.16 Massenstrom beim 2F-Bruch (links), Druckdifferenz zwischen kaltem Strang und Reaktorbecken (rechts)

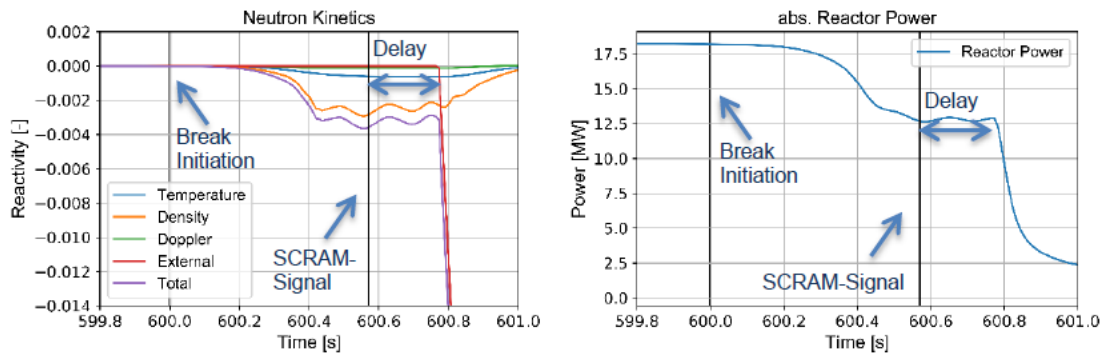


Abb. 7.17 Neutronenfluss (links), Reaktorleistung (rechts)

Wegen der begrenzt verfügbaren Pumpendaten wurde ein gegebener Massenstrom für das Auslaufen der Primärpumpen als Eingangsdaten für die ATHLET-Simulation verwendet. In Abb. 7.18 auf der linken Seite ist der Massenstrom über Hauptpumpen während des Auslaufens dargestellt. Gleichzeitig mit dem Auslöser für die RESA bei $t = 600,57$ s werden die Pumpen des Notkühlsystems gestartet. Sobald der Gegendruck der Primärpumpen niedrig genug ist, wird Beckenwasser vom Notkühlsystem in den Primärkreislauf gepumpt (siehe Abb. 7.18 rechts). In dieser speziellen Unfallsequenz gelangt das Kühlmittel nicht in den Reaktorkern, sondern fließt über den Bruch an der Rohrleitung oberhalb des Kerns in das Reaktorbecken zurück. Das Notkühlsystem ist somit nicht wirksam.

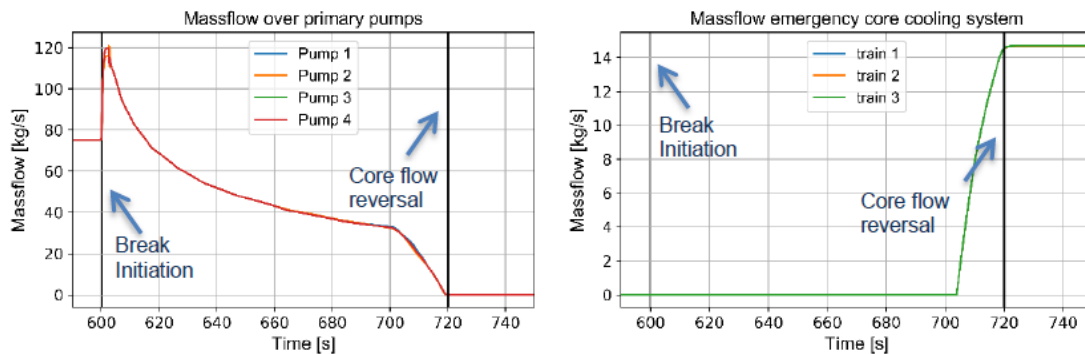


Abb. 7.18 Massenströme durch die Primärpumpen (links), durch die Notkühlpumpen (rechts)

Der Massenstrom durch den Kern nimmt mit Beginn der Pumpenabschaltung plötzlich ab (siehe Abb. 7.19, links). Die erzeugte Wärme aus dem Reaktorkern wird nicht effizient abgeführt und der Verdampfungsprozess beginnt bei 600,25 s (siehe Abb. 7.23), was zu einer Brennstofftemperatur von etwa 160 °C und einer Claddingtemperatur von etwa 154 °C führt (siehe Abb. 7.20 rechte Seite). Trotzdem kann das Auslaufen der Primär-

pumpen die Kernkühlung nach dem Einleiten des Bruchs aufrechterhalten. Ein Kühlmittelfluss aus dem Becken in den Kern wird gemäß der Hauptpumpenkennlinie hergestellt (siehe Abb. 7.19). Nach dem Stillstand der Primärpumpen stellt sich eine natürliche Zirkulation durch den Kern her (siehe Abb. 7.19). Das erwärmte Kühlmittel tritt nicht über die Naturumlaufklappen in den Pool ein, sondern durch den Bruch der Rohrleitung oberhalb des Moderatortanks. Während sich die Kernströmung von unten nach oben umkehrt, tritt bei 720 s eine zweite Temperaturspitze im Cladding und im Brennstoff auf (siehe Abb. 7.20 rechts). Abb. 7.21 zeigt die Sicherheit gegen das Auftreten von Strömungsinstabilitäten basierend auf dem Betrag der Blasenablösung. Kurz nach dem Beginn der Pumpenabschaltung sowie vor der Strömungsumkehr liegt die Sicherheitsmarge unter dem in den Unterlagen zum Genehmigungsverfahren angegebenen Minimum. Die Sicherheitsmarge ist definiert als das Verhältnis des tatsächlichen Blasen-trennparameters und eines statistisch bestimmten Grenzwerts (nur gültig vor der Strömungsumkehr). Wenn der Betrag der Blasenablösung unter diesen bestimmten Wert fällt, lösen sich Dampfblasen von der Brennstoffummantelung. Dies kann zu Schwankungen der Strömung führen, die lokale Freilegungen des Brennelementes zur Folge haben. Kurz nach dem Einleiten des Bruchs werden Strömungsinstabilitäten für einen Zeitraum von etwa 0,4 s beobachtet. Zu diesem Zeitpunkt liegt eine Abweichung vom Blasensieden nahe der definierten Sicherheitsgrenze von 1,3 vor, diese wird jedoch nicht erreicht (siehe Abb. 7.22). Zu diesem Zeitpunkt wird im heißen sowie im mittleren Kernkanal (siehe Abb. 7.23) etwas Void erzeugt.

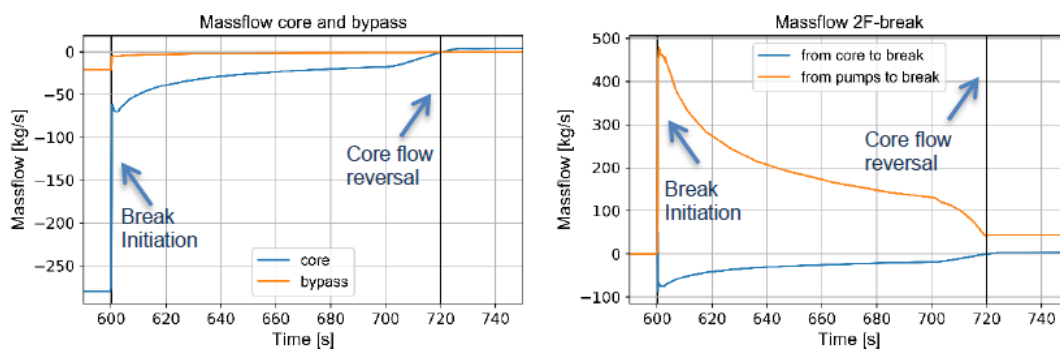


Abb. 7.19 Massenstrom durch Kern und Bypass (links), Massenstrom durch den 2F-Bruch (rechts)

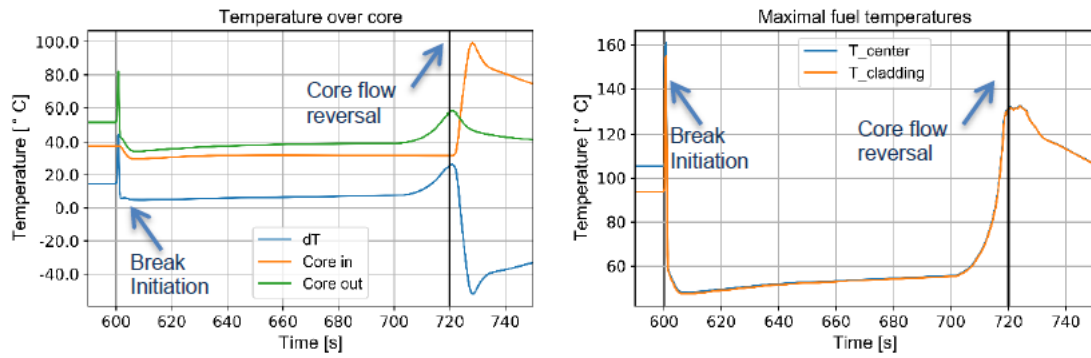


Abb. 7.20 Kühlmitteltemperatur über dem Kern (links), maximale Brennstoff- und Claddingtemperaturen (rechts)

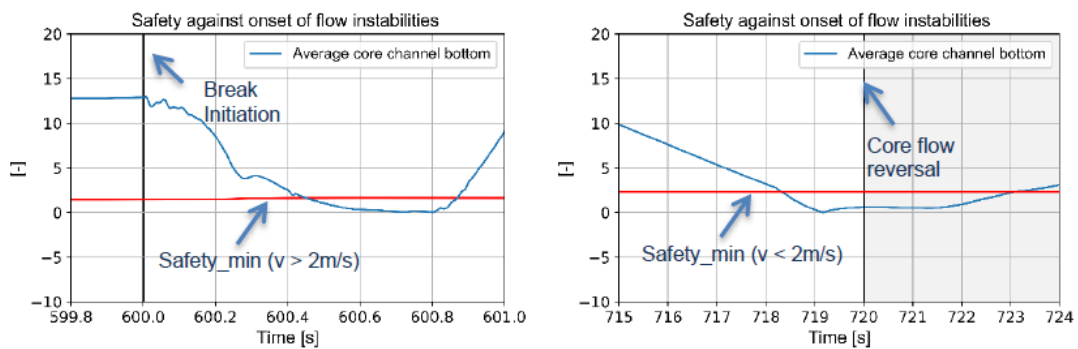


Abb. 7.21 Sicherheit gegen „nucleate boiling“ nach Bruchinitiierung (links) und vor Strömungsumkehr im Kern (rechts)

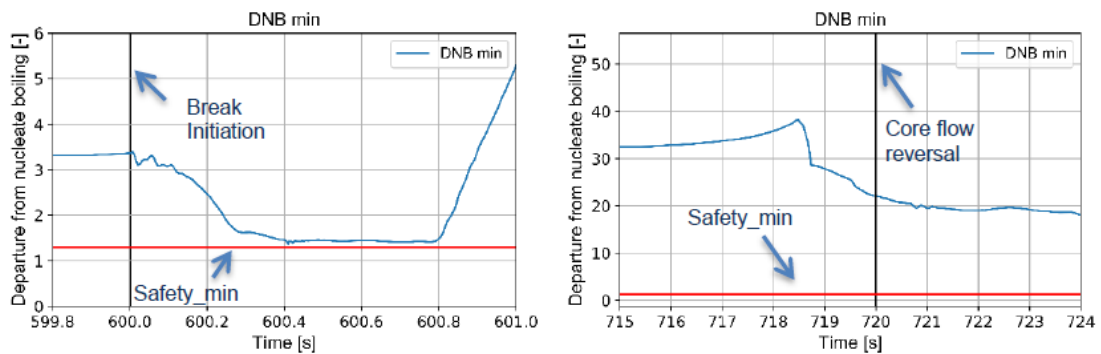


Abb. 7.22 DNB nach Bruchöffnung (links), DNB vor Strömungsumkehr (rechts)

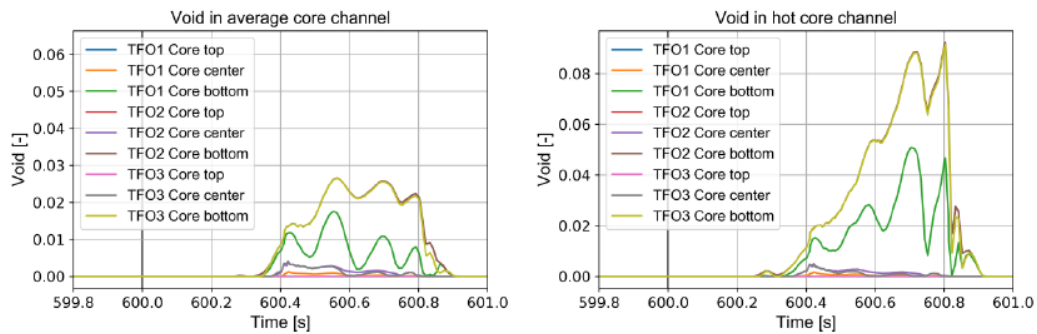


Abb. 7.23 Void im mittleren Kernkanal (links), Void im Heißkanal (rechts)

Zum Ende der Simulation erreicht der Forschungsreaktor stabile thermohydraulische Bedingungen mit zwei Kühlmittelströmungspfaden (siehe Abb. 7.24). Einer fließt durch den Reaktorkern durch den Bruch zum Reaktorbecken und aufgrund des Naturumlaufs über das Sieb zurück zum Reaktorkern. Dieser Strömungsweg hält die Kernkühlung aufrecht, was zu sinkenden Brennstofftemperaturen führt. Der zweite Strömungspfad wird von den Notkühlpumpen angetrieben. Das Kühlmittel aus dem Reaktorbecken wird in das Primärsystem gepumpt und strömt über den Bruch zurück zum Reaktorbecken. Die ATHLET-Simulation zeigte anhand der Auswirkungen der Unfallsequenz auf die Sicherheitsparameter in Bezug auf die Reaktivitätskontrolle, die Kühlung des Kerns und die Abnahme der Wärmeabführung (unter Verwendung der genannten Annahmen) folgendes:

- Nach der RESA blieb der Kern unterkritisch
- Kernkühlung wird durch das Auslaufen der Primärpumpen und durch Naturumlauf gewährleistet. Die maximale Brennstofftemperatur beträgt ca. 160 °C und die maximale Claddingtemperatur beträgt ca. 154 °C, was weit unter der kritischen Temperatur von 660 °C liegt.
- Die Abfuhr der Nachzerfallsleistung ist effektiv durch die Nutzung des Reaktorpool-Wassers und der Atmosphäre als letzte Wärmesenke.

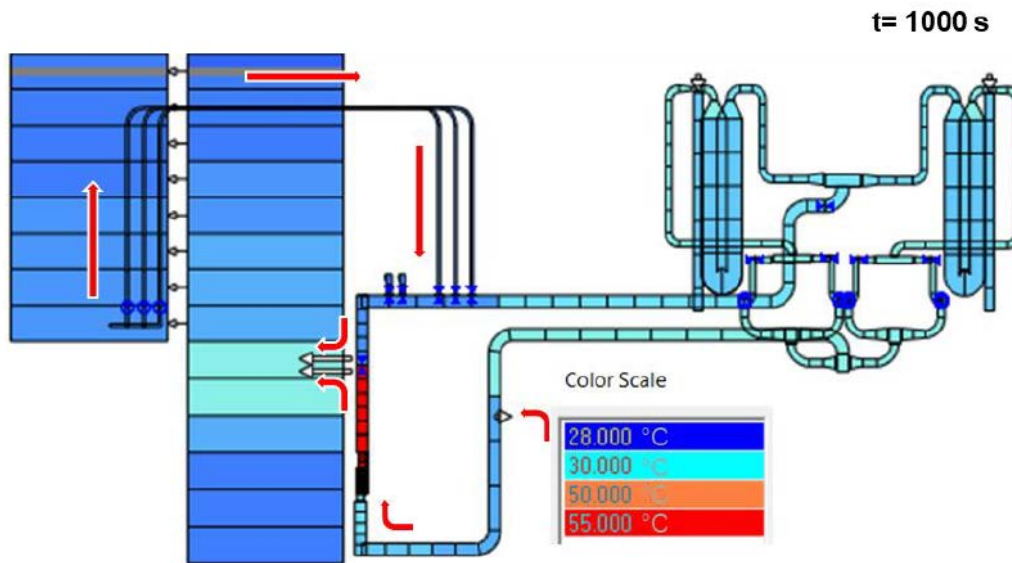


Abb. 7.24 Kühlmittelpfade nach Erreichen stabiler Bedingungen

Die ATHLET-Simulation zeigte jedoch auch, dass Strömungsinstabilitäten kurz nach der Einleitung des Bruchs für einen kurzen Zeitraum von etwa 0,4 s auftreten.

Wie oben erwähnt, wurde ein vorgegebener Massenstrom für das Auslaufen der Primärpumpen als Eingangsdaten verwendet, um die Eigenschaften der Primärpumpen zu simulieren. Das Auslaufen der Pumpe beeinflusst hauptsächlich den Unfallablauf. Daher sind weitere Verbesserungen des aktuellen Pumpenmodells unter Verwendung eines dynamischen Pumpenmodells geplant, das auf generischen Kennlinien basiert.

7.9.4 Fehlerhaftes Offenbleiben von Rückschlagklappen im Primärsystem

Im Primärsystem befinden sich mehrere Rückschlagklappen, um im Falle des Ausfalls von einer oder mehrerer Primärpumpen unzulässige Kernbypässe zu vermeiden. Die folgenden thermohydraulischen Analysen sollen zeigen, ob die korrekte Schließfunktion der Rückschlagklappen im Primärsystem für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen bzw. von in der PSA zu betrachtenden Ereignisabläufen erforderlich ist, um diese Ereignisabläufe zu beherrschen. Konkret soll geklärt werden, wie sich die Strömung im Primärkreis verhält, wenn bei Bespeisung mit den Notkühlpumpen die Rückschlagklappe einer Primärpumpe nicht schließt. Hier könnte es zu einer unzulässigen Bypass-Strömung um den Kern kommen.

Um die Mindestwirksamkeiten des Notkühlsystems im Falle von fehlerhaft offenen Rückschlagklappen im Primärsystem zu ermitteln, wurden die Rückschlagklappe im Sammler

und die Eckrückschlagventile auf der Druckseite jeder Primärkühlmittelpumpe aus dem ATHLET-Datensatz entfernt. Der Fall ohne diese fünf Klappen stellt im Notstromfall (vgl. Abschnitt 7.9.1) die größten Anforderungen an das Notkühlsystem, weil dadurch der Druckverlust des Strömungswegs durch die Wärmetauscher und die Primärpumpen minimiert wird. Dieser Strömungsweg stellt den Kernbypass dar.

Wenn alle drei Notkühlpumpen in den Sammler des Primärsystems einspeisen, beträgt der Kernmassenstrom ca. 9,4 kg/s. Die restlichen ca. 39,3 kg/s werden von den Notkühlpumpen am Kern vorbei im umgekehrten Strömungsweg durch die offenen Rückschlagklappen, die Wärmetauscher und die Primärkühlmittelpumpen gepumpt (s. Abb. 7.25). Der Kernmassenstrom ist für die Abfuhr der Nachzerfallswärme ausreichend. Die maximale Claddingtemperatur im Notkühlbetrieb beträgt $T_c = 65 \text{ °C} \ll T_{c,krit}$ (s. Abb. 7.26).

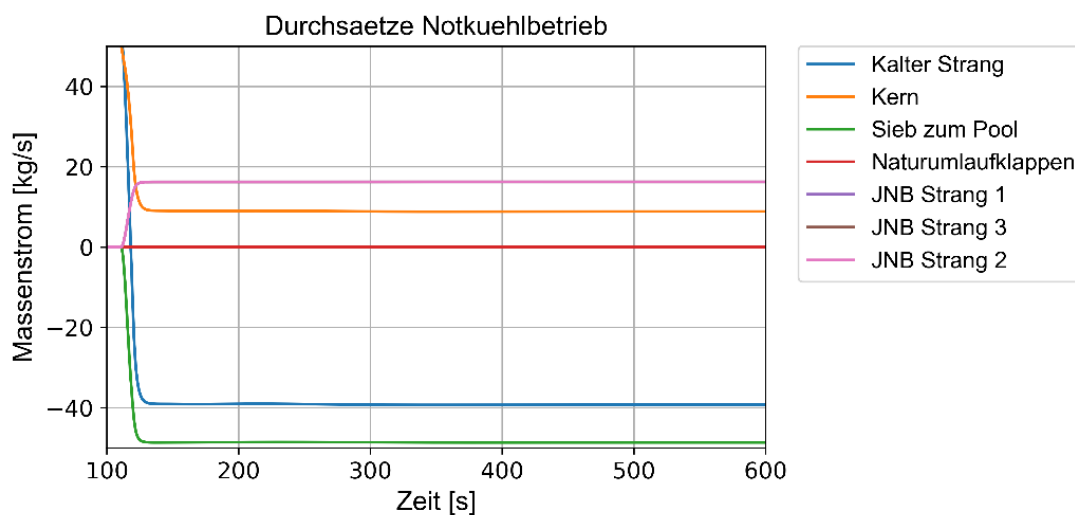


Abb. 7.25 Massenströme im Notkühlbetrieb mit drei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

Nach dem Abschalten des Notkühlsystems drei Stunden nach der RESA stellt sich aufgrund des Kernbypasses der Naturumlauf schneller ein als bei geschlossenen Rückschlagklappen im Primärsystem. Bereits 7 s nach dem Abschaltensignal für die Notkühlpumpen kommt es zur Strömungsumkehr im Kern. Der Kernbypass durch die Leitungen des Primärkühlsystems beschleunigt die Ausbildung des Naturumlaufs, weshalb die maximale Claddingtemperatur mit $T_c < 75 \text{ °C}$ hier sogar kleiner ist als mit geschlossenen Rückschlagklappen ($T_c = 96 \text{ °C}$, vgl. Abschnitt 7.9.1).

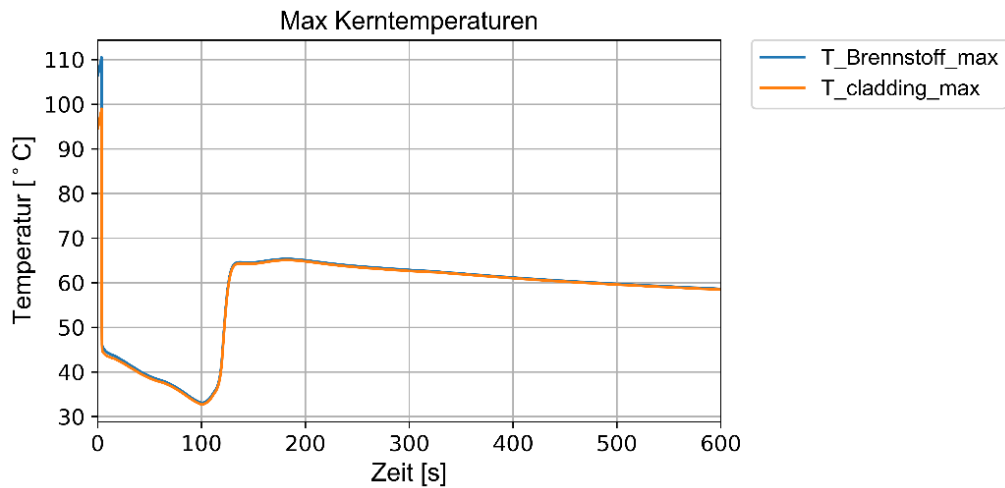


Abb. 7.26 Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit drei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

Wenn nur zwei Notkühlpumpen verfügbar sind, beträgt der Massenstrom durch den Kern lediglich 5,8 kg/s (s. Abb. 7.27). Der Kernmassenstrom ist für die Abfuhr der Nachzerfallswärme ausreichend. Die maximale Claddingtemperatur im Notkühlbetrieb mit zwei Notkühlpumpen beträgt $T_C < 80 \text{ °C} \ll T_{c,krit}$ (s. Abb. 7.28).

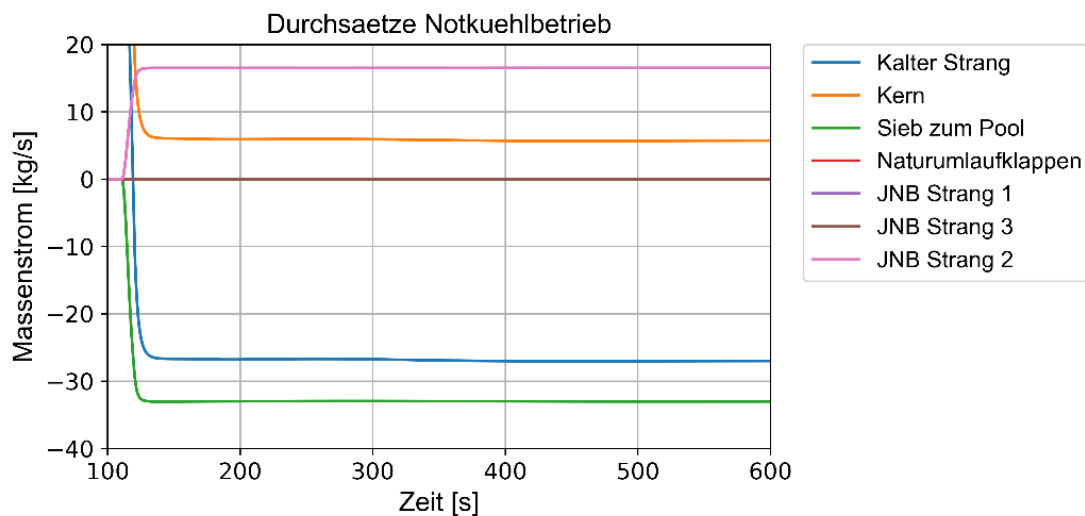


Abb. 7.27 Massenströme im Notkühlbetrieb mit zwei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

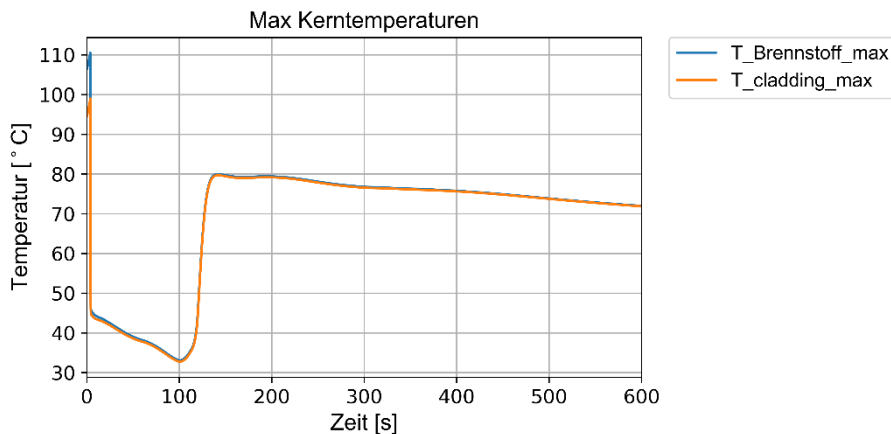


Abb. 7.28 Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit zwei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

Steht nur eine Notkühlpumpe zur Verfügung, kommt es bereits nach ca. 150 s zur Strömungsumkehr im Kern (siehe Abb. 7.29). Der Kernmassenstrom verringert sich auf ca. 3,2 kg/s. Die maximale Claddingtemperatur im Notkühlbetrieb mit einer Notkühlpumpe beträgt zum Zeitpunkt der Strömungsumkehr im Kern $T_C < 130\text{ °C} \ll T_{C,krit}$ (s. Abb. 7.30). Der maximale Dampfgehalt im Kern bei Strömungsumkehr beträgt ca. 30 % und ist damit kleiner als bei der Nichtverfügbarkeit aller Notkühlpumpen (vgl. Abb. 7.13).

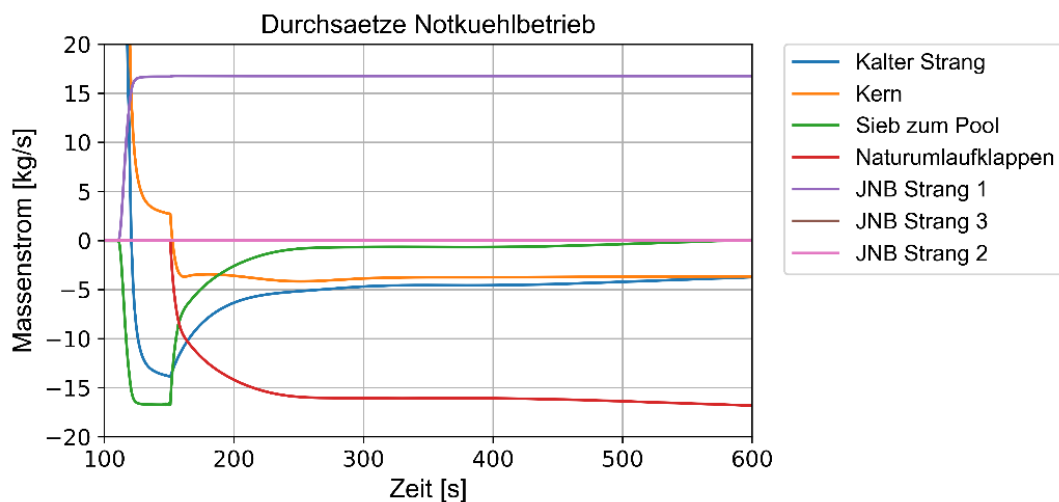


Abb. 7.29 Massenströme im Notkühlbetrieb mit einer Notkühlpumpe bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

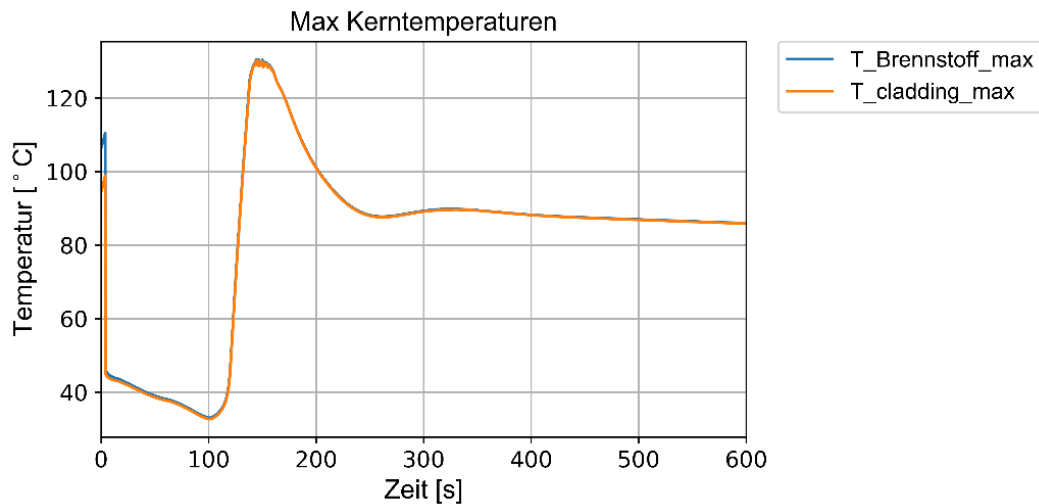


Abb. 7.30 Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit einer Notkühlpumpe bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem

Beim Ausfall aller Pumpen des Notkühlsystems, z. B. bei Station Blackout, stellt sich nach Auslaufen der Primärpumpen der Naturumlauf ein (vgl. Abschnitt 7.9.1). Die Nichtverfügbarkeit der Rückschlagklappen im Primärsystem hat in diesem Fall keinen signifikanten Einfluss auf die maximalen Cladding- und Brennstofftemperaturen.

Die thermohydraulische Analyse zeigt, dass die Wirksamkeit des Notkühlsystems (3 x 100 %) im Notstromfall gegeben ist, selbst wenn die Rückschlagventile im Primärsystem nicht schließen. Deshalb wird im PSA-Modell der Ausfall dieser Ventile mit der Ausfallart „Schließt nicht“ nicht berücksichtigt.

8 Systemanalysen

8.1 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Die folgenden Systemfunktionen werden zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse angefordert:

Reaktorschnellabschaltung mit dem Regelstab

Die Reaktorschnellabschaltung mit dem Regelstab ist erfolgreich, wenn dieser einfällt. Sie wird automatisch über verschiedene Reaktorschutzkriterien angefordert.

Reaktorschnellabschaltung mit den Abschaltstäben

Die Reaktorschnellabschaltung mit den Abschaltstäben ist erfolgreich, wenn vier von fünf Abschaltstäben vollständig einfallen. Sie wird automatisch gleichzeitig und über die gleichen Reaktorschutzkriterien wie die Reaktorschnellabschaltung mit dem Regelstab ausgelöst.

Moderatorablass

Mit dieser Notfallmaßnahme kann der Reaktor unterkritisch gemacht werden. Der Ablass des Moderators aus dem Moderatortank ist dann vorzunehmen, wenn der Regelstab nicht oder nicht vollständig eingefallen/eingefahren und weniger als vier Abschaltstäbe vollständig eingefallen/eingefahren sind. Voraussetzung für den Erfolg dieser Maßnahme ist die Funktion des Primärkühlsystems inklusive des Sekundär- und des Tertiärkühlsystems, da nur über diese Kühlkette die gesamte Reaktorleistung abgeführt werden kann.

Notkühlung mit dem Notkühlsystem

Die Notkühlung ist erfolgreich, wenn nach einer erfolgreichen Reaktorabschaltung eine der drei Notkühlpumpen mit ihrer vollen Kapazität Kühlmittel durch den Zentralkanal fördert. Das Notkühlsystem wird automatisch mit der Reaktorschnellabschaltung in Betrieb genommen. Die Notkühlung kann nur bei stehenden Primärpumpen durchgeführt werden, da bei laufenden (oder mit Schwungrad auslaufenden) Primärpumpen die Notkühlpumpen über Überströmventile in das Absetzbecken fördern.

Notkühlung durch Naturumlauf

Für eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem Kern durch Naturumlauf ist das Öffnen einer der beiden Naturumlaufklappen erforderlich. Bei der Naturumlaufkühlung dreht sich die Strömungsrichtung im Zentralkanal um. Voraussetzung für die Wirksamkeit der Naturumlaufkühlung ist eine erfolgreiche RESA und das Auslaufen der Primärpumpen. Die Naturumlaufklappen öffnen selbstständig durch Gewichtskraft. Durch den Betrieb von Primär- oder Notkühlpumpen werden die Naturumlaufklappen geschlossen und können nicht öffnen.

Abschaltung der Primärpumpen

Um eine unzulässige Aufheizung des Primärkühlsystems ($> 80\text{ °C}$) und damit auch des Kühlmittels im Reaktorbecken zu verhindern ist bei Ausfall des Sekundär- oder des Tertiärkühlsystems die Abschaltung der Primärpumpen erforderlich. Diese Abschaltung kann automatisch (Aggregateschutz) oder von Hand erfolgen. Die Abschaltung durch den Aggregateschutz wird für diese PSA nicht kreditiert, da nicht bekannt ist, ob damit eine Temperaturüberschreitung von 80 °C im Primärkreis verhindert wird.

Kernkühlung mit dem Primärkühlsystem

Mit dieser Systemfunktion kann die gesamte Reaktorleistung bei Volllast abgeführt werden. Neben dem Primärkühlsystem ist dafür auch die Funktion des Sekundär- und des Tertiärkühlsystems erforderlich. Bei Reaktorbetrieb sind alle vier Primärpumpen in Betrieb.

Leckabspernung

Bei einem Leck an der Beckenauskleidung muss die Absperrarmatur des Leckagerohres des betroffenen Wand- bzw. Bodenfeldes geschlossen werden, um den Kühlmittelverlust zu beenden.

Einspeisung in das Reaktor-/Absetzbecken mit Feuerlöschwasser

Mit der Notfallmaßnahme „Beckenwassernachspeisung/Kernnotentladung“ kann Feuerlöschwasser in das Becken eingespeist werden. Diese Notfallmaßnahme ist durchzuführen, wenn der Beckenfüllstand bei abgeschalteten Primärpumpen um mehr als $2,7\text{ m}$

oder bei laufenden Primärpumpen um mehr als 4 m unter den normalen Füllstand abgefallen ist.

Rechtzeitiges Abfahren der Anlage

Die Anlage ist bei einem Wasserstand von 473,5 m ü NN abzufahren. Das Abfahren kann durch Einfahren des Regelstabes und Nachwärmeabfuhr über das Primärkühlsystem erfolgen. Diese Funktion wird als ausgefallen angesehen, wenn das Abfahren zu vorgesehendem Zeitpunkt unterbleibt.

8.2 Fehlerbaumanalysen

8.2.1 Ausfall der RESA durch den Regelstab

Die RESA durch Einfallen des Regelstabs ist ausgefallen, wenn die RESA nicht ausgelöst wird oder das Einfallen selbst durch mechanisches Versagen nicht ausreichend erfolgt.

Ausfall der RESA-Anregung

Die Haltemagnete des Regelstabs werden nicht abgeschaltet, wenn das Reaktorschutzsystem (RSS) kein Signal für die RESA ausgibt, obwohl ein RESA-Kriterium erfüllt ist. Das RSS versagt genau dann, wenn eines der beiden Teilsysteme A oder B der Verarbeitungsebene des RSS ausfällt.

In der vorliegenden PSA wird konservativ der Wert $8,23E-06$ /Anforderung (bzw. ein Ausfall bei 121.507 Anforderungen) als Versagenswahrscheinlichkeit eines Teilsystems verwendet. Der Unsicherheitsfaktor wird als $k_{95} = 20$ abgeschätzt.

Die meisten Störungen wie z. B. ein Reaktivitätsstörfall werden durch mehrere Anregekriterien erkannt und über die Messkanäle an die Verarbeitungsrechner weitergegeben. Die PSA-Modellierung des Reaktorschutzsystems durch zwei Teilsysteme A und B beinhaltet die Annahme, dass der Störfall von je einem Teilsystem über je ein Anregekriterium erkannt wird. Einige Störungen werden jedoch nur von einem Teilsystem erkannt. Dieser Sachverhalt wird im PSA-Modell spezifisch für jedes einzelne auslösende Ereignis berücksichtigt.

Bei einem Primärkühlmittelverlust wird nur Teilsystem A (RSS_TSA) bei Unterschreiten eines minimalen Beckenfüllstandes beim Absinken des Wasserspiegels im Reaktorbecken angeregt. Teilsystem B (RSS_TSB) wird nicht angeregt. Aus diesem Grund wird für die PSA-Modellierung für die Beherrschung der Ereignisse „*Leck in der Primärzelle*“ und „*Leck an der Beckenauskleidung*“ das Teilsystem B nicht kreditiert (Dazu wird das House Event „*Kein Anregekriterium RSS_TSB*“ gesetzt, wodurch in den Fehlerbäumen das Basisereignis „*Kein Anregekriterium für RSS Teilsystem B vorhanden*“ mit der Wahrscheinlichkeit $P = 1$ anstelle des Basisereignisses für den Ausfall von RSS_TSB verwendet wird).

Beim Ausfall der Kühlung der Konverterplatte wird RSS Teilsystem B ebenfalls nicht angeregt. Die Anregekriterien für das RSS sind hier *Durchfluss am Austritt der Konverterplatte* zu gering und *Konverterplatte nicht in Ruheposition*, wodurch RSS Teilsystem A angeregt wird.

Im Notstromfall fällt die Spannung an den Haltemagneten des Regelstabs ab, wodurch dieser in den Kern einfallen kann. In diesem Fall ist für die RESA keine Anregung durch den Reaktorschutz nötig.

Ausfall der Abschaltwirkung des Regelstabs

Der Ausfall der Abschaltwirkung des Regelstabs wird mit dem Basisereignis „*Regelstab schaltet den Reaktor nicht ab*“ modelliert. Damit wird das mechanische Versagen des Regelstabs in der PSA berücksichtigt.

Vernachlässigbare Versagensarten der RESA durch den Regelstab

Die folgenden theoretisch denkbaren Ausfallmöglichkeiten der RESA durch den Regelstab wurden diskutiert und als vernachlässigbar bewertet.

Der Regelstab wird über interne Kühlkanäle mit Primärkühlmittel gekühlt. Der Regelstab kann nicht in den Reaktor einfallen, wenn die Austrittsöffnungen des Kühlmittels in den Zentralkanal verstopft sind, sich infolge dessen Dampf im Regelstab bildet und dadurch ein großer Gegendruck entsteht. Weil konstruktive Maßnahmen (z. B. mehrere Bohrungen) vorgesehen wurden, können die Kühlkanäle im Regelstab nicht blockiert werden. Außerdem kann eine nennenswerte Dampfblasenbildung im Regelstab aufgrund der vorliegenden Temperaturverhältnisse ausgeschlossen werden.

Ein Verklemmen des Regelstabs im Brennelement ist aufgrund der Kühlung von innen und außen nicht zu unterstellen.

Die Integrität des Zentralkanals und des Moderator tanks ist wichtig, um ein störungsfreies Einfallen des Regelstabs nach einer RESA zu gewährleisten. Zentralkanal und Moderator tank sind so konstruiert und ausgelegt, dass der Regelstab (auch nach dem Bemessungserbeben) ungehindert in den Kern einfallen kann. In der PSA werden deshalb diesbezügliche Ereignisse nicht berücksichtigt.

Ein Durchfallen des Regelstabs durch den Kern wird laut Sicherheitsbericht der Referenzanlage konstruktiv verhindert. Zunächst wird der Regelstab nach dem Einfallen in einer Dämpfstrecke durch Wasserverdrängung abgebremst und setzt anschließend auf einem Tellerfederpaket auf. Ein Versagen dieser konstruktiven Maßnahmen wird in der PSA vernachlässigt.

Wenn der Aufprall des Regelstabs am Ende des Einfallvorgangs nicht abgebremst wird, kann er dadurch beschädigt werden. Weil der Stab sowohl hydraulisch durch das Kühlwasser im Zentralkanal als auch mechanisch durch eine Tellerfeder abgebremst wird und das Versagen von beiden Mechanismen hinreichend unwahrscheinlich ist, wird die Beschädigung des Regelstabes durch Aufprall beim Einfallen vernachlässigt.

Wenn die Absorberwirkung des eingefallenen Regelstabs z. B. aufgrund von Alterungserscheinungen nicht ausreicht, um den Reaktor abzuschalten, ist die RESA nicht erfolgreich. Dieses Ereignis kann vernachlässigt werden, weil die Reaktivitätswirksamkeit des Regelstabs durch Kalibrieren bei jedem Anfahren messtechnisch überwacht wird.

8.2.2 Ausfall der RESA durch die Abschaltstäbe

Die RESA durch das Einfallen der Abschaltstäbe ist ausgefallen, wenn weniger als vier der fünf Abschaltstäbe in den Moderator tank einfallen.

Ausfall der RESA-Anregung für Abschaltstäbe

Das Reaktorschutzsystem gibt das Signal zur RESA und damit zum Stromabfall an den Haltemagneten der Abschaltstäbe, wenn eines oder mehrere Anregekriterien erfüllt sind. Es gelten die gleichen Aussagen wie oben für den Regelstab (vgl. Abschnitt 8.2.1).

Im Notstromfall fällt die Spannung an den Haltemagneten der Abschaltstäbe ab, wodurch diese in den Moderatortank einfallen können. In diesem Fall ist für die RESA keine Anregung durch den Reaktorschutz nötig (Fail-Safe-Prinzip).

Ausfall der Abschaltwirkung der Abschaltstäbe

Für den Ausfall der Abschaltwirkung jedes Abschaltstabs wird ein Einzelfehler unterstellt. Zusätzlich können Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA) auftreten. Die GVA werden mit dem Alpha-Faktor-Modell modelliert. Um langfristig die Unterkritikalität sicherzustellen, müssen mindestens vier von fünf Abschaltstäben in den Moderatortank einfallen, d. h. mehr als ein Ausfall der Abschaltstäbe führt zum Ausfall der Systemfunktion. Damit wird das mechanische Versagen eines oder mehrerer Abschaltstäbe in der PSA berücksichtigt.

Nicht berücksichtigte bzw. vernachlässigte Ausfälle der RESA mit Abschaltstäben

Moderatortank und Zentralkanal sind für die sichere Lagerung und korrekte Positionierung von Brennelement, Regelstab und Abschaltstäben verantwortlich, weshalb für eine erfolgreiche RESA die Integrität von Moderatortank und Zentralkanal sichergestellt sein muss. Ein spontanes Versagen von Moderatortank und Zentralkanal auch beim Bemessungserdbeben ist nicht zu unterstellen. In der PSA wird das entsprechende spontane Versagen somit vernachlässigt.

Weil der Druck im Gehäuse der Abschaltstäbe gleich dem Druck im Moderatortank ist, ist ein Austreiben eines Abschaltstabs aus der Abschaltposition nicht zu unterstellen.

Die zuständige Aufsichtsbehörde betrachtet die Konstruktion der Abschaltstabeinheiten als sachgerecht, um die Abbremsung der Abschaltstäbe sicherzustellen und ein Durchfallen zu verhindern. Ein Ausfall dieser konstruktiven Maßnahmen wird in der PSA vernachlässigt.

8.2.3 Ausfall des Primärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr

Nach einer Abschaltung durch RESA oder Hand-RESA ist zur Nachwärmeabfuhr mit dem Primärkühlsystem eine von vier Primärmittelpumpen sowie die Hauptwärmesenke erforderlich. Die betrieblichen Wärmeabfuhrsysteme benötigen die Netzversorgung und sind nicht an das Notstromnetz angeschlossen.

Bestandteile des Primärkühlkreislaufs sind: Zentralkanaleinheit, Sammelkammer der Moderatortankeinheit mit einer Drosselblende in der Saugleitung und einem Sieb zum Becken, Saugleitung mit Verzweigung zu den vier Pumpen, vier Pumpen mit Schwungrädern, Druckleitungen zu den zwei Primärwärmetauschern (2 x 50 %, Primärkühlmittelrohrseitig), Druckleitung zum Sammler und weiter zur Zentralkanaleinheit, im Sammler zwei Naturumlaufklappen für die Nachwärmeabfuhr und drei Anschlüsse mit Rückschlagklappen für das Notkühlsystem. Der Rücklauf vom Zentralkanal wird pumpensaugseitig zuerst auf zwei und anschließend auf vier Rohrleitungen aufgeteilt. Pumpendruckseitig werden zwei Pumpenstränge zusammengefasst und anschließend die Wärme in einem von zwei Primärwärmetauschern an das Sekundärkühlsystem übertragen. Die Rückläufe der Wärmetauscher werden zusammengefasst und dem Zentralkanal zugeführt. Das Primärkühlsystem ist demnach 2 x 2-strängig aufgebaut.

Der Systemauslegung zugrunde liegende Störungen sind: Blockade einer Pumpe (Betriebsversagen), Lecks (Leitungen im Becken, in der Primärzelle, im Primärwärmetauscher, im Abzweig zur Primärkühlmittelreinigung, an der Zentralkanaleinheit), Fehlstellung von Rückschlagklappen.

Obwohl das Primärkühlsystem als Betriebssystem die gesamte im Leistungsbetrieb erzeugte Wärmeleistung abführen kann, wird in der PSA die Funktion der Nachzerfallswärmeabfuhr betrachtet. Dafür reichen eine Pumpe und ein zugeordneter Wärmetauscher aus. Die Abfuhr der Nachzerfallswärme fällt aus, wenn alle vier Primärkühlmittelpumpenstränge (Stränge 1+2 und die Stränge 3+4) oder die Hauptwärmesenke ausfallen.

Fällt die Hauptwärmesenke aus, kann die Nachzerfallswärme aus dem Primärkühlsystem nicht abgeführt werden. Die Hauptwärmesenke fällt aus, wenn die Primärwärmetauscher nicht verfügbar sind, das Sekundärkühlsystem oder das Tertiärkühlsystem ausfallen.

Die Pumpen 1 und 2 bespeisen den Wärmetauscher 1 und die Pumpen 3 und 4 den Wärmetauscher 2. Der Ausfall eines Primärwärmetauschers führt direkt zum Ausfall der Wärmeabfuhr von zwei Primärkühlsträngen. Ein primärseitiges Leck (maximales Leckgröße beträgt 25 cm², siehe Abschnitt 5.4) führt zum Wassereintrag in die Primärzelle und damit nach einiger Zeit zum Ausfall aller Primärpumpen. Ein sekundärseitiges Leck führt im ungünstigsten Fall zum Ausfall der sekundären Wärmesenke. In beiden Fällen wäre damit die Nachwärmeabfuhr mit dem Primärkühlsystem ausgefallen.

Eine Primärkühlmittelpumpe kann im Betrieb versagen (Einzelfehler und GVA4v4). Beim Ausfall der 400-V-Netzversorgung oder einem Sammelschienenkurzschluss der Stromversorgung eines Pumpen-Paars fallen die Pumpen ebenfalls aus. Durch einen Sammelschienenkurzschluss können zwei Primärpumpen gleichzeitig ausfallen. Die Funktionsfähigkeit der Pumpenschwungräder wird nicht durch einen Sammelschienenkurzschluss in der Stromversorgung der Pumpenmotoren beeinträchtigt. Zusätzlich könnte das mögliche Zerknallen eines Pumpenschwungrads in der PSA bewertet werden. Allerdings ist das Schwungrad einer Pumpe bei den unterstellten Drehzahlen versagenssicher ausgeführt. Daher ist der Zerknall der Schwungräder und die daraus resultierende unzulässige Einwirkung auf die Primärkühlmittelumschließung nicht zu befürchten.

Die Abwärme der Motoren der Primärpumpen 1 und 2 wird ebenso wie die im Primärwärmetauscher 1 übertragene Wärmeleistung vom ersten Strang des Sekundärkühlsystems aufgenommen. Die Pumpen 2 und 3 werden mit dem zweiten Strang des Sekundärkühlsystems gekühlt. Fällt der erste (zweite) Strang des Sekundärkühlsystems aus, dann sind auch der erste und zweite (dritte und vierte) Strang des Primärkühlsystems ausgefallen, weil dann die Kühlung der Pumpenmotoren über die Primärkühlstränge nicht mehr möglich ist.

Fällt das sekundäre Kühlsystem im Nachkühlbetrieb bei laufenden Primärkühlmittelpumpen aus, so bleibt unter Berücksichtigung der Nachzerfallsleistung und der Pumpenabwärme mehr als eine halbe Stunde Zeit, bis die Primärkühlmitteltemperatur $> 80\text{ °C}$ übersteigt. In dieser Zeit müssen die Primärkühlmittelpumpen von Hand abgeschaltet werden, falls die automatische Abschaltung durch den Aggregateschutz nicht erfolgt. Die Abschaltung durch den Aggregateschutz wird für diese PSA nicht kreditiert, da nicht bekannt ist, ob damit eine Temperaturüberschreitung von 80 °C im Primärkreis verhindert wird.

Fehlstellung von Rückschlagarmaturen

Auf der Druckseite jeder Primärkühlmittelpumpe befindet sich ein Rückschlagventil, um beim Ausfall der Pumpe im Betrieb eine Rückströmung durch die Pumpe zu verhindern. Der Ausfall eines Rückschlagventils in der Druckleitung einer Primärpumpe führt beim Ausfall der Pumpe weder zu einem Kühlmittelbypass, der die Kernkühlung gefährdet, noch bei Rückwärtsdrehen der ausgefallenen Pumpe zu einer unzulässig hohen Drehzahl, welche die Integrität des Pumpenschwungrads gefährdet. Ein fehlerhaftes Schlie-

ßen von Rückschlagventilen wird nicht betrachtet, wenn die entsprechende Primärkühlpumpe in Betrieb ist. Die Fehlerart „Rückschlagventil schließt nicht“ sollte jedoch betrachtet werden, falls eine Pumpe im Betrieb ausfällt. In diesem Fall würde die funktionsfähige Pumpe des Nachbarstrangs rückwärts durch die ausgefallene Pumpe fördern. Diese Ausfallkombinationen werden für das Pumpenpaar 1 und 2 mit den Gattern „Ausfall Pumpe 1 und Rückschlagventil 1 schließt nicht“ und „Ausfall Pumpe 2 und Rückschlagventil 2 schließt nicht“ im Fehlerbaum berücksichtigt. Gleiches gilt analog für das Pumpenpaar 3 und 4. Der Ausfall eines Rückschlagventils bei Anforderung „Rückschlagventil schließt nicht“ könnte demnach mit Einzelfehler und einem GVA berücksichtigt werden.

Durch eine thermohydraulische Analyse des Störfalls „Ausfall einer Primärpumpe und gleichzeitiger Ausfall des Eckrückschlagventils auf der Pumpendruckseite (schließt nicht)“ konnte gezeigt werden, dass die Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mit dem Wärmetauscher stromab der ausgefallenen Pumpe noch möglich ist. Die Analyse bestätigt damit die Aussagen im Vorherigen Absatz. Deshalb sind diese Ausfallkombinationen für die PSA nicht relevant. Durch das Nicht-Setzen des House-Events TH-MW-PKP werden die Ausfallart „Schließt nicht“ für die Eckrückschlagventile auf der Pumpendruckseite der Primärkühlpumpen nicht berücksichtigt.

Primärkühlmittelverlust und Lecks

Das Primärkühlsystem verwendet Beckenwasser als Kühlmittel. Ein Kühlmittelverlust über signifikante Leckagen in den Leitungen des Primärkühlkreises sind nicht zu erwarten (s. unten). Das Kühlmittelreinigungssystem entnimmt das zu reinigende Beckenwasser aus der Sammelleitung des Primärkühlsystems stromab des Zentralkanals. Das hierdurch entnommene Primärkühlmittel wird durch ein Sieb zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf aus dem Reaktorbecken ergänzt. Durch diese hydraulische Verbindung des Primärsystems zum Reaktorbecken wird der hydrostatische Druck von ca. 2 bar aufgeprägt. Sofern das Reaktorbecken intakt bleibt und nicht signifikant viel Beckenwasser durch Leckagen in Beckenkühlsystem oder Kühlmittelreinigungssystem verloren geht, ist kein Primärkühlmittelverlust zu erwarten. Durch einen Ausfall des Kühlmittelreinigungssystems und Lecks an den Leitungen des Systems wird die Kühlfunktion des Primärkühlsystems nicht beeinträchtigt. Ein Leerhebern des Reaktorbeckens bei Rohrleitungsleckagen im Beckenkühlsystem wird durch Siphonbrecher verhindert. Das Beckenkühlsystem wird im Leistungsbetrieb nur bei Bedarf betrieben.

Entsprechend obiger Ausführungen ist ein Primärkühlmittelverlust mit dem Verlust des Beckenwassers gleichzusetzen. Ein Leck am Becken wird als auslösendes Ereignis in der PSA betrachtet.

Lecks im Primärsystem müssen in der PSA nicht berücksichtigt werden da die Bewertungen auf der Rahmenspezifikation Basissicherheit basieren. Lecks führen weder zum Ausfall der Nachzerfallswärmeabfuhr noch zum Primärkühlmittelverlust.

Der doppelwandig ausgeführte Zentralkanal genügt den wesentlichen Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit. Das Versagen des Zentralkanals ist somit kein in der PSA zu betrachtendes Ereignis.

Die Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit sind weiterhin erfüllt für alle Leitungen des Primärsystems mit $DN > 50$ (mit Ausnahme der im Reaktorbecken verlaufenden Saugleitung) einschließlich der Naturumlaufklappen und der Rückschlagklappen zum Notkühlsystem. Das T-Stück und der doppelwandig ausgeführte Teil des Zentralkanals oberhalb des Brennelements genügen ebenfalls der Rahmenspezifikation Basissicherheit. Damit können doppelendige Brüche (2-F-Brüche) ausgeschlossen und aufgrund bruchmechanischer Analysen die maximal mögliche Leckfläche auf 25 cm^2 eingegrenzt werden. Dieser Querschnitt ist überspeisbar. Die Naturumlaufklappen, Rückschlagklappen zum Notkühlsystem und die übrigen Rückschlagarmaturen bleiben auch beim Bemessungserdbeben funktionsfähig.

Ein Leck im Zentralkanal oberhalb des Eintritts des Kühlmittels in den Kern führt zur größten Reduktion des Kerndurchsatzes. Bei einem unterstellten 25 cm^2 -Leck an dieser Position wird ein minimaler Kerndurchsatz von 220 kg/s und ein aus dem Leck austretenden Massenstrom von ca. 90 kg/s erwartet (das entspricht ca. 29% des Gesamtmassenstroms). Im Reaktorbetrieb sind 180 kg/s Kerndurchsatz nötig. Durch das unterstellte Leck fällt der Kerndurchsatz, ausgehend vom Nenndurchsatz von 300 kg/s , nicht unter 190 kg/s . In diesem Fall treten ca. 80 kg/s Wasser durch das Leck ins Reaktorbecken ein (ca. 30% des Gesamtmassenstroms). Überträgt man dieses Ergebnis auf die Anforderungen für die Nachwärmeabfuhr, erscheint die Annahme gerechtfertigt, dass bei einer Fördermenge einer Primärkühlmittelpumpe von 75 kg/s Kühlmittel, wovon ca. 70% durch den Kern (entspricht $75 \text{ kg/s} * 70 \% = 52,5 \text{ kg/s}$) und ca. 30% durch das Leck ins Becken strömen, eine einzige Primärkühlmittelpumpe das unterstellte 25 cm^2 -Leck überspeisen und die Nachwärme (ca. 4% der Nennleistung) abführen kann (ein minimaler Kerndurchsatz von ca. 9 kg/s ist für die Nachwärmeabfuhr ausreichend).

Die Annahme eines 25 cm²-Lecks ist im Bruchausschlussbereich des Primärkühlmitteleinschlusses sachgerecht; Lecks in der Saugleitung im Reaktorbecken sind in Bezug auf den Kerndurchsatz ohne Bedeutung.

Leckagen der Primärkühlmittelumschließung innerhalb der Primärzelle und des daran anschließenden Rohrkanals führen zu keinem unzulässigen Beckenwasserverlust, weil ausgetretenes Kühlmittel ab einer bestimmten Leckagemenge nach Auslösen der Berstscheibe wieder in das Absetz- bzw. Reaktorbecken zurückgeleitet wird.

Die vorgesehenen Prüfintervalle und Prüfmaßnahmen der wiederkehrenden Prüfungen entsprechen den Anforderungen der Rahmenspezifikation Basissicherheit.

Die Primärwärmetauscher und die Primärzelle bleiben auch nach einem Flugzeugabsturz intakt.

Blockieren eines Kühlkanals

Das Sieb im Sammler des Primärkühlsystems vor dem Eintritt in den Zentralkanal mit einer Maschenweite kleiner als die minimale Kühlkanalbreite verhindert ein Blockieren eines Kühlkanals durch Partikel. Im Bereich des Brennelementkopfes befindet sich eine Lochplatte mit einem Bohrungsdurchmesser von 1,8 mm. In der PSA wird die Blockade eines Kühlkanals deshalb nicht betrachtet.

Nach einem Brennelementwechsel wird beim Anfahren des Primärsystems der Druckverlust im Primärkreis gemessen und damit überprüft, ob Fremdkörper die Siebe im System verstopfen. Ein Verstopfen des Siebes wird leittechnisch durch den Reaktorschutz mit einer dreifach redundanten Messung des Differenzdrucks zwischen Sammler und Becken überwacht. Das Ansprechen des Schutzkriteriums (Druckdifferenz: Sammler/Becken > max) löst eine RESA aus. Selbst wenn für die PSA konservativ angenommen wird, dass die RESA-Auslösung durch einen Ausfall von Druckmesser, Messumformer oder Grenzsignalgeber nicht kommt, würde anschließend RESA durch erhöhte Temperatur im Primärkühlsystem ausgelöst werden.

Netzversorgung und Leittechnik

Die elektro- und leittechnischen Einrichtungen werden in der vorliegenden PSA vereinfacht modelliert. Der Ausfall der 400-V-Netzversorgung führt zum Ausfall der Primärkühlmittelpumpen, weil diese nicht an die Notstromversorgung angeschlossen sind (House Event NSF).

8.2.4 Ausfall des Primärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung

Zur Abfuhr der vollständigen thermischen Reaktorleistung von 20 MW müssen alle vier redundanten Pumpenstränge sowie beide Stränge des Sekundärkühlsystems (siehe Abschnitt 8.2.6) und beide Stränge des Tertiärkühlsystems (siehe Abschnitt 8.2.8) verfügbar sein.

Die in Abschnitt 8.2.3 beschriebenen Fehlerbäume müssen teilweise leicht verändert werden, um die Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhr mit dem Primärkühlsystem ermitteln zu können.

8.2.5 Ausfall des Sekundärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr

Das Sekundärkühlsystem ist nicht durchgängig zweisträngig ausgeführt. Beim Ausfall einer aktiven Komponente im einsträngigen Teil muss die Reaktorleistung reduziert werden bzw. kann die Nachzerfallswärme über den vollständig intakten Strang abgeführt werden.

Das Sekundärkühlsystem ist ein Betriebssystem, das vor einem auslösenden Ereignis in Betrieb ist. In der PSA wird deshalb die Fehlstellung von automatischen oder handbetätigten Absperrarmaturen nicht betrachtet. Die Funktionsfähigkeit der passiven Komponenten Ausdehnungs-/Pufferbehälter und des Sicherheitsventils wird in der PSA nicht betrachtet.

Die Sekundär-Motorkühlpumpe ist nur für das Anfahren der Sekundärkühlmittelpumpen nötig und wird im Betrieb abgeschaltet. Deshalb ist sie für die PSA nicht relevant.

Sekundärkühlmittelverlust ist sehr unwahrscheinlich, kann aber zum Ausfall der sekundären Kühlstränge führen. Das Ereignis ist in der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge enthalten und wird in den Fehlerbaummodellen nicht weiter betrachtet.

In der PSA enthaltene Komponenten sind die Sekundärkühlmittelpumpen 1 und 2, die Rückschlagklappen auf den Pumpensaugseiten 1 und 2 und die Sekundärwärmetauscher 1 und 2. Weil das Sekundärkühlsystem nicht durchgängig zweisträngig ausgeführt ist, führen mehrere Ausfallkombination zum Ausfall beider Stränge. Für die Nachwärmeabfuhr nach einer RESA reicht ein Strang aus. Beide Stränge fallen aus, wenn:

- Beide Kühlmittelpumpen 1 und 2 im Betrieb versagen (Betriebsversagen, GVA, Ausfall der Netzversorgung);
- eine Kühlmittelpumpe im Betrieb versagt und die druckseitige Rückschlagklappe nicht schließt (in diesem Fall förderte die funktionsfähige Pumpe rückwärts durch die ausgefallene Pumpe, wodurch die Primärwärmetauscher nicht ausreichend bespeist werden könnten);
- eine Pumpe im Betrieb versagt und die Nachzerfallswärme nicht über den Sekundärwärmetauscher im intakten Strang abgeführt werden kann.

Die elektro- und leittechnischen Einrichtungen werden in der vorliegenden PSA vereinfacht modelliert. Der Ausfall der 400-V-Netzversorgung führt zum Ausfall der Sekundärkühlmittelpumpen, weil diese nicht an die Notstromversorgung angeschlossen sind (House Event NSF).

Fällt das Tertiärkühlsystem im Betrieb aus, kann die Nachzerfallswärme nicht aus dem Sekundärkühlsystem abgeführt werden. Ein Ausfall des ersten Stranges des Tertiärkühlsystems führt zum Ausfall des ersten Stranges des Sekundärkühlsystems und ein Ausfall des zweiten Stranges des Tertiärkühlsystems zum Ausfall des zweiten Stranges des Sekundärkühlsystems. Fallen beide Stränge des Tertiärkühlsystems aus, fällt auch das Sekundärkühlsystem aus.

8.2.6 Ausfall des Sekundärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung

Der in Abschnitt 8.2.5 beschriebene Fehlerbaum muss leicht verändert werden, um die Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhr mit dem Sekundärkühlsystem ermitteln zu können. In der folgenden Abbildung wird dieser Fehlerbaum analog zu Abschnitt 8.2.5 gezeigt. Die Wärmeabfuhr von 100 % der Reaktorleistung ist beim Ausfall eines Strangs des Sekundärkühlsystems ausgefallen.

8.2.7 Ausfall des Tertiärkühlsystems zur Nachwärmeabfuhr

Das Tertiärkühlsystem ist ein Betriebs- und kein Sicherheitssystem. Vorhandenen Unterlagen enthalten nur sehr wenige PSA-relevanten Informationen.

Der Tertiärrückkühler besteht aus zwei Wasserauffangbecken aus wasserundurchlässigem Stahlbeton und sechs Rückkühlaggregaten. Der Ausfall des Tertiärkühlsystems entspricht dem Ausfall der sekundären Wärmesenke und wird durch die systemtechnische Auslegung beherrscht.

Das Tertiärkühlsystem ist zweisträngig aufgebaut. Die Kühlmittelpumpen der beiden Stränge saugen aus den Kühlturmbecken, die über das Kühlturmverbindungsbecken verbunden sind, an. Im Sekundärwärmetauscher 1 wird Wärme aus dem Sekundärkühlkreis an das Tertiärkühlmittel von Strang 1 übertragen (gleiches gilt analog für den Strang 2 des Tertiärkühlsystems). In jedem Strang des Tertiärkühlsystems verzweigen sich die Leitungen des Rücklaufs vor den beiden Zellenkühlern jedes Stranges. In jedem Strang des Tertiärkühlsystems sind vier motorbetätigte Absperrklappen verbaut. Eine befindet sich stromab der Tertiärkühlmittelpumpen, zwei befinden sich vor den beiden Kühlturmzellen eines Tertiärstranges und eine befindet sich im Bypass zu den Kühlturmzellen eines Strangs. Letztgenannte Absperrklappen könnten zum Ausfall der Kühlfunktion eines Strangs führen, wenn sie öffnen und nicht mehr geschlossen werden können, weil dadurch eventuell der Großteil des Kühlmittels über den Bypass und nicht über die Zellenkühler ins Kühlturmbecken fließen würde. Zur Nachwärmeabfuhr reicht eine funktionierende Kühlturmzelle aus; genaue Informationen zu den Mindestwirksamkeiten des Tertiärkühlsystems hinsichtlich der Nachzerfallswärmeabfuhr liegen der GRS nicht vor. Schließen die Absperrklappen auf der Pumpendruckseite und können nicht mehr geöffnet werden, wird der jeweilige Kühlstrang als ausgefallen betrachtet. Gleiches gilt für die Absperrklappen der Zellenkühler. Öffnet die Absperrklappe in einer Bypassleitung zu

den Zellenkühlern, wird davon ausgegangen, dass aufgrund des stark reduzierten Kühlmittelstroms über die Kühler die Kühlwirkung nicht ausreicht.

Ein Strang des Tertiärkühlsystems fällt aus, wenn nicht ausreichend Kühlmittel vorhanden ist, die Kühlleistungsregelung ausfällt, der Pumpenstrang ausfällt oder beide Zellenkühler des Strangs ausfallen.

Ausfall der Tertiärkühlmittelpumpen

Eine Tertiärkühlmittelpumpe ist ausgefallen, wenn die Pumpe im Betrieb versagt (Einzelfehler oder GVA). Die Pumpen sind nicht notstromversorgt und daher im Notstromfall ausgefallen.

Ausfall der Zellenkühler

In der PSA ist der Ausfall der Zellenkühler mit Einzelausfällen der Kühlturmzellen sowie einem GVA über die Kühlturmzellen modelliert. Außerdem wird unterstellt, dass der Ausfall eines Kühlturmventilators ebenfalls zum Ausfall eines Zellenkühlers führt. Diese Annahme ist konservativ, weil eventuell der Naturzugbetrieb zur Nachwärmeabfuhr ausreichen könnte. Genaue Informationen zu den Mindestwirksamkeiten des Tertiärkühlsystems hinsichtlich der Nachzerfallswärmeabfuhr liegen der GRS nicht vor.

Der Ausfall der elektrischen Frostschutz-Heizungen (für den Betrieb der Ventilatoren nötig) wird über eine Stromflussüberwachung detektiert und in der Schaltwarte gemeldet. Um die Auswirkung eines Ausfalls der Heizungen auf die Funktion des Tertiärkühlsystems beurteilen zu können, müssten genaue Daten zur Mindestwirksamkeit des Tertiärkühlsystems im Leistungsbetrieb und im Nachkühlbetrieb vorliegen. Diese liegen der GRS nicht vor. Gleiches gilt für die Frostschutzsicherungen von nicht ständig durchströmten Rohren im Außenbereich und der Komponenten des Tertiärkühlsystems (zwei elektrische Heizlüfter im Pumpenraum). Die Systeme werden über Thermostaten gesteuert. Die Bereitschaft der Frostschutzmaßnahmen an den Rohrleitungen im Außenbereich und im Pumpenkeller ist bei Außentemperaturen $< 10\text{ °C}$ herzustellen, die Frostschutzheizung der Ventilatorantriebe wird automatisch bei Temperaturen $< 5\text{ °C}$ eingeschaltet. Für die PSA wird davon ausgegangen, dass selbst bei einem Ausfall der Heizlüfter im Pumpenkeller der Betrieb der Pumpen für drei Stunden (vorgeschriebene Betriebsdauer des Primär- bzw. Notkühlsystems nach einer (Hand-)RESA) nicht gefährdet ist. Auch beim Ausfall der Frostschutzheizungen der Antriebe der Ventilatoren wird

nicht vom Ausfall des Tertiärkühlsystems ausgegangen; bei niedrigen Außentemperaturen $< 5\text{ °C}$ reicht eventuell der Naturzugbetrieb in den Kühltürmen für die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus. Lediglich beim Ausfall der Rohrbegleitheizungen bei niedrigen Temperaturen könnten Leitungen im Außenbereich einfrieren und zum Ausfall des Tertiärkühlsystems führen. Es wird aber davon ausgegangen, dass die Nichtverfügbarkeit, die daraus resultieren könnte, durch den GVA aller Kühlturmventilatoren abgedeckt ist.

Ausfall der Kühlleistungsregelung

Die Anpassung der Kühlleistung des Tertiärkühlsystems erfolgt im Leistungsbetrieb über die Drehzahlverstellung der Kühlturmventilatoren. Bei geringem Kühlbedarf werden einzelne Ventilatoren abgeschaltet (Naturzugbetrieb) oder einzelne Kühlturmzellen wasserseitig abgeschaltet, indem die zugehörige Absperrarmatur geschlossen wird. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt bei langfristigem Anlagenstillstand über einen Kühlkreislauf; die Leistungsanpassung erfolgt über Drehzahlverstellung der Kühlturmventilatoren.

In der PSA wird konservativ davon ausgegangen, dass der Ausfall der Temperaturregelung zum Ausfall des Kühlsystems führen kann (Basisereignis in jedem Strang). Der GRS ist nicht bekannt, ob die motorbetätigten Absperrklappen vor den Kühlturmzellen automatisch, z. B. vom Temperaturregelsystem, geschlossen werden können. Konservativ wird das fehlerhafte Schließen dieser Absperrklappen deshalb in der PSA modelliert (s. oben).

Ausfall der Kühlmittelnachspeisung

In einem Strang des Tertiärkühlsystems ist zu wenig Kühlmittel vorhanden, wenn aufgrund eines verstopften Ansaugsiebs nicht genug Wasser aus dem Kühlturmbecken angesaugt werden kann oder aufgrund des Ausfalls der Kühlturmbeckennachspeisung mit Brunnenwasser zu wenig Kühlwasser im Kühlturmbecken vorhanden ist. Ersteres wird mit Basisereignissen modelliert. Letzteres tritt auf, wenn die motorbetätigte Armatur nicht öffnet oder der für die Kühlturmbeckennachspeisung nötige Teil des Kühlsystems mit Brunnenwasser ausfällt.

Die Kühlturmbeckennachspeisung mit dem Kühlsystem mit Brunnenwasser ist ausgefallen, wenn die beiden Pumpenstränge ausfallen oder zu wenig Wasser in den zugehörigen Pufferbecken vorhanden ist.

Fällt eine Pumpe aus und schließt die druckseitige Rückschlagklappe nicht, wird die Förderleistung der zweiten Pumpe als unwirksam betrachtet. Die Pumpenmotoren sind an das 400-V-Normalnetz angeschlossen. Die Pumpen des Kühlsystems mit Brunnenwasser befinden sich im Pumpenkeller und würden bei dessen Überflutung ausfallen. Dieses Ereignis ist sehr unwahrscheinlich; man rechnet bei Leckagen, die zu einer Überflutung des Pumpenkellers führen würden, mit einer Karenzzeit von 30 Minuten für die Erkennung und Absperrung des Lecks. Interne Überflutungen werden für diese PSA allerdings nicht betrachtet.

Unterschreitet der Füllstand in den beiden Brunnenwasser-Pufferbecken, aus denen das Kühlsystem mit Brunnenwasser ansaugt, den zulässigen Wert, wird die laufende Pumpe abgeschaltet. Wasser in den Pufferbecken ist nicht verfügbar, wenn die Bespeisung mit dem Brunnenwassersystem, dem Trinkwassersystem und dem Brauchwassersystem, oder die Füllstandsmessung in den Pufferbecken ausgefallen ist. Eine genauere Beschreibung ist in Abschnitt 8.2.14 zu finden.

Vernachlässigbare Versagensarten von Komponenten des Tertiärsystems

Die Teilsysteme der Dosiereinrichtungen (z. B. das System zur Entkarbonisierung oder die Dosiereinrichtung zur Härtestabilisierung) und der Nebenkühlkreislauf sind nicht PSA-relevant. Drei Stunden nach der Reaktorschnellabschaltung können die aktiven Kühlsysteme außer Betrieb genommen werden. Für die PSA wird davon ausgegangen, dass das Tertiärkühlsystem für drei Stunden funktionsfähig bleibt, selbst wenn Störungen des Nebenkühlsystems, des Filterkreislaufs oder der Teilsysteme Überlauf des Kühlturmwassers am Kühlturmbecken und Abschlammung oder Restentleerung des Kühlturmbeckens vorliegen. Die Funktion des Systems zur Entkarbonisierung und der Dosiereinrichtung zur Härtestabilisierung innerhalb dieser drei Stunden ist für die Kühlfunktion des Tertiärkühlsystems ebenfalls nicht nötig. Der GRS liegen keine Informationen dazu vor, ob die Tertiärkühlstränge automatisch abgeschaltet werden, wenn betriebliche Teilsysteme wie z. B. das System zur Abschlammung und Restentleerung des Kühlturmbeckens im Betrieb ausfallen. In der PSA werden diese Systeme nicht modelliert.

Netzversorgung

Beim Ausfall der Netzversorgung fallen die aktiven Komponenten (Pumpen, Ventilatoren, etc.) des Tertiärkühlsystems aus.

Die elektro- und leittechnischen Einrichtungen werden in der vorliegenden PSA vereinfacht modelliert. Der Ausfall der 400-V-Netzversorgung führt zum Ausfall der Tertiärkühlmittelpumpen, weil diese nicht an die Notstromversorgung angeschlossen sind (House Event NSF).

8.2.8 Ausfall des Tertiärkühlsystems zur Abfuhr der vollständigen Reaktorleistung

Die Wärmeabfuhr von 100 % der Reaktorleistung ist beim Ausfall eines Strangs des Tertiärkühlsystems ausgefallen. Es wird davon ausgegangen, dass es bereits beim Ausfall eines Zellenkühlers dazu kommt.

8.2.9 Ausfall des Notkühlsystems

Das Notkühlsystem ist dreifach redundant (3 x 100 %) aufgebaut und nicht vermascht.

Der Mindestdurchsatz, der zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (ca. 3 % der Reaktorleistung) beträgt 9 – 10 kg/s. Der Nenndurchsatz einer Pumpe beträgt ca. 13 kg/s. Beim Ausfall einer Notkühlpumpe und einem gleichzeitigen Leck von 25 cm² im Primärkühlsystem im Bereich des trockenen Rohrkanals beträgt der Kerndurchsatz beim Betrieb der verbleibenden zwei Pumpen des Notkühlsystems 10 kg/s.

Ein Strang des Notkühlsystems besteht aus einem Ansaugsieb, einer Notkühlpumpe, einem Überströmventil, den verbindenden Rohrleitungen und Rückschlagklappen zum Anschluss des Notkühlsystems an die Sammelleitung des Primärkühlsystems. Nach dem Zentralkanal strömt das erwärmte Wasser über das Sieb in der Saugleitung des Primärkühlsystems in das Reaktorbecken. Das gleichzeitige Verstopfen der Ansaugsiebe der Notkühlpumpen kann aufgrund der parallel nebeneinander liegenden Anordnung und der geometrischen Ausführung ausgeschlossen werden.

Unzulässige Auswirkungen aufgrund eines Lastabsturzes werden durch vorgesehene Schutzkonstruktionen verhindert. Das Notkühlsystem ist für eine zulässige Betriebstemperatur von 80 °C ausgelegt.

Die Rückschlagklappen schließen bei abgeschalteten Primärkühlmittelpumpen und verhindern einen unzulässigen Kernbypass durch die Leitungen des Primärkühlsystems.

Durch je ein zusätzliches Eckrückschlagventil in der druckseitigen Primärkühlmittelleitung jeder Primärkühlpumpe kann das Versagen der Rückschlagklappen bei Anforderung (z. B. im Notstromfall) kompensiert werden.

Als Notkühlumpen werden Unterwasserpumpen mit Drehstrom-Spaltmotoren eingesetzt. Die Stromversorgung erfolgt aus Wechselrichtern, die jeweils einem Pumpenmotor zugeordnet sind und an den 220 V-Gleichstromverteilungen angeschlossen sind. Die Batterien der Gleichstromverteilungen können die Notkühlumpen für mindestens drei Stunden mit Energie versorgen. Die Gleichstromanlagen werden über Ladegeräte (Gleichrichter) von der 400-V-Notstromversorgung gespeist. Im Notstromfall werden die Gleichstromanlagen durch die Notstromdiesel gespeist.

Das Notkühlssystem wird vom Reaktorschutzsystem im Falle einer RESA automatisch nach 10 s durch Zuschalten der Wechselrichter angefahren und für drei Stunden betrieben. Verriegelungen in den Wechselrichterabzweigen verhindern die Abschaltung der Notkühlumpen durch leittechnische Fehlsignale. Die leittechnischen Fehlsignale treten bei Unterspannung der dreisträngigen 24-V-Gleichstromanlagen auf, deren Batterien bei einem Station Blackout nach ca. einer Stunde entladen sind. Die Notkühlumpen können auch von Hand an- und abgeschaltet werden, solange kein RESA-Signal anliegt. Das Trenntor zwischen Reaktor- und Absetzbecken muss für den Betrieb des Notkühlsystems ausgebaut und beide Becken mit Wasser gefüllt sein. Die Notkühlpumpe 3 wird von einem andersartigen Wechselrichter als die Wechselrichter der Pumpen 1 und 2 mit Strom versorgt.

Bei Unterschreiten der Entladegrenzspannung der Batterie wird der Motor durch die Unterspannungsüberwachungs-Einrichtungen des Wechselrichters abgeschaltet. Sollte diese versagen, wird der Motor bei weiterem Absinken der Gleichspannung festgebremst (durch ein „außer Tritt fallen des Wechselrichters“ oder durch die Überschreitung des „Kippunktes“ des Motors), d. h. bei fast entladenen Batterien kommen die Notkühlumpen immer zum Stillstand. Deshalb können die Notkühlumpen auch bei Versagen der Unterspannungsüberwachungs-Einrichtungen nicht zum längerfristigen Stillstand des Kühlmittels im Zentralkanal führen, der die Strömungsumkehr zur Naturumlaufkühlung verzögern würde. Der Ausfall der Unterspannungsüberwachung muss deshalb in der PSA nicht berücksichtigt werden. Außerdem muss aufgrund des Einsatzes von zwei diversitären Wechselrichtergerätetypen ein gleichzeitiges Fehlansprechen der Schutz-einrichtungen in allen drei Strängen, wodurch die Notkühlumpen früher als drei Stunden nach deren Einschalten abgeschaltet würden, nicht unterstellt werden.

Weil die Pumpen erst 10 s nach einer RESA gestartet werden, ist der Betrieb des Notkühlsystems nach dem Bemessungserdbeben sichergestellt. Das Auftreten eines Erdbebens während des Betriebs des Notkühlsystems kann aufgrund dessen kurzer Betriebszeit laut vernachlässigt werden.

8.2.9.1 Nichtverfügbarkeit des Notkühlsystems

Das Notkühlsystem fällt aus, wenn alle drei Notkühlpumpen ausfallen (3v3 Ausfall Notkühlstränge). Thermohydraulische Analysen ergaben, dass ein Nichtschließen der Rückschlagklappen des Primärkühlsystems nicht zum Ausfall der Kernkühlung durch das Notkühlsystem führen (vgl. den folgenden Abschnitt).

8.2.9.2 Ausfall der Schließfunktion der Rückschlagklappe und Eck-Rückschlagventile im Primärsystem

Zu einem unzulässigen Kernbypass im Notkühlbetrieb kann es kommen, wenn gleichzeitig die Rückschlagklappen im Sammler des Primärkühlsystems und eines der Eck-Rückschlagventile auf der Pumpendruckseite der Primärkühlmittelpumpen nicht schließen.

Thermohydraulische Analysen haben jedoch gezeigt, dass der Ausfall der Schließfunktion aller Rückschlagventile im Primärsystem nicht zum Ausfall der Kernkühlung durch das Notkühlsystem führt. Deshalb wird dieses Gatter in der PSA als verfügbar gesetzt bzw. das House Event TH-MW-RSK nicht gesetzt.

8.2.9.3 Ausfall eines Notkühlstrangs

Das Notkühlsystem ist dreisträngig aufgebaut (3 x 100 %). Einer der drei Stränge des Notkühlsystems fällt aus, wenn die jeweilige Notkühlpumpe ausfällt, das Eigenmediumgesteuerte Überströmventil nach dem Auslaufen der Primärkühlmittelpumpen nicht schließt, oder die Rückschlagklappe zum Notkühlsystem im Sammler des Primärsystems nicht öffnet. Für die Rückschlagklappen werden GVA berücksichtigt.

8.2.9.4 Ausfall einer Notkühlpumpe

Zum Ausfall einer der drei Notkühlpumpen kommt es beim Ausfall des jeweiligen Wechselrichters, beim Ausfall der 220-V-Gleichstromversorgung, beim Startversagen der Notkühlpumpe oder beim Betriebsversagen der Notkühlpumpe. Für Start- und Betriebsversagen der Pumpen werden GVA berücksichtigt.

Außerdem kann der Ausfall des EIN-Signals für den Wechselrichter zum Ausfall der Pumpe führen. Das EIN-Signal fällt aus, wenn das Signal des Reaktorschutzes zum Start der Notkühlpumpen ausfällt, die 24-V-Gleichstromversorgung für die Leittechnik ausfällt oder beide Elektronikschränke der jeweiligen Redundanz des Reaktorschutzes ausfallen. Während des Betriebs des Notkühlsystems kann es zum Betriebsversagen eines Wechselrichters kommen. Ein Fehler in der Ansteuerung des Wechselrichters kann zum ungewünschten Abschalten des Wechselrichters führen. Für die Wechselrichter in den Strängen 1 und 2 könnte theoretisch ein GVA auftreten; der Wechselrichter in Strang 3 ist diversitär zu den anderen beiden ausgeführt. GVA werden für die Wechselrichter jedoch nicht unterstellt.

8.2.10 Ausfall der Naturumlaufkühlung

Die Naturumlaufkühlung gewährleistet die passive Kühlung des Kerns, nach Abschaltung oder Ausfall von Primärkühlsystem und Notkühlsystem. Nachdem alle Pumpen ausgelaufen sind, kommt es zur Strömungsumkehr; Beckenwasser tritt durch das Sieb unter dem Brennelement in den Zentralkanal ein, kühlt das Brennelement und tritt durch die beiden Naturumlaufklappen im Sammler des Primärkühlsystems wieder in das Reaktorbecken aus. Die Naturumlaufklappen sind redundant (2 x 100 %) und öffnen selbsttätig aufgrund der Schwerkraft, sobald der Druck im Sammler nach dem Auslaufen der Primär- und Notkühlpumpen abgesunken ist.

Die Nachzerfallswärme wird im Naturumlaufkühlbetrieb an das Beckenwasser übertragen. Reaktor- und Absetzbecken werden vom Beckenkühlsystem gekühlt; das Beckenkühlsystem wiederum führt die Wärme über Sekundär- und Tertiärkühlsystem ab. Im Notstromfall verbleibt die Wärmekapazität des Beckenwassers als alleinige Wärmesenke. Die Beckenwassertemperatur bleibt selbst im Notstromfall unter der Auslegungstemperatur von 80 °C. Untersuchungen des Gutachters bestätigten, dass die maximale Temperatur im Notstromfall ca. 60 °C beträgt. Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorbe-

cken erfolgt über Verdunstung und Wärmeübertragung an die Umgebung. Das Beckenkühlsystem hat demnach keine sicherheitstechnische Bedeutung und wird in der PSA nicht betrachtet.

Sind Primär- und Notkühlsystem gleichzeitig nicht verfügbar, treten instabile Strömungszustände mit Siede- und Kondensationszuständen auf, die jedoch nicht zu Schäden am Brennelement führen.

Zum Ausfall der Naturumlaufkühlung kommt es, wenn beide Naturumlaufklappen nicht öffnen Einzelausfall oder die GVA, oder das Sieb zwischen Reaktorbecken und Primärkühlkreislauf verstopft ist.

8.2.11 Elektrische Energieversorgung

400-V-Notstromschaltanlage und Notstromdieselaggregate

Die zwei redundanten Dieselaggregate versorgen im Notstromfall die Notstromverteilungen mit elektrischer Energie und bestehen aus je einem wassergekühlten Viertakt-Dieselmotor mit Direkteinspritzung und Abgasturboaufladung, je einem Generator sowie zugehörigen Hilfs- und Versorgungssystemen. Die Motoren sind mit selbsterregten bürstenlosen Drehstromsynchrongeneratoren elastisch gekoppelt. Die Hochlaufzeit des Dieselaggregates beträgt ausgehend vom Startsignal bis zur Wiederverfügbarkeit der 400-V-Notstromschaltanlage (Spannungswiederkehr) ca. 10 s. Die beiden Dieselnotstromanlagen sind eigenen Notstromverteilungen zugeordnet. Die Anlagen sind funktionell getrennt angeordnet und räumlich getrennt aufgestellt.

Die Hilfssysteme jedes Aggregates bestehen aus Kraftstoffsystem, Schmierölsystem, Startsystem, Kühlsystem, Abgassystem, Ansaugluftsystem, Leitstand, Überwachung, Steuerung und Schutz.

Drehzahl und Klemmenspannung des Motors werden geregelt. Im Netzparallelbetrieb arbeitet der Drehzahlregler als Leistungsregler und der Spannungsregler als Blindleistungsregler. Der Motor wird über eine eigene Starterbatterie elektrisch gestartet. Steht die Starterbatterie nicht zur Verfügung, kann der Dieselmotor über ein mobiles Netzstartgerät gestartet werden. Es ist ein Netzstartgerät für beide Motoren vorhanden. Das Netzstartgerät wird an eine 400-V-Kraftsteckdosenkombination angeschlossen.

Wenn das Dieselaggregat durch ein Aggregateschutzsignal abgeschaltet wurde, kann es durch Handmaßnahmen wieder gestartet werden.

Eine elektrisch angetriebene Kraftstoffpumpe fördert Diesel vom Vorratsbehälter in den Betriebsbehälter; das Volumen des Betriebsbehälters reicht für ca. vier Stunden Betriebszeit aus. Die Verbrennungsluft wird über Trockenluftfilter aus dem Dieselraum angesaugt; die Außenluft-Absperrklappen zu den beiden Dieselräumen öffnen automatisch. Das Kühlmittel des Dieselmotors wird über einen Ventilator Kühler rückgekühlt. Der Ventilator saugt Luft aus dem Dieselraum an; die maximale zulässige Raumtemperatur im Notstromdieselraum beträgt 32 °C. Die lufttechnische Anlage belüftet den Dieselraum. Bei Anforderung der Notstromaggregate wird die Belüftung des Dieselraums auf Umluftbetrieb umgeschaltet, um das Ansaugen von Abgasen zu vermeiden. Die Schmierölversorgung erfolgt über mechanisch angetriebene Ölpumpen. Der Schmierölvorrat reicht für einen 72-stündigen Betrieb.

Die betriebliche Leittechnik erkennt einen Notstromfall, wenn die Spannung an den Notstromverteilungen länger als zwei Sekunden unter 80 % der Nennspannung oder 60 Sekunden unter 90 % der Nennspannung absinkt. In diesem Fall wird das entsprechende Notstromaggregat automatisch gestartet. Zwei Sekunden nach dem Notstromsignal werden alle Verbraucher von den Notstromverteilungen getrennt. Gleichzeitig werden die zugeordneten Kuppelschalter geöffnet. Zeitversetzt werden die beiden Generatorschalter geschlossen, die Außenluftabsperklappen geöffnet, die Ventilator Kühler gestartet und die Dieselbelastungsstufen 1 bis 3 freigegeben. Anschließend startet das Zuschaltprogramm der Notstromverbraucher.

Beim Nichtverfügbarkeit eines der beiden Dieselaggregate ist der Weiterbetrieb des Reaktors für 100 Stunden zulässig.

Die ausreichende Verfügbarkeit von Kühlwasser, Schmieröl und Dieselkraftstoff wird regelmäßig überprüft und ggf. hergestellt. Deshalb werden Ausfälle der Dieselaggregate aufgrund mangelnder Verfügbarkeit der genannten Betriebsstoffe in der PSA nicht betrachtet.

Kommt es zu einem Fehlstart eines Generators, ist anschließend der automatische Generatorstart gesperrt. Nachdem die Störung beseitigt wurde bzw. die Betriebsbereitschaft wiederhergestellt wurde, kann am Leitstand das Startprogramm erneut angeregt werden. Die Funktion *Automatischer Start* kann außerdem gesperrt werden. Die zum

Betrieb des Dieselaggregates benötigten Anlagenteile werden für die Funktionsfähigkeit nach dem Bemessungserdbeben ausgelegt. Die zum Start benötigten Anlagenteile werden zusätzlich für die Funktionsfähigkeit nach dem Bemessungserdbeben ausgelegt. Die 400-V-Notstromschaltanlagen sind für die Lasten während und nach dem Bemessungserdbeben ausgelegt.

220-V-Gleichstromanlagen und 24-V-Gleichstromanlagen (unterbrechungslose Notstromanlage)

Die Gleichstromanlagen sind folgendermaßen aufgebaut:

Die 220-V-Gleichstromanlagen versorgen im Notstromfall die Notkühlpumpen mit elektrischer Energie. Außerdem wird die Steuerspannungsversorgung der zwei Niederspannungshauptverteilungen und der zwei Niederspannungsnotstromverteilungen gewährleistet.

Die 24-V-Gleichstromanlagen versorgen die Gebäudeabschlussklappen, die Sicherheitsleittechnik und betriebliche Leittechnik. Außerdem wird die Hilfsspannungsversorgung für die Niederspannungshauptverteilungen, die Niederspannungsnotstromverteilungen, und die dreisträngigen 220-V-Gleichstromverteilungen gewährleistet. Die 24-V-Gleichstromverteilung der Notwarte versorgt die Störfallinstrumentierung mit elektrischer Energie, falls die Schaltwarte nicht verfügbar ist.

Die drei 220-V-Gleichstromanlagen bestehen jeweils aus einem 220-V-Ladegerät, einer 220-V-Batterie und einer 220-V-Gleichstromverteilung. Das Ladegerät Strang 1 ist an die Notstromverteilung 1 angeschlossen, die Ladegeräte Stränge 2/3 an die Notstromverteilung 2.

Zwei der drei 24-V-Gleichstromanlagen bestehen jeweils aus einem 24-V-Ladegerät, einer 24-V-Batterie und einer 24-V-Gleichstromverteilung. Das Ladegerät Strang 1 ist an die Notstromverteilung 1 angeschlossen, das Ladegerät Strang 2 an die Notstromverteilung 2. Die Batterie der dritten 24-V-Gleichstromanlage kann mit zwei Ladegeräten 31 und 32 geladen werden. 31 wird von der Notstromverteilung 1 gespeist und 32 von der Notstromverteilung 2.

Die Ladegeräte werden im Gleichrichter-Normalbetrieb zur Versorgung der Verbraucher und zur Ladung der parallel geschalteten Batterie eingesetzt. Bei Netzeinbrüchen in der

Notstromverteilung oder bei dessen Ausfall erfolgt unterbrechungsfrei die Versorgung der Verbraucher durch die Batterie (Batteriebetrieb). Bei Netzwiederkehr oder nach Hochlaufen des Dieselnostromaggregats, bevor die Entladegrenze der Batterie erreicht ist, erfolgt die Rückkehr zum Gleichrichternormalbetrieb mit Versorgung der Last und gleichzeitiger Ladung der Batterie. Die Gleichstromausgänge der 24-V-Ladegeräte werden auf Überspannung und Unterspannung überwacht. Die Phase L- wird über eine Trennlasche geerdet. Die Gleichstromausgänge der 220-V-Ladegeräte werden isoliert betrieben und auf Überspannung, Unterspannung und Erdschluss überwacht.

Die vier Gleichstromverteilungen beziehen die nötige Hilfsspannung von zugeordneten 24-V-Gleichstromverteilungen. Die 24-V-Gleichstromverteilungen beziehen die benötigte Hilfsspannungsversorgung von der jeweils eigenen Sammelschiene.

Die Gleichrichter, Batterien, Batterie-Einspeiseschränke und Schaltanlagen der Gleichstromanlagen sind für die Funktionsfähigkeit während und nach dem Bemessungsereignis ausgelegt.

8.2.11.1 Ausfall der 24-V-Gleichstromversorgung

Die Ausfälle der 24-V-Gleichstromversorgungen sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der dreifach redundanten 24-V-Gleichstromversorgung kommt es, wenn die Gleichstrom-Verteilung ausfällt oder gleichzeitig die 24-V-Batterie inkl. Lasttrennsicherung (Einzelausfall oder GVA) und die Versorgung über die Normal- oder Notstromeinspeisung ausfällt. Zu Letzterem kommt es beim Ausfall des 24-V-Gleichrichters oder beim Ausfallen der 400-V-Normal- oder Notstromversorgung. Die Gleichstromversorgung ist an beide Notstromschienen angeschlossen; die Verbindung zu den Schienen wird mit einem UND-Gatter berücksichtigt.

8.2.11.2 Ausfall der 220-V-Gleichstromversorgung

Die Ausfälle der 220-V-Gleichstromversorgungen sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der dreifach redundanten 220-V-Gleichstromversorgungen kommt es beim Ausfall der 220-V-Gleichstromverteilung oder beim Ausfall der Batterie inkl. Lasttrennsicherung (Einzelausfall oder GVA) und dem Ausfall der Versorgung durch die Normal- oder Notstromeinspeisung. Zu Letzterem kommt es beim Ausfall des 220-V-Gleichrichters inkl. Leistungsschalter und Ausgangslasttrenner oder beim Ausfall der 400-V-Normal- bzw. Notstromversorgung.

8.2.11.3 Ausfall der 400-V-Normal- oder Notstromversorgung

Die Ausfälle der 400-V-Normal- oder Notstromversorgung sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der zweisträngigen Normalstrom-Versorgung kommt es beim Ausfall der 400-V-Notstromverteilung oder im Notstromfall. Wenn im Notstromfall die Notstromeinspeisung nicht verfügbar ist, kommt es zum Ausfall der Notstromversorgung.

8.2.11.4 Ausfall der Notstromeinspeisung

Die Ausfälle der Notstromeinspeisung sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der zweisträngigen Notstrom-Einspeisung kommt es beim Versagen der Leistungsschalter, beim Ausfall des Notstrom-Dieselaggregats oder beim Ausfall des EIN-Signals zum Start der Diesel. Außerdem kommt es zum Versagen der Notstromeinspeisung, wenn der Generatorschalter nicht schließt (Einzelausfall oder GVA), der Kuppelschalter zum Normalnetz nicht öffnet (Einzelausfall oder GVA) oder der Schalt- und Steuerschrank des Aggregats ausfällt.

8.2.11.5 Ausfall eines Notstromdieselaggregates

Die Ausfälle der Notstromdieselaggregate 1 und 2 sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall des Notstromdieselaggregates kommt es bei Startversagen (Einzelausfall oder GVA), bei Betriebsversagen des Aggregates (Einzelausfall oder GVA), beim Ausfall der elektrischen Versorgung und der Leittechnik modelliert durch Ausfälle von Schalt-, Steuer- und Leittechniksschränken oder beim Ausfall von Kühlung und Lüftung des Dieselaggregates und des Dieselaggregat-Raums.

8.2.11.6 Ausfall der Kühlung der Notstromdieselaggregate und Ausfall der Lüftung der Notstromdieselmräume

Die Ausfälle der Kühlung der Notstromdieselaggregate und der Lüftung der Notstromdieselmräume sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der Kühlung der Dieselaggregate kann es kommen, wenn die Ventilatormotoren der Diesel im Betrieb versagen (Einzelausfall oder GVA) oder die Ventilatormotoren nicht starten (Einzelausfall oder GVA). Zum Ausfall der Lüftung der Notstromdieselmräume kann es kommen, wenn die beiden Außenluftabsperklappen pro Dieselraum nicht öffnen (Einzelausfall oder GVA).

8.2.12 Ausfall der Lufttechnischen Anlage für den notstromgesicherten Bereich im Notstromfall

Der Fehlerbaum zum Ausfall der lufttechnischen Anlage für den notstromgesicherten Bereich ist explizit für den Notstromfall erstellt worden. Um die Kühlung des notstromgesicherten Bereichs zu gewährleisten, müssen einer von zwei Zuluft-Ventilatoren, einer von zwei Abluft-Ventilatoren und der Reservekühler funktionstüchtig sein.

Die Ausfälle der lufttechnischen Anlage im Notstromfall sind mit dem entsprechenden Fehlerbaum modelliert. Zum Ausfall der Lufttechnischen Anlage kann es kommen, wenn beide Zuluft-Ventilatoren ausfallen, beide Abluft-Ventilatoren ausfallen, die Wärmeabfuhr ausfällt oder die elektrische Versorgung und die Leittechnik ausfallen. Zum Ausfall der Wärmeabfuhr kommt es, wenn der Reservekühler ausfällt oder das zugehörige Kühlsystem ausfällt. Der Ausfall der elektrischen Versorgung und der Leittechnik wird durch den Ausfall der Schränke modelliert, die im nachgelagerten Fehlerbaum ODER-verknüpft sind. Genauer zur elektrischen Versorgung lufttechnischen Anlage ist der GRS nicht bekannt.

8.2.13 Ausfall des Kühlsystems für die Lüftungstechnische Anlage im Notstromfall

Um die Abwärme der Lüftungstechnischen Anlage im Notstromfall abzuführen, muss das zugehörige Kühlsystem durch eine Handmaßnahme in Betrieb genommen werden. Zum Betrieb des Kühlsystems ist eine von zwei Kühlpumpen notwendig. Das Kühlwasser wird den miteinander verbundenen Pufferbecken entnommen; der Rücklauf wird über einen Schacht zum Vorfluter abgeführt. Die Kühlpumpe 1 wird über die Notstromverteilung 3 versorgt, die Kühlpumpe 2 über die Notstromverteilung 4.

Die Ausfälle des Kühlsystems für die Lüftungstechnische Anlage im Notstromfall sind mit dem entsprechenden Fehlerbaum modelliert. Zur Nichtverfügbarkeit des Kühlsystems kommt es, wenn beide Pumpen ausfallen, die Handmaßnahme zur Inbetriebnahme des Systems ausfällt oder in den Pufferbecken kein Wasser ist.

8.2.14 Ausfall der Pufferfunktion der Wasserbecken

Die Pufferbecken haben die Aufgabe, u. a. die Kühlsysteme: Beckenkühlsystem 3, das Kühlsystem für die Lüftungstechnische Anlage sowie das Feuerlöschwassersystem mit Wasser zu versorgen.

Die Ausfälle der Pufferfunktion der Wasserbecken sind mit dem entsprechenden Fehlerbaum modelliert. Zum Ausfall der Pufferfunktion der Becken kann es kommen, wenn die Bespeisung der Becken ausfällt, die Füllstandsmessung in den Becken nach MIN oder MAX ausfällt oder das Feuerlöschsystem mit Brunnenwasser das Becken entleert.

Zum Ausfall der Bespeisung des Pufferbeckens kommt es, wenn das Brunnenwassersystem ausfällt und zusätzlich die Bespeisung der Pufferbecken durch Trinkwassersystem und Brauchwassersystem ausfallen. In den Zuleitungen beider Systeme befinden sich je zwei motorbetätigte Absperrorgane, die versagen können. Wird ein Leck im Pumpenkeller detektiert, werden diese Absperrorgane automatisch geschlossen und verriegelt. In Folge dessen kann durch die Systeme und kein Wasser in die Pufferbecken nachgespeist werden.

Ausfall des Brunnenwassersystems

Das Brunnenwassersystem speist mit drei Horizontalbrunnenpumpen aus einem Horizontalbrunnen Wasser in die Pufferbecken. Die Pumpen 1 und 2 sind an die Notstromverteilung 3 und die Pumpe 3 an die Notstromverteilung 4 angeschlossen.

Die Ausfälle des Brunnenwassersystems sind mit dem entsprechenden Fehlerbaum modelliert. Zum Ausfall des Brunnenwassersystems kann es kommen, wenn alle drei Pumpen ausfallen oder die Einspeiseregularmatur in der Zuleitung zu den Pufferbecken schließt und anschließend nicht wieder öffnet. Wird Wasser im Pumpenkeller detektiert, schließt dieses Regelventil automatisch und wird verriegelt. Wassermangel im Horizontalbrunnen wird im Fehlerbaum mit einem entsprechenden House Event berücksichtigt.

Ausfall der Brunnenwasserpumpen 1 bis 3

Die Ausfälle der drei Brunnenwasserpumpen sind mit den entsprechenden Fehlerbäumen modelliert. Zum Ausfall der Brunnenwasserpumpe kommt es beim Ausfall der elektrischen Versorgung der Pumpe, bei einem detektierten Wasseranfall im Pumpen-

keller (House Event), beim Startversagen (Einzelausfall oder GVA) oder beim Betriebsversagen der Pumpe (Einzelausfall oder GVA). Die elektrische Versorgung der Pumpe fällt aus, wenn die Notstromverteilung im Pumpenkeller ausfällt.

8.3 Handmaßnahmen

Im BHB sind die folgenden Handmaßnahmen beschrieben, die in der PSA verwendet wurden:

- Abschalten der Primärpumpen von Hand beim Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge
- Inbetriebnahme des Kühlsystems für Lüftungstechnische Anlagen im Notstromfall oder beim Bemessungserdbeben
- Rechtzeitiges Abfahren der Anlage bei bevorstehendem Hochwasser
- Leck absperren bei einem Leck an der Beckenauskleidung

Die probabilistische Bewertung der Handmaßnahmen wurde mit der Methode ASEP /SWA 87/ durchgeführt.

8.3.1 Abschalten der Primärpumpen von Hand

Infolge des Ausfalls der sekundären oder tertiären Kühlstränge erfolgen automatisch RESA und der Start der Notkühlpumpen. Die Primärpumpen laufen weiter und sorgen dadurch für einen weiteren Wärmeeintrag. Nach einer bestimmten Zeit werden deren Antriebe aufgrund der unzureichenden Motorkühlung abgeschaltet. Falls diese Schutzabschaltung versagt, ist es notwendig die Primärpumpen von Hand abzuschalten. Es steht dafür mehr als eine halbe Stunde Zeit zur Verfügung, ehe im Primärkühlsystem unzulässige Temperaturen ($T > 80 \text{ °C}$) erreicht werden.

Im BHB wird auf die Notwendigkeit zur Abschaltung der Primärpumpen hingewiesen. Die Primärpumpen müssen abgeschaltet werden, wenn die Temperatur im Primärkühlsystem hinter den Wärmetauschern über den Abschalt-Grenzwert des Reaktorschutzsystems weiter ansteigt. Die Diagnose der Maßnahme „Abschalten der Primärpumpen“ ist damit ausreichend schriftlich dokumentiert.

Die zur Verfügung stehende Zeit für die richtige Diagnose und die Durchführung der Handmaßnahme beträgt mehr als eine halbe Stunde ($T_m > 30 \text{ Min.}$).

Die Pumpen können durch Betätigen eines Schalters von der Warte aus abgeschaltet werden. Diese Aktion wird als fertigkeitbasierte Maßnahme eingestuft. Der Zeitaufwand dafür wird auf eine Minute geschätzt. Konservativ werden fünf Minuten Verzögerungszeit angenommen, falls der Operateur Handlungsanweisungen aus dem BHB nachschlägt (Tab. 7-1 und 8-1 in /SWA 87/). Zusammen ergibt sich damit $T_a = 6 \text{ Min.}$ Die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Handlung wird als vernachlässigbar angesehen; trotzdem wird entsprechend Tab. 8-5 in /SWA 87/ der Wert $P = 0,004$ ($k_{95} = 5$) angesetzt. Der Wert setzt sich aus der Fehlerwahrscheinlichkeit 0,02 für eine Handlung unter moderatem Stress und einem Recovery Factor von 0,2 zusammen. Letzteres berücksichtigt die Möglichkeit, dass eine zweite Person auf der Warte die richtige Ausführung der Handmaßnahme innerhalb der zur Verfügung stehenden Zeit überprüfen kann.

Die richtige Diagnose muss ca. 30 Minuten nach dem Eintreten des auslösenden Ereignisses erfolgen ($T_d = T_m - T_a$). Damit kann der Wert $P = 0,001$ ($k_{95} = 10$) für den Ausfall der Diagnose angesetzt werden (Tab. 8-2 in /SWA 87/).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,005$ ($k_{95} = 4,4$). Es wird angenommen, dass die Ausfallwahrscheinlichkeit Beta-verteilt ist. Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit den Parametern $\text{Alpha} = 2,2$ und $\text{Beta} = 437,8$ verwendet.

8.3.2 Inbetriebnahme des Kühlsystems für Lüftungstechnische Anlagen

Das Kühlsystem für Lüftungstechnische Anlagen versorgt die Luftkühler der Klimaanlage im Überwachungsbereich (außerhalb des Kontrollbereichs) des Reaktorgebäudes und des Zuganggebäudes mit Kühlwasser. Im Notstromfall oder beim Bemessungserdbeben muss das Kühlsystem durch eine Handmaßnahme in Betrieb genommen werden, um die Abwärme u. a. der Lüftungstechnischen Anlage abzuführen. Das Kühlsystem befindet sich in betriebsbereitem Zustand und wird im Anforderungsfall in Betrieb genommen. Zum Betrieb des Kühlsystems ist eine von zwei Kühlpumpen notwendig. Im Anforderungsfall wird das System durch Starten einer Pumpe von Hand von der Schaltwarte aus angefahren, unabhängig davon, ob die Startbedingungen erfüllt sind. Das Kühlsystem wird für den Betrieb der Notstromdieselaggregate nicht benötigt.

Beim Ausfall der Netzversorgung (NSF) fallen alle vier Primärpumpen aus. Daraus resultiert ein Kerndurchsatzstörfall, der zum Ansprechen von vier Reaktorschutzgrenzwerten führt. Infolge werden RESA und die Notkühlung angeregt. Bei einem Spannungsabfall an den Notstromschienen werden die Notstromdiesel automatisch gestartet. Die Zuschaltung der Notstromverbraucher ist gemäß den Handlungsanweisungen im BHB zu kontrollieren. Die Handlungsanweisungen enthalten Listen der Verbraucher, die automatisch zugeschaltet werden, wenn sie vor dem Notstromfall in Betrieb waren. 15 s nach dem Dieselstart würden die Pumpen 1 an der Notstromschiene 1 und Pumpe 2 an der Notstromschiene 2 zugeschaltet, falls sie vor dem Notstromfall in Betrieb gewesen wären. Das Kühlsystem muss im Anforderungsfall von Hand in Betrieb genommen werden, ein schriftlicher Verweis vom BHB ist allerdings nicht vorhanden. Informationen bezüglich der für die Handmaßnahme zur Verfügung stehenden Zeit T_m liegen der GRS nicht vor.

Die Pumpen können durch Betätigen eines Schalters von der Warte aus eingeschaltet werden. Diese Aktion wird als fertigkeitbasierte Maßnahme eingestuft. Der Zeitaufwand dafür wird auf eine Minute geschätzt. Konservativ werden fünf Minuten Verzögerungszeit angenommen, falls der Operateur Handlungsanweisungen aus dem BHB nachschlägt (Tab. 7-1 und 8-1 in /SWA 87/). Zusammen ergibt sich damit $T_a = 6$ Min. Vor dem Einschalten von Pumpe 1 bzw. Pumpe 2 überprüft der Operateur, ob der Füllstand im Pufferbecken $> 1,1$ m ist. Die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Handlung „Beckenfüllstand überprüfen und Pumpe einschalten“ wird als vernachlässigbar angesehen; trotzdem wird entsprechend Tab. 8-5 in /SWA 87/ der Wert $P = 0,004$ ($k_{95} = 5$) angesetzt. Der Wert setzt sich aus der Fehlerwahrscheinlichkeit 0,02 für eine Handlung unter moderatem Stress und einem Recovery Factor von 0,2 zusammen. Letzteres berücksichtigt die Möglichkeit, dass eine zweite Person auf der Warte die richtige Ausführung der Handmaßnahme innerhalb der zur Verfügung stehenden Zeit überprüfen kann.

Weil die für die richtige Diagnose zur Verfügung stehende Zeit nicht bekannt ist, wird diese durch Expertenschätzung auf ca. 30 Minuten geschätzt. Der GRS liegen keine Informationen vor, ob die Handmaßnahme regelmäßig geprobt wird. Deshalb wird die obere Schranke für die Ausfallwahrscheinlichkeit der Diagnose ausgewählt (vgl. Abbildung 8-1 in /SWA 87/). Damit ergibt sich $P = 0,01$ ($k_{95} = 10$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,014$ ($k_{95} = 5,5$). Es wird angenommen, dass die Ausfallwahrscheinlichkeit

Beta-verteilt ist. Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit den Parametern $\text{Alpha} = 1,9$ und $\text{Beta} = 133,8$ verwendet.

8.3.3 Rechtzeitiges Abfahren der Anlage bei Hochwasser

Tritt der Fluss am Standort über die Ufer (Böschungshöhe) soll der Reaktor abgefahren werden. Ist ein Anstieg des Hochwassers um einen Meter oder höher zu besorgen, so sind Maßnahmen zu ergreifen, um ein Eindringen von Wasser in die zu schützenden Gebäude zu verhindern. Für das Abfahren steht demnach die Zeit zur Verfügung, in welcher der Pegel um einen Meter ansteigt. Weil der Fluss am Standort bereits ausgefuhrt hat und deshalb große Retentionsflächen vorhanden sind, werden 24 h postuliert.

Wenn in den Medien eine akute Hochwassergefahr gemeldet wird, überwacht das Schichtpersonal die weitere Entwicklung, u.a. mit Hilfe der Webseite des Hochwassernachrichtendienstes. Eine Hochwassergefahr für die Referenzanlage kann evtl. ab der Meldestufe 4 (Pegel am Oberlauf des Flusses) bestehen. Zusätzlich werden mehrere Kontrollen durchgeführt. 1,1 m bevor die Böschungshöhe erreicht wird, werden eine Warnung und bei 0,6 m ein Alarm ausgelöst. Bevorstehende Hochwässer können damit zuverlässig erkannt werden. Durchzuführende Maßnahmen sind im BHB dokumentiert.

Die zur Verfügung stehende Zeit für die richtige Diagnose und die Durchführung der Handmaßnahme Abfahren bei Hochwasser wird auf $T_m = 24$ h geschätzt.

Der Reaktor wird mittels Hand-RESA abgeschaltet. Hand-RESA wird über den entsprechenden Knopf in der Warte ausgelöst. Diese Handlung ist fertigkeitstbasiert, wird regelmäßig ausgeführt und wird folglich ohne Zuhilfenahme von schriftlichen Handlungsanweisungen beherrscht. Der Zeitaufwand dafür wird auf eine Minute geschätzt. Konservativ werden fünf Minuten Verzögerungszeit angenommen, falls der Operateur Handlungsanweisungen aus dem BHB nachschlägt (Tab. 7-1 und 8-1 in /SWA 87/). Anschließend werden die Abschaltung des Reaktors und der Start des Notkühlsystems mittels mehrerer Anzeigen des Operation-Monitoring-Systems (OM) kontrolliert. Die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Handlung wird als vernachlässigbar klein angesehen. Als für das Abfahren benötigte Zeit werden 3 h angesetzt (3 h nach Abschaltung kann das Notkühlsystem abgeschaltet werden). Insgesamt ergibt sich damit für die Zeitdauer der Handlung ca. $T_a = 3$ h.

Die richtige Diagnose muss ca. 21 h nach dem Eintreten des auslösenden Ereignisses erfolgen ($T_d = T_m - T_a$). Figure 8-2 in /SWA 87/ liefert für diese Diagnosezeit in etwa die Ausfallwahrscheinlichkeit der Diagnose $P = 0,0001$ ($k_{95} = 30$).

Dieser Wert ist gleichzeitig die Ausfallwahrscheinlichkeit der Handmaßnahme. Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = 1,2$ und $\text{Beta} = 11.998,8$ verwendet.

8.3.4 Leckabspernung bei einem Leck an der Beckenauskleidung

Unterstellt man einen Lastabsturz in das Reaktor-/Absetzbecken mit Beschädigung der Beckenauskleidung, kann es zu einem Leck am Beckenboden kommen. Die maximale Leckrate wird durch die Nennweite des unter dem betroffenen Bodensegment befindlichen Leckagerohres begrenzt. Durch das Leck würde es zu einem Füllstandsabfall im Reaktor-/Absetzbecken kommen. Der Füllstandsabfall im Reaktorbecken führt bei Unterschreitung eines Minimalwertes über das Reaktorschutzsystem zu RESA und Notkühlung.

Der fallende Füllstand weist eindeutig auf einen Primärkühlmittelverlust hin und wird mit Sicherheit bemerkt. Ferner würde das Betriebspersonal durch das Ansprechen von Meldungen aus den Sümpfen des Gebäudeentwässerungssystems auf ein Leck hingewiesen. Nach Leckortung kann die Leckage durch Absperrung der entsprechenden Armatur des Leckageüberwachungssystems beendet werden. Diese Armaturen sind nur per Hand bedienbar und befinden sich in Schränken im Montageflur.

Die Karenzzeit für die Notfallmaßnahme ist abhängig von der Leckgröße. Bei Annahme eines Lecks mit einer Nennweite von 20 mm wäre nach ca. 12 h der Füllstand im Reaktor-/Absetzbecken um 2,7 m gefallen. Bei diesem Beckenfüllstand ist, wenn die Primärpumpen abgeschaltet sind, laut BHB mit der Notfallmaßnahme Beckenwasser-Noteinspeisung/Kernnotentladung zu beginnen. Um eine Karenzzeit für die probabilistische Bewertung der Handmaßnahme zu erhalten, wird der Füllstand $12 \text{ m} - 2,7 \text{ m} = 9,3 \text{ m}$ als kritischer Füllstand angesetzt, bei dem die Handmaßnahme durchgeführt sein soll. Durch das postulierte 20 mm-Leck wäre das in ca. $T_m = 10 \text{ h}$ möglich. Der Zeitbedarf für die Leckortung und die Durchführung der Leckabspernung wird auf maximal $T_a = 2 \text{ h}$ geschätzt. Diese Annahme wird als konservativ betrachtet, weil monatliche Kontrollen der Dichtheit von Reaktor- und Absetzbecken durchgeführt werden und das Personal mit dem Leckageüberwachungssystem gut vertraut sein sollte. Für die richtige Diagnose

stehen damit ca. $T_d = T_m - T_a = 8 \text{ h}$ zur Verfügung. Damit kann ein Wert $P < 0,00002$ ($k_{95} = 30$) für den Ausfall der Diagnose angesetzt werden (Figure 8-1 und Table 8-2 in /SWA 87/).

Für die Ausführung der Handmaßnahme ist die entsprechende Absperrarmatur per Hand zu schließen. Die Handlung kann von einer Person des Reaktorschichtpersonals ausgeführt werden. Zusätzlich können zwei Operateure in der Schaltwarte die Entwicklung des Füllstands beobachten und damit die Wirksamkeit der Leckabspernung überprüfen. Die Leckabspernung wird im Montageflur durchgeführt.

Für die Bewertung des Handlungsablaufs wird von einer moderaten Stresssituation ausgegangen. Die Handmaßnahme besteht aus den zwei Schritten Leckortung auf der Warte und Leckabspernung im Montageflur. Weil die Maßnahme von mehreren Personen durchgeführt, die Karenzzeit (10 h) groß und die zur Durchführung der Maßnahme veranschlagte Zeit (2 h) großzügig bemessen ist, wird ein Recovery Factor von 0,2 angesetzt. Entsprechend ergibt sich aus Table 8-5, Item 5 in /SWA 87/ die Fehlerwahrscheinlichkeit $P = 2 \times 0,02 \times 0,2 = 0,008$ ($k_{95} = 5$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,008$ ($k_{95} = 5$). Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter Alpha = k_{95} wird die Beta-Verteilung mit den Parametern Alpha = 2,0 und Beta = 248,0 verwendet.

8.4 Notfallmaßnahmen

Für die Referenzanlage sind bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen Notfallmaßnahmen vorgesehen, um „Auswirkungen auf die Umgebung zu verhindern oder, falls dies nicht mehr möglich ist, zu verringern“. Es handelt sich hierbei um die folgenden Maßnahmen, die im BHB beschrieben sind:

- Moderatorablass,
- Beckenwassernoteinspeisung/Kernnotentladung,
- Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich (relevant für PSA der Stufe 2) und
- Zuschalten der 400-V-Notversorgung (relevant für PSA der Stufe 2).

Zu den Notfallmaßnahmen existieren Handlungsanweisungen sowie Übungs-Handlungsanweisungen. Die Häufigkeit der Übungen ist der GRS nicht bekannt. Die Ausfallwahrscheinlichkeiten der Notfallmaßnahmen werden im Folgenden durch einer HF-Analyse abgeschätzt mittels ASEP /SWA 87/ bewertet.

8.4.1 Moderatorablass

Die Notfallmaßnahme „Moderatorablass“ ist nötig, um den Reaktor langfristig unterkritisch zu halten, falls nach der RESA der Regelstab nicht vollständig oder weniger als vier von fünf Abschaltstäben eingefallen sind. Langfristige Unterkritikalität ist sichergestellt, wenn der D₂O-Füllstand im Moderatortank auf 1,2 m abgesenkt wurde. Der Tank wird anschließend mit Leichtwasser gefüllt, um die Schädigung der Moderatortankeinbauten zu verhindern. Zur Durchführung von mehreren Handmaßnahmen sind ein Kranfahrer, eine Person aus dem Fachbereich Reaktorbetrieb, eine Person aus dem Teilbereich Strahlenschutz und mindestens zwei Operateure in der Schaltwarte nötig. Die Durchführung der Maßnahme dauert ca. $T_a = 8$ h.

Die Notfallmaßnahme Moderatorablass wird in der PSA nur zur Beherrschung des Ereignisses Fehlerhaftes Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit kreditiert.

Die zur Verfügung stehende Zeit (Karenzzeit) für die richtige Diagnose und die Durchführung der Notfallmaßnahme ist abhängig von der Brennelement-Leistungshistorie und der Absorberkonfiguration und beträgt bei Xe-135-Sättigungskonzentration ca. $T_m = 30$ h.

Der Reaktor wird entweder mittels Hand-RESA bzw. durch RESA-Auslösung nach Anregung von Reaktorschutzgrenzwerten abgeschaltet. In beiden Fällen kontrolliert der Operateur mittels mehrerer Anzeigen des Operation-Monitoring-Systems (OM), ob der Regelstab und die fünf Abschaltstäbe ihre Endlagen erreicht haben und die Antriebe nachgefahren wurden. Die entsprechenden Handlungsanweisungen sind als Schritt-für-Schritt-Prozedur im BHB dokumentiert.

Die richtige Diagnose muss innerhalb von ca. 22 h nach der RESA erfolgen ($T_d = T_m - T_a$). Damit kann ein Wert im Intervall $0,00001 < P < 0,00002$ für den Ausfall der Diagnose angesetzt werden (Figure 8-1 und Table 8-2 in /SWA 87/), vorausgesetzt eine anomale Funktion der RESA wird mit der Wahrscheinlichkeit $P = 1$ erkannt. Davon

ist nicht zwangsläufig auszugehen, weshalb der Ausfall der Kontrolle, ob der Regelstab und die fünf Abschaltstäbe ihre Endlagen erreicht haben und die Antriebe nachgefahren wurden, wie folgt bewertet wird. Diese sechs Kontrollen sind fertigkeitstypisch, werden regelmäßig ausgeführt und sind folglich vom Operateur verinnerlicht. Schriftliche Handlungsanweisungen sind vorhanden und die Kontrollergebnisse sind zu protokollieren. Deshalb wird $P = 6 \times 0,001 = 0,006$ als Wahrscheinlichkeit für eine fehlerhafte Kontrolle angesetzt (/SWA 87/ Table 8-5, Item 10). Für den Ausfall der Diagnose „Moderatorablass“ ergibt sich damit $P = 0,00002 + 0,006 = 0,006$ ($k_{95} = 10$).

Die Ausführung der Notfallmaßnahme ist als Schritt-für-Schritt-Handlungsanweisung im BHB dokumentiert. Die einzelnen Handlungen werden schrittweise und nacheinander von mehreren Personen (zwei Operateure, eine Person aus dem Fachbereich Reaktorbetrieb, eine Person aus dem Teilbereich Strahlenschutz, ein Kranfahrer) ausgeführt. Die handelnden Personen müssen mehrmals über Lautsprecherdurchsagen oder per Telefon miteinander kommunizieren. Die Handlungen werden in der Reaktorhalle, in der Primärzelle und von der Warte aus durchgeführt. In der Primärzelle wird im Vollschutzanzug gearbeitet, nachdem die Ortsdosisleistung durch den Strahlenschutz bestimmt wurde. Das Fluten des Moderatortanks mit Leichtwasser kann entweder aus dem Deionat-Verteilungssystem (Variante A) oder aus dem Lager für Beckenwasser (Variante B) erfolgen. Es muss ein System ausgewählt werden und dem sich verzweigenden Handlungsablauf entsprechend gefolgt werden.

Für die Bewertung des Handlungsablaufs wird von einer moderaten Stresssituation ausgegangen. Die Handmaßnahme wird Schritt-für-Schritt in 74 bzw. 81 Einzelhandlungen (Varianten A bzw. B) durchgeführt. Weil die Karenzzeit (30 h) groß und die zur Durchführung der Maßnahme veranschlagte Zeit (8 h) großzügig bemessen ist, wird ein Recovery Factor von 0,2 angesetzt. Entsprechend ergibt sich aus Table 8-5, Item 5 in /SWA 87/ die Fehlerwahrscheinlichkeit $P = 81 \times 0,02 \times 0,2 = 0,324$ ($k_{95} = 5$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,33$ ($k_{95} = 3,6$). Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit den Parametern $\text{Alpha} = 2,3$ und $\text{Beta} = 4,7$ verwendet.

8.4.2 Beckenwassernoteinspeisung/Kernnotentladung

Wenn der Beckenfüllstand bei einem Leck nicht gehalten werden kann, so soll mit der Notfallmaßnahme „Beckenwassernachspeisung/Kernnotentladung“ Feuerlöschwasser in das Becken eingespeist werden. Sie dient dem Erhalt des minimalen für die Kernkühlung benötigten Wasserspiegels und um die benötigte Abschirmung gewährleisten zu können, falls der Kern in das Absetzbecken notentladen werden muss. Diese Notfallmaßnahme ist durchzuführen, wenn der Beckenwasserspiegel bei abgeschalteten Primärpumpen um mehr als 2,7 m oder bei laufenden Primärpumpen um mehr als 4 m unter den normalen Füllstand abgefallen ist. Die Beckenwassernoteinspeisung ist wirksam, wenn das Normalniveau (+12 m) wieder erreicht ist und gehalten wird. Im Folgenden wird nur die Beckenwassernoteinspeisung probabilistisch bewertet. Die Kernnotentladung würde lediglich bei einem Leck im Reaktorbecken langfristig notwendig, falls der Beckenwasserverlust langfristig nicht gestoppt werden kann. Bei einem langfristig nicht absperrbaren Leck im Absetzbecken kann keine Kernnotentladung durchgeführt werden. Dementsprechend wird sie in der PSA nicht berücksichtigt.

Unterstellt man einen Lastabsturz in das Reaktor/Absetzbecken mit Beschädigung der Beckenauskleidung, kann es zu einem Leck am Beckenboden kommen. Die maximale Leckrate wird durch die Nennweite des unter dem betroffenen Bodensegment befindlichen Leckagerohres begrenzt. Durch das Leck würde es zu einem Füllstandsabfall im Reaktor-/Absetzbecken kommen. Der Füllstandsabfall führt über das Reaktorschutzkriterium Füllstand im Reaktorbecken $< 11,6$ m zu RESA und Notkühlung.

Der fallende Füllstand weist eindeutig auf einen Primärkühlmittelverlust hin und wird mit Sicherheit bemerkt. Ferner würde das Betriebspersonal durch das Ansprechen von Meldungen aus den Sümpfen des Gebäudeentwässerungssystems auf ein Leck hingewiesen. Nach Leckortung kann die Leckage durch Absperrung der entsprechenden Armatur des Leckageüberwachungssystems beendet werden. Gelingt es nicht das Leck abzusperren, so ist gemäß BHB Kühlmittel aus dem Deionatverteilungssystem über das Beckenkühlsystem in das Becken nachzuspeisen. Geht man von einer Nennweite des Lecks von 20 mm aus (vergleichbar mit der in den deutschen KKW), so ergäbe sich ein anfänglicher Leckmassenstrom von ca. $20 \text{ m}^3/\text{h}$. Die Nennfördermenge der Deionatförderpumpe beträgt $3 \text{ m}^3/\text{h}$. Ihre Fördermenge reicht nicht aus, um ein Leck mit einer Nennweite von 20 mm zu überspeisen und der Füllstand fällt weiter. Laut BHB ist dann die Notfallmaßnahme Beckenwassernachspeisung/Kernnotentladung durchzuführen.

Die Karenzzeit für die Notfallmaßnahme ist abhängig von der Leckgröße. Bei Annahme eines Lecks mit einer Nennweite von 20 mm wäre nach ca. 12 h der Füllstand im Reaktor-/Absetzbecken um 2,7 m gefallen. Um eine Karenzzeit für die probabilistische Bewertung der Handmaßnahme zu erhalten, wird als kritischer Füllstand die Oberkante des Trenntors zwischen Reaktor- und Absetzbecken angesetzt (+6,6 m). RESA wird beim Füllstand +11,6 m ausgelöst, der Füllstand darf also maximal um weitere 5 m fallen. Durch das postulierte 20 mm-Leck wäre das in mehr als $T_m = 22$ h möglich. Der Zeitbedarf für die Durchführung der gesamten Notfallmaßnahme inkl. Kernnotentladung beträgt ca. 10 h, der Zeitbedarf für die Beckenwassereinspeisung ist deutlich kleiner. Als konservative Abschätzung wird trotzdem $T_a = 10$ h in der Bewertung verwendet. Für die richtige Diagnose stehen damit ca. $T_d = T_m - T_a = 12$ h zur Verfügung. Damit kann ein Wert $P < 0,000015$ ($k_{95} = 30$) für den Ausfall der Diagnose angesetzt werden (Fig. 8-1 und Table 8-2 in /SWA 87/).

Die Ausführung der Notfallmaßnahme ist als Schritt-für-Schritt-Handlungsanweisung im BHB dokumentiert. Die einzelnen Handlungen werden schrittweise und nacheinander von mehreren Personen (Löschtrupp der Feuerwehr, eine Person des Reaktorschichtpersonals, zwei Operateure in der Schaltwarte) ausgeführt. Zusätzlich sind eine Person aus dem Teilbereich Strahlenschutz und eine Person des Objektsicherungsdienstes nötig. Die Handlungen werden im Zugangsgebäude, in der Reaktorhalle und von der Warte aus durchgeführt. Wenn die Beckenwassereinspeisung eingerichtet ist, werden zwei Türen zwischen Zugangsgebäude – Reaktorgebäude und zwischen Reaktorgebäude – Kellerbereich unter der Neutronenleiterhalle West gegen Versagen durch anstehendes Wasser gesichert. Diese Türen müssen gegen Aufdrücken gesichert werden, wenn mehr als 550 m^3 Wasser aus dem Becken austreten.

Für die Bewertung des Handlungsablaufs wird von einer moderaten Stresssituation ausgegangen. Die Handmaßnahme wird Schritt-für-Schritt in 14 Einzelhandlungen durchgeführt. Weil die Karenzzeit (22 h) groß und die zur Durchführung der Maßnahme veranschlagte Zeit (10 h) großzügig bemessen ist, wird ein Recovery Factor von 0,2 angesetzt. Entsprechend ergibt sich aus Table 8-5, Item 5 in /SWA 87/ die Fehlerwahrscheinlichkeit $P = 14 \times 0,02 \times 0,2 = 0,056$ ($k_{95} = 5$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,056$ ($k_{95} = 5$). Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter Alpha = k_{95} wird die Beta-Verteilung mit den Parametern Alpha = 1,9 und Beta = 32,0 verwendet.

8.4.3 Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich

Die Notfallmaßnahme „Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich“ wird derzeit in der Ereignisablaufanalyse für die PSA der Stufe 1 nicht verwendet. Die Maßnahme wurde im Vorgriff auf die Analysen der Stufe 2 bewertet und nachfolgend dokumentiert.

Diese Notfallmaßnahme dient der Minimierung der Aktivitätsfreisetzung aus der Reaktorhalle in die Umgebung, wenn der Lüftungstechnische Gebäudeabschluss ausgelöst, aber versagt hat. Dazu kann es kommen, wenn der radiologische Auslegungsstörfall (Schmelzen von Brennstoffplatten mit dem Spaltproduktinventaräquivalent von 15 Brennelementplatten) oder die auslegungsüberschreitenden Ereignisse (partielle Kernschmelze oder Flugzeugabsturz eintreten).

Im Zuge der Maßnahme werden die Außenluftanlage und die Fortluftanlage abgeschaltet, falls die entsprechenden Zu- und Fortluftstränge nicht abgesperrt wurden. Außerdem ist die Filterfortluftanlage abzuschalten, falls die Filterfortluft nicht abgesperrt wurde. Die Maßnahme ist wirksam, wenn Außenluftanlage und die Fortluftanlage bzw. Filterfortluftanlage abgeschaltet sind. Zur Durchführung von mehreren Handlungen sind zwei Operateure in der Schaltwarte und eine weitere Person im Zugangsgebäude bzw. in der Neutronenleiterhalle West nötig. Die Durchführung der Maßnahme dauert ca. $T_a = 10$ Minuten.

Die Notfallmaßnahme dient ausschließlich der Minimierung der Aktivitätsfreisetzung. Deshalb wird keine Karenzzeit für die richtige Diagnose und die Durchführung der Maßnahme angegeben.

Der Lüftungstechnische Gebäudeabschluss wird bei einer Aktivitätsfreisetzung in der Reaktorhalle automatisch und nach einem Flugzeugabsturz von Hand ausgelöst. In beiden Fällen kontrolliert der Operateur mittels mehrerer Anzeigen des Operation-Monitoring-Systems (OM), ob der Gebäudeabschluss erfolgreich war. Die entsprechenden Handlungsanweisungen sind als Schritt-für-Schritt-Prozedur im BHB dokumentiert. Die Notfallmaßnahme ist durchzuführen, wenn sich mindestens zwei von sechs Absperrklappen nicht im Zustand ZU befinden.

Es ist nicht zwangsläufig davon auszugehen, dass eine anomale Funktion des Gebäudeabschlusses mit der Wahrscheinlichkeit $P = 1$ erkannt wird. Deshalb wird der Ausfall

der Kontrolle, ob die Absperrklappen geschlossen haben, bewertet. Diese sechs Kontrollen sind fertigkeitstestbasiert und werden geübt. Es wird davon ausgegangen, dass der Operateur die Durchführung der Kontrollmaßnahme verinnerlicht hat. Schriftliche Handlungsanweisungen sind vorhanden und die Kontrollergebnisse sind zu protokollieren. Deshalb wird $P = 6 \times 0,001 = 0,006$ ($k_{95} = 10$) als Wahrscheinlichkeit für die fehlerhafte Kontrolle angesetzt (/SWA 87/ Table 8-5, Item 10). Dieser Wert wird als Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Diagnose „Abschalten von Zu- und Abluft Kontrollbereich“ benutzt.

Die Ausführung der Notfallmaßnahme ist als Schritt-für-Schritt-Handlungsanweisung im BHB dokumentiert. Die einzelnen Handlungen werden schrittweise und nacheinander von mehreren Personen (2 Operateure in der Schaltwarte, eine weitere Person im Zugangsbauwerk) ausgeführt. In Abhängigkeit davon, welche Absperrklappen des Gebäudeabschlusses nicht ZU sind, müssen insgesamt maximal sechs Ventilatoren der Zu- und Abluftsysteme abzuschalten und eine Absperrklappe geschlossen werden.

Für die Bewertung des Handlungsablaufs wird von einer moderaten Stresssituation ausgegangen. Die Handmaßnahme wird Schritt-für-Schritt in sieben Einzelhandlungen durchgeführt. Sechs dieser Handlungen können von der Schaltwarte durchgeführt werden. Weil diese von mindestens zwei Operateuren besetzt ist, wird für sechs der sieben Handlungen ein Recovery Factor von 0,2 angesetzt.

Entsprechend ergibt sich aus Tab. 8-5, Item 5 in /SWA 87/ die Fehlerwahrscheinlichkeit $P = 6 \times 0,02 \times 0,2 + 0,02 = 0,044$ ($k_{95} = 5$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,05$ ($k_{95} = 4,3$). Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit den Parametern $\text{Alpha} = 2,1$ und $\text{Beta} = 39,9$ verwendet.

8.4.4 Zuschalten der 400-V-Notversorgung

Die Notfallmaßnahme „Zuschalten der 400-V-Notversorgung“ wird derzeit in der Ereignisablaufanalyse für die PSA der Stufe 1 nicht verwendet. Die Maßnahme wurde im Vorgriff auf die Analysen der Stufe 2 bewertet und nachfolgend dokumentiert.

Diese Notfallmaßnahme wird ausgeführt, wenn beide Notstromversorgungen 1 und 2 spannungslos sind. Dazu kommt es, falls die Netzversorgung langfristig ausfällt (Notstromfall) und gleichzeitig die Versorgung mit den beiden Diesellaggregaten langfristig unverfügbar ist. Im Zuge der Maßnahme wird die 400-V-Notversorgung vom Nottransformator auf eine der beiden Notstromversorgungen (vorzugsweise 1) zugeschaltet. Sie ist wirksam, wenn anschließend Notstromversorgung 1 oder 2 unter Spannung stehen und dadurch die langfristige Energieversorgung für die Überwachung des Reaktors, die Sicherheitsbeleuchtung und die Unterdruckhaltung der Reaktorhalle gewährleistet wird. Die Maßnahme wird von einer Elektrofachkraft oder elektronisch unterwiesenen Person und einem Operateur in der Schaltwarte durchgeführt. Der Zeitbedarf beträgt ca. 30 min.

Die zur Verfügung stehende Zeit (Karenzzeit) für die richtige Diagnose und die Durchführung der Notfallmaßnahme beträgt $T_m = 4$ h.

Die richtige Diagnose muss ca. 3,5 h nach der RESA erfolgen ($T_d = T_m - T_a$). Damit kann ca. $P = 0,00005$ ($k_{95} = 30$) für den Ausfall der Diagnose angesetzt werden (Figure 8-1 und Table 8-2 in /SWA 87/), vorausgesetzt die Spannungslosigkeit der Notstromschienen wird mit der Wahrscheinlichkeit $P = 1$ erkannt. Davon wird ausgegangen, weil die Spannungslosigkeit der Notstromschienen in der Warte auf der Störfalldetailanzeige angezeigt wird. In der Ereignisbeschreibung des Ausfalls der Netzversorgung wird geregelt, wann die Notfallmaßnahme durchzuführen ist.

Die Ausführung der Notfallmaßnahme ist als Schritt-für-Schritt-Handlungsanweisung im BHB dokumentiert. Die einzelnen Handlungen werden schrittweise von mindestens zwei Personen (eine Elektrofachkraft oder elektronisch unterwiesene Person, ein Operateur in der Schaltwarte) ausgeführt. Falls Notstromversorgung 1 verfügbar ist, wird die 400-V-Notversorgung auf die Notstromversorgung 1 aufgeschaltet (Variante a), andernfalls auf Notstromversorgung 2 (Variante b). Die auszuführenden Handlungsanweisungen beziehen sich entsprechend auf eine dieser beiden Varianten. Die Handlungsschritte für die Umschaltung auf die Notstromversorgung 2 sind weitestgehend analog zu den für die Umschaltung auf die Notstromversorgung 1 durchzuführenden Schritten. Deshalb wird im Folgenden nur die Variante a behandelt. Die für Variante a ermittelte Fehlerwahrscheinlichkeit gilt analog für Variante b.

Insgesamt besteht die Notfallmaßnahme aus 70 Einzelhandlungen für Variante a. Allerdings werden nur die 11 Schritte zur Wiedereinschaltung der benötigten Stromschienen, zwei Handlungsschritte zur Inbetriebnahme der Unterdruckhaltung für die Reaktorhalle

sowie zwei Handlungsschritte zur Inbetriebnahme der Aktivitätsüberwachung der Fortluft für die Reaktorhalle als PSA-relevant angesehen. Diese 15 Handlungen werden im Raum Niederspannungs-Notstromverteilung 1 durchgeführt. Die restlichen, nicht bewerteten Handlungsschritte dienen dem Einschalten der Sicherheitsbeleuchtung (acht Schritte), dem Einschalten der Stromversorgung für die Anlagensicherung (ein Schritt), der manuellen Zuschaltung von Ladegeräten und der unterbrechungslosen Spannungsversorgungsanlagen der Stromverteilungen (17 Schritte; der Ausfall der automatischen Zuschaltung wird nicht unterstellt) und die Inbetriebnahme der Raumlüfter der Batterieräume (29 Schritte; nur auszuführen, wenn die 400-V-Notversorgung über mehrere Tage genutzt wird).

Für die Bewertung des Handlungsablaufs wird von einer moderaten Stresssituation ausgegangen. Die Notfallmaßnahme wird Schritt-für-Schritt durchgeführt. Weil der Operateur das Ergebnis der Handlungen von der Warte aus überwachen kann, wird ein Recovery Factor von 0,2 angesetzt.

Entsprechend ergibt sich aus Table 8-5, Item 5 in /SWA 87/ als Fehlerwahrscheinlichkeit für 15 relevante Handlungsschritte $P = 15 \times 0,02 \times 0,2 = 0,060$ ($k_{95} = 5$).

Insgesamt ergibt sich für die Ausfallwahrscheinlichkeit von Diagnose und Handlung der Wert $P = 0,060$ ($k_{95} = 5$). Anstelle der Lognormal-Verteilung mit dem Parameter $\text{Alpha} = k_{95}$ wird die Beta-Verteilung mit den Parametern $\text{Alpha} = 1,9$ und $\text{Beta} = 29,8$ verwendet.

9 Zuverlässigkeitskenngrößen

Zur Quantifizierung der Ereignisabläufe werden den in den Fehlerbäumen modellierten Funktionselementen Zuverlässigkeitskenngrößen zugeordnet. Die Herleitung dieser Kenngrößen erfolgt üblicherweise durch Auswertung der Betriebserfahrung (für unabhängige Ausfälle von Komponenten) oder durch Modellannahmen (für gemeinsam verursachte, übergreifende Ausfälle redundanter Komponenten). Diese Verfahren sind erfahrungsgemäß sehr aufwändig weshalb auf generische Datenquellen zurückgegriffen wird. Insbesondere für die Schätzung der Wahrscheinlichkeit von gemeinsam verursachten Ausfällen werden soweit als möglich Daten aus dem Ergänzungsband zu den PSA-Fachbänden /FAK 15/ verwendet. Wo dies nicht möglich ist, werden auf generischen Daten oder auf Expertenschätzungen beruhende Ausfallwahrscheinlichkeiten verwendet.

In den folgenden Abschnitten wird zusammenfassend auf die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen eingegangen.

9.1 Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Komponenten

Für die Quantifizierung der Fehler- und Ereignisbäume sollen nach PSA Leitfaden /FAK 05/ „...grundsätzlich anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen verwendet werden, um die Gegebenheiten der Anlage möglichst realistisch zu erfassen.“ Es wird aber an gleicher Stelle ergänzt: „Bei unzureichender anlagenspezifischer Datenbasis für einzelne Komponenten kann auf generische Daten zurückgegriffen werden“. Da im vorliegenden Fall keine anlagenspezifischen Betriebsdaten vorliegen, werden sämtliche Zuverlässigkeitskenngrößen aus generischen Quellen hergeleitet. Als generische Quelle für die Zuverlässigkeitskenngrößen unabhängiger Komponenten wird das IAEA TECDOC 930 „Generic component reliability data for research reactor PSA“ /IAE 97/ als am geeignetsten eingeschätzt.

Dieses Dokument präsentiert anlagenspezifische Daten (Betriebszeiten, Anzahl Ausfälle, resultierende Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten) für PSA-relevante Komponenten von insgesamt 12 verschiedenen Forschungsreaktoren. Diese „Rohdaten“ müssen allerdings geeignet aufbereitet werden, um als generisch für den hier untersuchten Forschungsreaktor verwendet werden zu können.

Für die Aufbereitung der „Rohdaten“ wird der in der GRS entwickelte sogenannte „*Superpopulationsansatz*“ verwendet. Dieser ist z. B. in /PES 97/ beschrieben und entspricht einem mathematischen Ansatz, der über ein zweistufiges Bayes´ches Verfahren anhand von Beobachtungen aus den zur spezifischen Anlage vergleichbaren Anlagen eine „*unbedingte generische Verteilung*“ erzeugt.

Bei der Verwendung generischer Daten ist in der Regel davon auszugehen, dass lediglich eine gewisse Vergleichbarkeit hinsichtlich Bauart, Betriebs- und Umgebungsbedingungen der Komponenten in den verschiedenen Anlagen vorliegt. D. h., das Ausfallverhalten der zu beurteilenden Komponenten kann bzgl. Der verschiedenen Anlagen nicht als identisch angenommen werden. Deshalb werden hier auch Rohdaten von z. B. TRIGA-Reaktoren verwendet, deren Betriebserfahrung bei der Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten von Transienten etc. nicht berücksichtigt wurde. Zusätzlich zu der bei Ausfallratenschätzungen üblichen stochastischen Variabilität der Beobachtungen kommt somit ein weiterer Variabilitätsaspekt, nämlich der Ausfallraten über die Anlagen, hinzu.

Die unbedingte generische Verteilung beschreibt die Variabilität des beobachteten Parameters (z. B. Ausfallrate) über die Anlagenpopulation und wird als Ausdruck für den a-priori-Kennntnisstand für die zu beurteilende spezifische Anlage verwendet. Diese unbedingte generische Verteilung wird als a-priori-Verteilung (Vorinformation) über das Bayes´che Verfahren mit der anlagenspezifischen Beobachtung verbunden und man erhält eine a-posteriori-Verteilung, die den aktuellen Kennntnisstand über die Ausfallrate der spezifischen Anlage beschreibt. Werden Aussagen über die Ausfallrate einer Komponente der spezifischen Anlage benötigt und liegen keine Beobachtungen aus der spezifischen Anlage vor, so wird die unbedingte generische Verteilung als Informationsquelle über den Kennntnisstand der anlagenspezifischen Ausfallrate verwendet.

Tab. 9.1 Beispiel für die Rohdaten einer Kreiselpumpe (aus /IAE 97/)

code	component type description	Reactor code	Components #	Cummulative	Cummulative	Demands #	Failure modes		Failures #	Failure rate 1e-6/h	Failure probability 1/demand	90% Confidence bounds	
				calendar time Mill h	operating time Mill h		cnt	deg				5%	95%
	pump centrifugal	CH	1	0,014				fails to run	1	72		3,7	215,6
		SLO	1		0,008			failure	1	125			
		IN-Y	2	0,141				fails to run	4	28,4		9,7	55
		IN-B	4	0,483				fails to run	1	2,1		0,1	6,2
		IN-B	4	0,483				leakage	1	2,1		0,1	6,2
		PRC-M	4		0,291			fails to run	39	134,2		108,3	171,4
		AUS	2	0,148				degraded	1	6,8		0,3	20,2
		AUS	2	0,148				failure	1	6,8		0,3	20,2
		AUS	2	0,148				leakage	1	6,8		0,3	20,2
		CND	8		0,85			fails to run	8	9,4		3,3	15,5

Tab. 9.2 Generische Verteilung nach Anwendung des Superpopulationsansatzes

```

Generische Verteilung der Ausfallrate für Kreiselpumpen:
Anzahl der Beobachtungen aus Vorinformation :      7
Beobachtungen aus Vorinformation:
  1      14000
  1      8000
  4     141000
  2     483000
 39     291000
  3     148000
  8     850000
Unbedingte generische Verteilung
-----
5%-Quantil : 7.410E-07
50%-Quantil : 5.084E-05
95%-Quantil : 4.324E-04
Mittelwert: 1.063E-04
Std.Abw.: 9.877E-05
    
```

Tab. 9.3 zeigt einen Vergleich zwischen der generischen Verteilung mit Superpopulationsansatz und einer nicht informativen a priori Verteilung mit Verbreiterung bei geringen Beobachtungen. Man sieht, dass die Unsicherheitsbänder der generischen Verteilung größer sind als die der nicht informativen a-priori Verteilung.

Tab. 9.3 Vergleich zwischen Superpopulationsansatz und nicht informativer a-priori Verteilung

```

valve motor operated - fails to close

Anzahl der Beobachtungen aus Vorinformation :      1
Beobachtungen aus Vorinformation:
  2      99000

Generische Verteilung
-----
5%-Quantil : 6.607E-07
50%-Quantil : 2.460E-05
95%-Quantil : 4.884E-04
Mittelwert: 4.739E-04
Std.Abw.: 3.434E-03

nicht-informative a-priori mit Verbreiterung
-----
5%-Quantil: 2.071E-06
50%-Quantil: 1.653E-05
95%-Quantil: 7.783E-05
Mean: 2.525E-05
Std.Dev.: 2.739E-05

#####
    
```


Um die Zuverlässigkeitskenngrößen und deren Unsicherheiten ins PSA-Modell zu integrieren, werden die unbedingten generischen Verteilungen (vgl. Tab. 9.2) mit einer Log-Normalverteilung angenähert. Der „error factor“ einer Lognormal-Verteilung ist das Verhältnis aus dem 95 % Fraktile der Verteilung bezogen auf den Median (50 % Fraktile).

Für das in Tab. 9.2 gezeigte Beispiel ergibt sich damit der „error factor“ $k_{95} = 4,32E-04 / 5,08E-05 = 8,51$.

Die folgenden Tabellen enthalten die generischen Ausfallraten der im PSA-Modell enthaltenen verfahrenstechnischen, elektrotechnischen und leittechnischen Komponenten. Die Rohdaten für die Ausfallraten wurden /IAE 97/ entnommen und mit dem oben beschriebenen Verfahren auf die Referenzanlage übertragen.

Tab. 9.4 Ausfallraten [1/h] der verfahrenstechnischen Komponenten im PSA-Modell

Kategorie	Parameter ID	Ausfallart	Mean	k_{95}
Rückschlagventil	RKL_SN	schließt nicht	2,71E-05	13,56
Rückschlagklappe	RKL_ÖN	öffnet nicht	2,71E-05	13,56
Naturumlaufklappe	NUK_ÖN	öffnet nicht	2,71E-05	13,56
Überströmventil	ÜSV_SN	schließt nicht	2,71E-05	13,56
Motorarmatur	MOT-ARM_ÖN	öffnet nicht	2,73E-04	21,34
Einspeiseregulierung	MOT-KLAP_SN	schließt nicht	1,61E-03	14,22
Pumpen	KREISELPPE_BV	Betriebsversagen	1,06E-04	8,51
Primärpumpen	PKP_BV	Betriebsversagen	1,06E-04	8,51
Notkühlpumpen	NKP_BV	Betriebsversagen	1,06E-04	8,51
Pumpen	KREISELPPE_STN	Startversagen	2,69E-05	7,48
Notkühlpumpen	NKP_STN	Startversagen	2,69E-05	7,48
Lüftung	VENTILATOR_BV	Betriebsversagen	5,94E-05	7,36
Wärmetauscher	WT_AUSFALL	Ausfall	8,14E-06	4,52
Filter, Sieb	FILTER_AUSFALL	Ausfall	9,61E-06	3,43
Steuerstab	S-STAB-AUSFALL	Ausfall	2,19E-05	3,86
Abschaltstab	A-STAB-AUSFALL	Ausfall	2,19E-05	3,86

Für das Startversagen eines Ventilators (Parameter-ID VENTILATOR_STN) wurde aus /IAE 97/ die Ausfallwahrscheinlichkeit $P = 5,09E-03$ ($k_{95} = 11,54$) ermittelt.

Tab. 9.5 Ausfallraten [1/h] der elektrotechnischen Komponenten im PSA-Modell

Kategorie	Parameter ID	Ausfallart	Mean	k ₉₅
Batterie	BATTERIE-AUSFALL	Ausfall	3,45E-05	6,99
Notstromschiene	BUS_AC_NS	Ausfall	2,06E-05	8,71
Gleichstromschiene	BUS_DC	Ausfall	1,69E-04	9,27
Diesel	DIESEL_BV	Betriebsversagen	5,97E-03	20,47
Schaltschrank	SICHERUNG	Ausfall	6,57E-06	4,41
Kuppelschalter	SCHALTKONTAKTE	Ausfall	8,96E-06	4,2
Wechselrichter	INVERTER_STATISCH	Ausfall	4,88E-04	21,23
El. Versorgung I+C	I+C_EL_VERSORG	Ausfall	1,60E-04	9,56
Gleichrichter	GLEICHRICHTER	Ausfall	3,50E-04	21,39

Für das Startversagen eines Dieselaggregates (Parameter-ID DIESEL_STN) wurde aus /IAE 97/ die Ausfallwahrscheinlichkeit $P = 2,19E-02$ ($k_{95} = 5,25$) ermittelt.

Tab. 9.6 Ausfallraten [1/h] der leittechnischen Komponenten im PSA-Modell

Kategorie	Parameter ID	Ausfallart	Mean	k ₉₅
Signalausfall, Fehlsignale	LOGIKSCHALTUNG	Ausfall	7,75E-05	3,21
Regelfunktion	REGELT_NICHT	Ausfall	7,75E-05	3,21
Blockierung Signal	GRENZSIGNALGEBER	Ausfall	1,53E-05	4,31
Füllstandsmessung	FÜLLST-MESS	Ausfall	7,84E-05	17,37

Die Versagenswahrscheinlichkeit eines Reaktorschutz-Teilsystems (Parameter-ID RSS_TS) wird in /BAL 97/ zu $P = 8,23E-06$ ermittelt. Um eine Unsicherheitsangabe zu erhalten, wird $k_{95} = 20$ angesetzt. Diese Zuverlässigkeitskenngröße ist damit anlagen-spezifisch.

9.2 Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA)

Die Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA) wurden bis auf eine Ausnahme aus dem Methoden- und Datenband zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke /FAK 15/ entnommen. Diese Werte wurden für Leistungsreaktoren ermittelt und sind in der PSA für den Referenzforschungsreaktor insofern generisch.

Für die folgenden Komponentengruppen und Ausfallarten wurden Fehlerwahrscheinlichkeiten für GVA entsprechend /FAK 15/ im PSA-Modell für den Referenzforschungsreaktor berücksichtigt:

- Rückschlagventil schließt nicht / öffnet nicht
- Rückschlagklappe öffnet nicht

- Wärmetauscher: Keine Wärmeübertragung
- Ventilator startet nicht / Betriebsversagen
- Kreislaspumpe startet nicht / Betriebsversagen
- Dieselaggregat startet nicht / Betriebsversagen
- Batterie: Keine Spannung
- Leistungsschalter schaltet nicht

Die Fehlerentdeckungszeiten der GVA-Ausfälle für die einzelnen Komponentengruppen entsprechen den für diese Komponente unterstellten Reparaturzeiten (s. Abschnitt 9.4.1).

Für die GVA der fünf Abschaltstäbe konnten keine Daten aus /FAK 15/ entnommen werden. Deswegen wurde in diesem Fall auf das Alpha-Faktor-Modell zurückgegriffen. Die Modellparameter für den GVA der fünf Abschaltstäbe wurden den „CCF Parameter Estimations“ der US NRC /NRC 16/ entnommen. Dafür wurde die „Generic Rate CCF Distribution“ benutzt.

9.3 Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen

Die Bewertung der Zuverlässigkeit von Handmaßnahmen erfolgte in Abschnitt 8.3 und für Notfallmaßnahmen in Abschnitt 8.4. Die folgenden Tabellen zeigen die ermittelte Ausfallwahrscheinlichkeit der Maßnahmen und den Verteilungsparameter Beta der Beta-Wahrscheinlichkeitsverteilung.

Tab. 9.7 Ausfallwahrscheinlichkeit der Handmaßnahmen im PSA-Modell

Parameter ID	Beschreibung	Mean	Beta
OP-ABFAHREN	Handmaßnahmen zum Abfahren nach BHB ausgefallen	1,00E-04	1,2
OP-JEA-AUS	Primärpumpen werden nicht abgeschaltet	5,00E-03	2,2
OP-LECKABSP	Leck wird nicht abgesperrt	8,00E-03	2
OP-PNA00-BN	Ausfall Inbetriebnahme PNA00	1,40E-02	1,9

Tab. 9.8 Ausfallwahrscheinlichkeit der Notfallmaßnahmen im PSA-Modell

Parameter ID	Beschreibung	Mean	Beta
OP-NFM-JFD-AB	Handmaßnahme Moderatorablass misslingt	3,30E-01	2,3
OP-NFM-FLW	Ausfall der HM Nachspeisung von Feuerlöschwasser	5,60E-02	1,9
OP-NFM-400-V	Ausfall der Notfallmaßnahme Zuschalten 400-V-Notversorgung	6,00E-02	1,9
OP-NFM-KLA_AUS	Notfallmaßnahme Abschalten Zu- und Abluft Kontrollbereich misslingt	5,00E-02	2,1

9.4 Reparaturzeiten

Die Zuverlässigkeitskenngröße MTTR (mean time to repair) gibt die Zeit an, in der eine ausgefallene Komponente nach Entdeckung des Ausfalls aufgrund einer Instandsetzung bzw. Reparatur nicht verfügbar ist. Als Zeitpunkt der Ausfall-Entdeckung ist bei Komponentenausfällen des Typs „sofort entdeckt“ der Ausfallzeitpunkt und bei getesteten Komponenten der Testzeitpunkt anzusehen.

9.4.1 Mittlere Reparaturzeiten für verfahrenstechnische Komponenten

Reparaturzeiten für verfahrenstechnische Komponenten gehen aus den der GRS vorliegenden Unterlagen nicht hervor. Für alle reparierbaren betrieblichen Komponenten mit dem Zuverlässigkeitsmodell „in Betrieb, Ausfall wird sofort entdeckt“, wird deshalb die Reparaturzeit mit 48 Stunden abgeschätzt. Für getestete Komponenten ist die Angabe einer Reparaturzeit nicht erforderlich, da die Komponenten nach dem Test als intakt angenommen werden.

9.4.2 Mittlere Reparaturzeiten für elektrotechnische und leittechnische Komponenten

Bezüglich der Reparaturzeiten für elektrotechnische und leittechnische Komponenten finden sich nutzbare Hinweise im Betriebshandbuch. Dort sind für einzelne Komponenten die maximal zulässigen Zeiten von entdeckten Nichtverfügbarkeiten spezifiziert. Dementsprechend werden die folgenden Reparaturzeiten unterstellt:

- 72 Stunden für 24-V-Batterien
- 2 Stunden für Notstromschienen
- 2 Stunden für Kuppelschalter
- 72 – 100 Stunden für Gleichrichter

Für alle weiteren elektrotechnischen und leittechnischen Komponenten wird als Reparaturzeit der Schätzwert von 24 Stunden angesetzt.

9.5 Testintervall und Testzeitpunkt für wiederkehrende Prüfungen

Aus der Prüfliste der Referenzanlage wurden Angaben zu den Testintervallen und Testzeitpunkten der Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) sicherheitsrelevanter PSA-Komponenten entnommen.

Eine Funktionsprüfung des Steuerstabantriebs und eine Fallzeitmessung des Steuerstabs sowie eine Fallzeitmessung der Abschaltstäbe finden nach jedem Brennelementwechsel (vierteljährlich) statt.

Eine Funktions- und Signalisierungsprüfung der RESA-Signale, Gebäudeabschlussignale und Notkühlsignale findet einmal pro Brennelementzyklus bei abgefahrener Anlage statt.

Eine Funktionsprüfung der Primärpumpen, der Eckrückschlagventile hinter den Primärpumpen, der Hauptrückschlagklappe im Sammler, der Naturumlaufklappen und der Rückschlagklappen sowie der Überströmventile des Notkühlsystems finden einmal pro Brennelementzyklus (vierteljährlich) während des Leistungsbetriebs oder während des Brennelementwechsels statt.

Eine Funktionsprüfung der Notstromaggregate (im Parallelbetrieb) findet zweimonatlich statt.

9.6 Missionszeiten

Für alle Systeme und Komponenten, die im Störfall für eine bestimmte Missionszeit verfügbar sein müssen, wird, wie es in der PSA der Stufe 1 international üblich ist (siehe /IAE 10/), eine Missionszeit von 24 Stunden unterstellt. Die einzige Ausnahme stellt das Notkühlsystem dar, welches entsprechend der Angaben im Betriebshandbuch für eine Missionszeit von drei Stunden verfügbar sein muss.

9.7 Bewertung der Datenqualität

Bezüglich der Funktionsfähigkeit des PSA-Modells wurden am Beispiel „Notstromfall“ Testrechnungen durchgeführt. Hierbei zeigte sich, dass die Verwendung der generi-

schen Daten zum einen zu konservativen Absolutergebnissen (Häufigkeiten für Schadenszustände) führt und zum anderen zu unterschiedlichen relativen Beiträgen (Importanzen) der Komponenten am Ergebnis.

Abb. 9.1 zeigt die unterschiedlichen Wahrscheinlichkeitsverteilungen mit Median, Punktwert und Erwartungswert für die Häufigkeit von Schadenszuständen nach einem Notstromfall. Die rote Kurve repräsentiert das Ergebnis bei Verwendung generischer Daten, während die blaue Kurve das Ergebnis darstellt, wenn man den Ausfall der RESA mit anlagenspezifischen Daten nach einer Nullfehlerstatistik (Annahme von 0 Ausfällen für die Referenzanlage während der Betriebszeit) ermittelt. Man sieht, dass sich das Ergebnis für den Punktwert um etwa den Faktor 3,5 unterscheidet. Auch die Erwartungswerte aus der Unsicherheitsanalyse unterscheiden sich um den Faktor 1,6. Die Ergebnisse der Importanzanalysen zeigen in den Abb. 9.2 und Abb. 9.3 die unterschiedlichen Beiträge der Systemfunktionen am Ergebnis. Abb. 9.2 zeigt mit 79 % einen dominierenden Beitrag der RESA am Ergebnis. Die Sensitivitätsanalyse zeigt mit einem Faktor von 2360 den hohen Einfluss der Daten auf das Ergebnis (Der Sensitivitätsfaktor gibt den Quotienten an, aus dem Ergebnis mit um den Faktor 10 erhöhten Daten für die betrachtete Systemfunktion und dem Ergebnis mit um den Faktor 10 erniedrigten Daten). Die übrigen Systemfunktionen haben hier kaum Anteil am Ergebnis.

Das Bild ändert sich deutlich bei der Verwendung von anlagenspezifischen Daten für die Systemfunktion RESA: Die Importanzen der Systemfunktionen „Naturumlauf“ und „Energieversorgung“ erreichen nun 74 % bzw. 70 % Anteil am Ergebnis. Die RESA hat nur noch eine Importanz von 26 %.

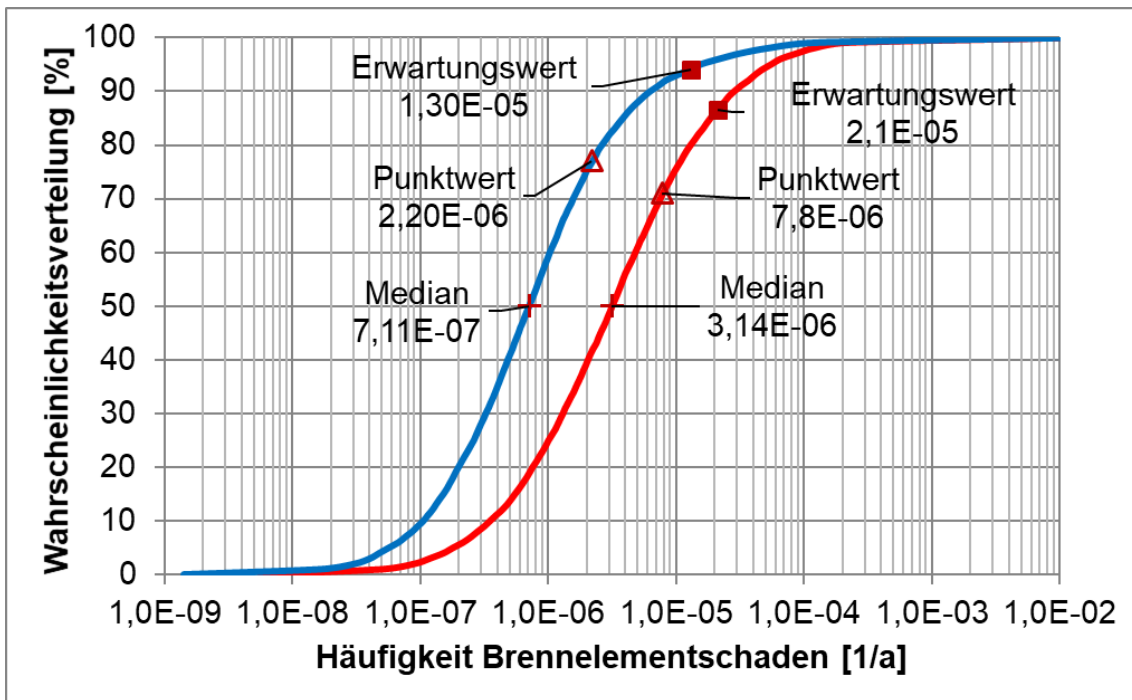


Abb. 9.1 Wahrscheinlichkeitsverteilungen für den Notstromfall mit generischen und mit anlagenspezifischen Daten für die RESA

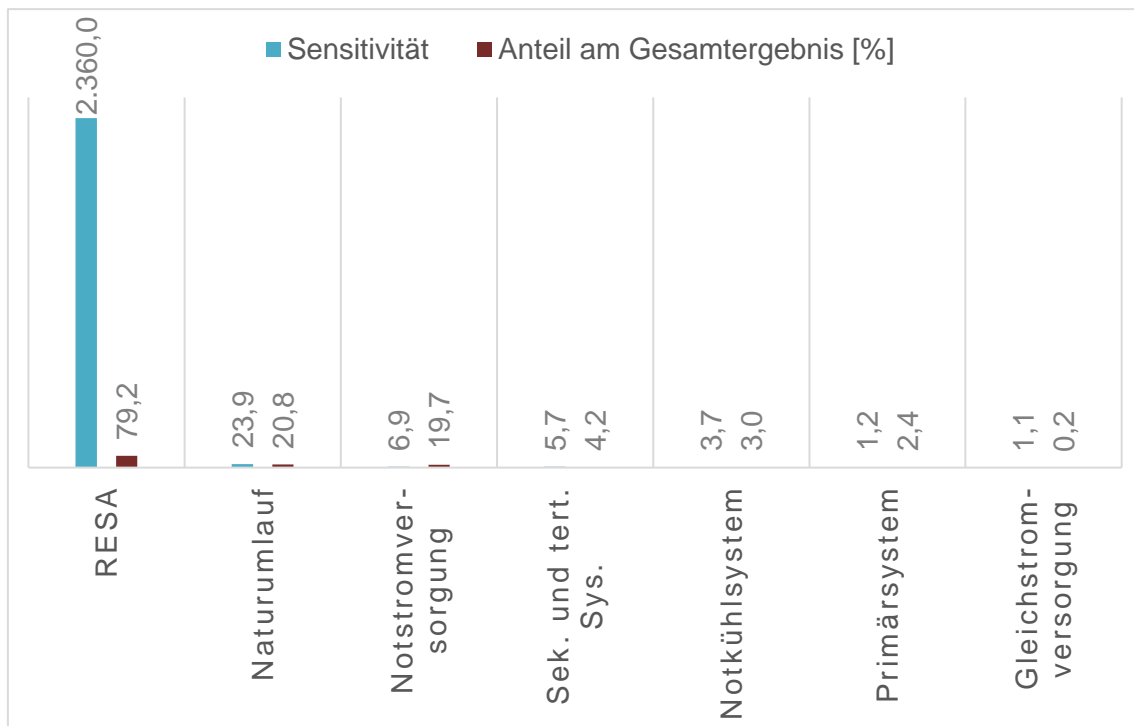


Abb. 9.2 Importanzen und Sensitivitäten der Systemfunktionen für den Notstromfall bei Verwendung ausschließlich generischer Daten

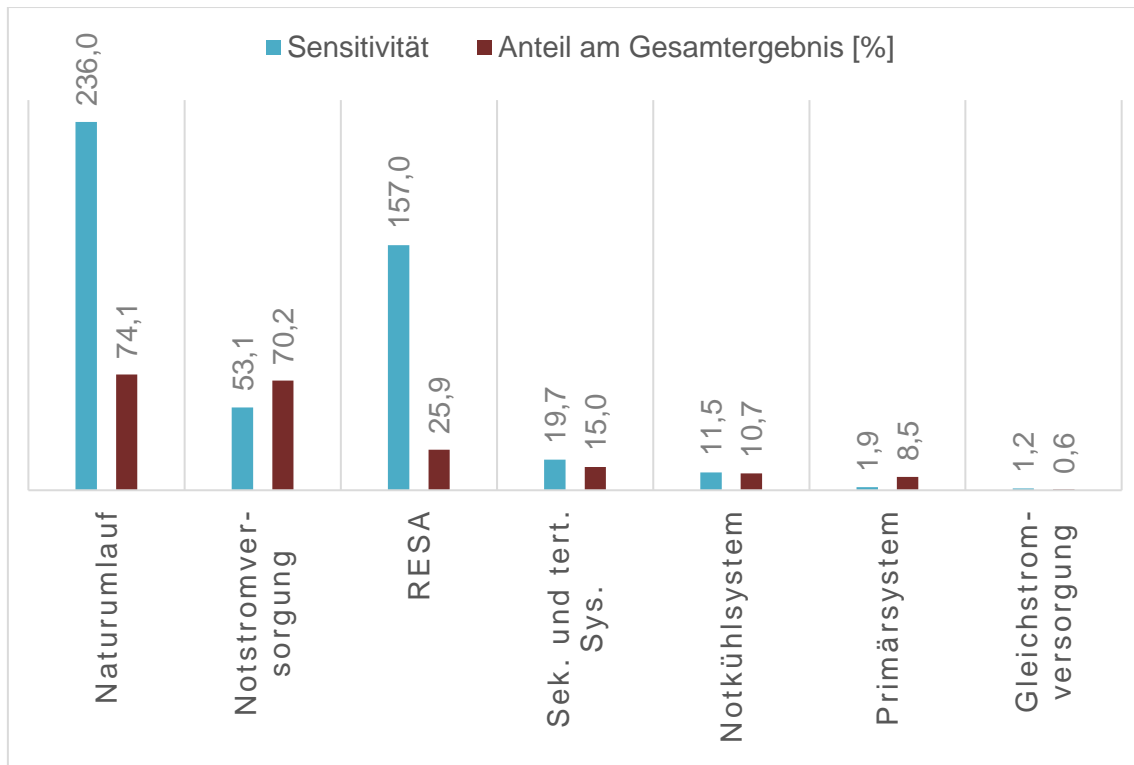


Abb. 9.3 Importanzen und Sensitivitäten der Systemfunktionen für den Notstromfall bei Verwendung anlagenspezifischer Daten für die RESA

Die festgestellte hohe Unsicherheit und Ergebnissensitivität der verwendeten generischen Daten macht es erforderlich die Datenbasis zu verbessern. Dies wird im Folgevorhaben durchgeführt. Mit den vorhandenen generischen Daten ist es daher auch nicht sinnvoll absolute Ergebnisse auszuweisen. Aus diesem Grund werden im nachfolgenden Ergebnisabschnitt keine Absolutergebnisse präsentiert, sondern nur relative Beiträge zu einem Gesamtergebnis auf Basis der generischen Zuverlässigkeitskenngrößen.

10 Ergebnisse der PSA Stufe 1

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

Wie in Abschnitt 9.7 erläutert, werden nachfolgend keine absoluten Häufigkeiten für Schadenszustände dargestellt, sondern ausschließlich relative Beiträge zum Gesamtergebnis präsentiert.

10.1 Zusammenfassende Ergebnisdarstellung für Endzustände

Abb. 10.1 zeigt die Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse am Gesamtergebnis. Der Notstromfall hat mit 36 % den größten Beitrag. Zusammen mit dem Ereignis „Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge“ (29 %) und „Ausfahren des Regelstabs mit maximaler. Geschwindigkeit“ (19 %) werden 84 % Anteil am Ergebnis erzielt.

Die Ergebnisse für die Beiträge zum Endzustand Brennelementschaden im Leistungsbetrieb bezogen auf alle auslösenden Ereignisse, bezogen auf Ereignisgruppen und auf einzelne auslösende Ereignisse sind in Tab. 10.1 zusammengestellt. Die entsprechenden Ergebnisse für den Nichtleistungsbetrieb zeigt Tab. 10.2. Die Ergebnisse für das Versagen der Konverterplattenintegrität und das Überschreiten der Auslegungstemperatur im Primärkreis zeigen Tabellen Tab. 10.3 und Tab. 10.4. Die angegebenen Beiträge

basieren sowohl auf den mit RiskSpectrum® ermittelten Punktwerten aus der Minimal-schnitt-Analyse als auch auf den in den Unsicherheitsanalysen ermittelten Erwartungswerten. Auf die ebenfalls angegebenen k_{95} -Werte aus der Unsicherheitsanalyse wird in Abschnitt 10.3 eingegangen.

In den Tabellen Tab. 10.1 bis Tab. 10.4 sind auch die dominierenden Hauptbeiträge für die jeweiligen Ergebnisse angegeben. In den meisten Fällen bildet der Ausfall des Regelstabes UND der Ausfall der Abschaltstäbe aus gemeinsamer Ursache (GVA) den dominierenden Beitrag. Weitere wichtige Beiträge sind beim Leck am Beckenboden der Ausfall der Leckabspernung UND der Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser (75 %), beim externen Ereignis „Hochwasser“ der Ausfall des rechtzeitigen Abfahrens in Verbindung mit dem Ausfall der RESA (99 %).

Beim dominierenden Ereignis aus dem Nichtleistungsbetrieb („Leck am Beckenboden“) wird das Ergebnis zu 100 % von der Ausfallkombination „Ausfall der Maßnahmen zur Leckabspernung“ UND „Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser“ gebildet.

Der Endzustand „Integritätsverlust der Konverterplatte“ wird ausschließlich im auslösenden Ereignis „Ausfall der Kühlung der Konverterplatte“ erreicht. Der Hauptbeitrag ist mit 95 % ebenfalls der Ausfall des Regelstabes UND der GVA-Ausfall von Abschaltstäben.

Der Endzustand „unzulässige Temperatur im Primärkreis“ wird ausschließlich im auslösenden Ereignis „Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge“ erreicht. Zu 100 % wird das Ergebnis durch den Ausfall des Abschaltens der Primärpumpe bestimmt.

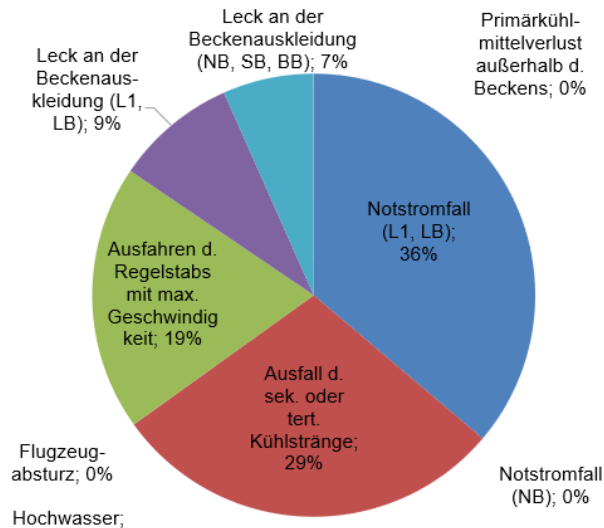


Abb. 10.1 Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Gesamthäufigkeit eines Brennelements Schadens (bezogen auf Punktwerte)

Tab. 10.1 Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand Brennelements Schaden (BS) im Leistungsbetrieb (LB)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an Gesamthäufigkeit für den Endzustand „BS“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge / Minimalschnitte
		Punktwerte	Erwartungswerte		
Zusammenfassende Ergebnisse					
BS im LB (alle Ereignisse)	1,61E-01	93 %	96 %	10,3	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (84 %)
BS im LB nach Transienten	8,60E-02	65 %	82 %	14,9	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (88 %), Ausfall der Notstromversorgung UND Ausfall der Naturumlaufklappen (10 %)
BS im LB nach Lecks	3,20E-03	9 %	6 %	15,1	Ausfall der Maßnahmen zur Leckabspernung UND Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser (75 %), Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (24 %)
BS im LB nach EVA	1,00E-04	0 %	0 %	27,0	Ausfall der Maßnahmen zum rechtzeitigen Abfahren UND Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (99 %)
Reaktivitätsstörung					
Ausfahren des Regelstabes mit max. Geschwindigkeit	7,20E-02	20 %	17 %	16,3	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben UND Ausfall der Notfallmaßnahme Moderatorablass (80 %)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an Gesamthäufigkeit für den Endzustand „BS“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge / Minimalschnitte
		Punkt- werte	Erwartungs- werte		
Transienten					
Notstromfall (LB)	4,30E-02	36 %	59 %	17,6	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (80 %), Ausfall der Notstromversorgung UND Ausfall der Naturumlaufklappen (12 %)
Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	4,30E-02	29 %	26 %	17,2	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (99 %)
Kühlmittelverluststörfälle					
Leck an der Beckenauskleidung (LB)	3,20E-03	9 %	6 %	15,8	Ausfall der Maßnahmen zur Leckabspernung UND Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser (75 %), Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (24 %)
Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens	1,00E-07	0 %	0 %	14,4	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (94 %)
Übergreifende Einwirkungen von außen					
Flugzeugabsturz	3,30E-07	0 %	0 %	29,9	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (99 %)
Hochwasser	1,00E-04	0 %	0 %	47,3	Ausfall der Maßnahmen zum rechtzeitigen Abfahren UND Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (99 %)

Tab. 10.2 Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand Brennelementscharaden (BS) im Nichtleistungsbetrieb (NLB)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an der Gesamthäufigkeit für den Endzustand „BS“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge
		Punkt- werte	Erwartungs- werte		
Zusammenfassendes Ergebnis					
BS im NLB (alle Ereignisse)	3,32E-03	7 %	4 %	16,8	Ausfall der Maßnahmen zur Leckabspernung UND Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser (99 %)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an der Gesamthäufigkeit für den Endzustand „BS“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge
		Punkt- werte	Erwartungs- werte		
Transiente					
Notstromfall (NLB)	1,20E-04	0 %	0 %	91,6	Ausfall der Notstromversorgung UND Ausfall der Naturumlaufklappen (86 %), Ausfall der Notstromversorgung UND Sieb zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf verstopft (11 %)
Kühlmittelverluststörfall					
Leck an der Beckenauskleidung (NLB)	3,20E-03	7 %	4 %	19,2	Ausfall der Maßnahmen zur Leckabsperrung UND Ausfall der Notfallmaßnahme zur Leckageergänzung mit Feuerlöschwasser (100 %)

Tab. 10.3 Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand „Integritätsverlust der Konverterplatte“ (PS)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an Gesamthäufigkeit für Endzustand „PS“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge
		Punkt- werte	Erwartungs- werte		
Ausfall der Kühlung der Konverterplatte	3,60E-02	100 %	100 %	28,8	Ausfall des Regelstabes UND GVA-Ausfall von Abschaltstäben (95 %), Ausfall beider Teile des Reaktorschutzsystems (5 %)

Tab. 10.4 Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand „Unzulässige Aufheizung des Reaktorbeckens“ (RB)

Ereignis	Eintrittshäufigkeit	Beitrag an der Gesamthäufigkeit für den Endzustand „RB“ bezogen auf		k ₉₅	Hauptbeiträge
		Punktwerte	Erwartungswerte		
Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge	4,3E-02	100 %	100 %	5,3	Ausfall der Handmaßnahme „Primärpumpen abschalten“ (100 %)

10.2 Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen

Im Folgenden sind in Tab. 10.5 die Gesamtnichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen für die einzelnen auslösenden Ereignisse sowie die zur Gesamtnichtverfügbarkeit jeweils besonders wichtigen Ereignisabläufe angegeben.

Tab. 10.5 Ergebnisse der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen

Beschreibung	Verwendet in Ereignisbaum	Punkt-wert	Mittelwert	K ₉₅	Hauptbeiträge
Ausfall der Naturumlaufkühlung	RR, HW, LB-L1, LP, TN-LB, FLA, TN-NB, TS	8,37E-04	3,37E-03	52,5	86,3 %: Beide Naturumlaufklappen öffnen nicht (Einzelfehler) 11,5 %: Sieb zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf verstopft (Einzelfehler) 2,3 %: Beide Naturumlaufklappen öffnen nicht (GVA)
Ausfall der Nachwärmeabfuhr über Primär-, Sekundär- und Tertiärsystem	RR, LB-L1	2,50E-02	3,05E-02	8,7	51,8 %: Motorbetätigte Armatur zur Kühlwassernachspeisung ins Tertiärkühlsystem öffnet nicht (Einzelfehler) 30,1 %: Ausfall von einer der beiden Füllstandmessungen nach MIN oder MAX im Wasserbecken (Pufferfunktion) zur Kühlwassernachspeisung ins Tertiärkühlsystem (Einzelfehler) 7,4 %: Ausfall der Temperaturregelung im Tertiärsystem (Einzelfehler) 5,9 %: Ausfall der Einspeiseregelnarmaturen zur Bespeisung des Wasserbeckens zur Kühlwassernachspeisung ins Tertiärsystem mit Brunnen-, Trink- und Brauchwasser 3,1 %: Ausfall von einem der beiden Primärwärmetauscher (Einzelfehler)
Ausfall der Wärmeabfuhr (100 % der Reaktorleistung) über Primär-, Sekundär- und Tertiärsystem	RR	7,78E-02	8,05E-02	3,6	26,0 %: Betriebsversagen einer Primärkühlmittelpumpe (Pumpe 1, 2, 3 oder 4) 16,6 %: Motorbetätigte Armatur zur Kühlwassernachspeisung ins Tertiärkühlsystem öffnet nicht (Einzelfehler) 14,6 %: Betriebsversagen eines Kühlturmventilators (Einzelfehler, führt zum Ausfall eines Zellenkühlers des Tertiärsystems; pro Zellenkühler gibt es einen Ventilator, d. h. insg. Gibt es vier Kühlturmventilatoren) 13,0 %: Betriebsversagen einer Sekundärkühlmittelpumpe (Pumpe 1 oder 2) 13,0 %: Betriebsversagen einer Tertiärkühlmittelpumpe (Pumpe 1 oder 2) 9,7 %: Ausfall einer der beiden Füllstandmessungen nach MIN oder MAX im Wasserbecken (Pufferfunktion) zur Kühlwassernachspeisung ins Tertiärkühlsystem (Einzelfehler)

Beschreibung	Verwendet in Ereignisbaum	Punkt-wert	Mittelwert	k ₉₅	Hauptbeiträge
Ausfall des Notkühl-systems	RR, HW, LB-L1, LP, TN-LB, TS, FLA	1,50E-03	4,82E-03	16,7	<p>27,9 %: Startversagen aller drei Notkühl-pumpen (GVA)</p> <p>15,4 %: Ausfall von zwei Notkühlsträngen wg. Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) od. Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler) und Ausfall eines Strangs wegen Startversagen der Notkühlpumpe (Einzelfehler)</p> <p>10,3 %: Ausfall aller drei Notkühlstränge wegen Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) oder Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler)</p> <p>7,6 %: Ausfall eines Notkühlstrangs wegen Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) oder Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler) und Ausfall von zwei Strängen wegen Startversagen der Notkühlpumpe (Einzelfehler)</p> <p>7,0 %: Ausfall eines Notkühlstrangs wegen Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) oder Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler) und Ausfall von zwei Strängen wegen Startversagen der Notkühl-pumpen (GVA)</p> <p>7,0 %: Ausfall von zwei Notkühlsträngen wegen Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) oder Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler) und Ausfall eines Strangs wegen des Ausfalls der 24 V Gleichstromverteilung (nötig für das EIN-Signal für den Wechselrichter der Pumpe) (Einzelfehler)</p> <p>6,8 %: Ausfall eines Notkühlstrangs wegen Nichtschließens des Überströmventils (Einzelfehler) oder Nichtöffnen der Rückschlagklappe (Einzelfehler) und Ausfall eines Strangs wegen Startversagen der Notkühlpumpe (Einzelfehler) und Ausfall eines Strangs wegen des Ausfalls der 24 V Gleichstromverteilung (nötig für das EIN-Signal für den Wechselrichter der Pumpe) (Einzelfehler)</p> <p>3,5 %: Ausfall eines Strangs wegen Startversagen der Notkühlpumpe (Einzelfehler) und Ausfall von zwei Strängen wegen Startversagen der Notkühl-pumpen (GVA)</p>
Ausfall des Notkühl-systems im Notstromfall		1,51E-03	4,41E-03	17,1	Keine signifikanten Unterschiede zu JNB00
Ausfall der RESA durch den Regelstab	RR, HW, LB-L1, LP, TN-LB, TS, FLA, TK	2,18E-02	2,15E-02	3,7	<p>100 %: Regelstab schaltet Reaktor nicht ab (Einzelfehler)</p> <p>Die Nichtverfügbarkeit der Reaktorschutzanz-regung ist verglichen mit dem Einzelfehler für den Ausfall des Regelstabs vernachlässigbar klein.</p>

Beschreibung	Verwendet in Ereignisbaum	Punkt-wert	Mittelwert	k ₉₅	Hauptbeiträge
Ausfall der RESA durch Abschaltstäbe	RR, HW, LB-L1, LP, TN-LB, TS, FLA, TK	6,59E-03	9,60E-03	9,2	<p>62,3 %: Ausfall von zwei Abschaltstäben (Einzelfehler)</p> <p>14,1 %: Ausfall von zwei Abschaltstäben (GVA)</p> <p>11,8 %: Ausfall von drei Abschaltstäben (GVA)</p> <p>7,6 %: Ausfall von vier Abschaltstäben (GVA)</p> <p>4,6 %: Ausfall aller Abschaltstäbe (GVA)</p> <p>Die Nichtverfügbarkeit der Reaktorschutzanzregung ist verglichen mit den Einzelfehlern und den GVA für den Ausfall der Abschaltstäbe vernachlässigbar klein.</p>

10.2.1 Durch Basisereignisse dargestellte Systemfunktionen

Einige Systemfunktionen werden als einzelnes Basisereignis dargestellt und sind daher nicht im Fehlerbaum modelliert. Dies betrifft ausschließlich Handmaßnahmen und Notfallmaßnahmen. In Tab. 10.6 sind die als Basisereignisse modellierten Systemfunktionen mit ihren Ausfallwahrscheinlichkeiten zusammengestellt. Alle Basisereignisse sind ausgefallene Handmaßnahmen. Die Bewertung der Systemfunktionen ist in den Abschnitten 8.3 und 8.4 ausführlich beschrieben.

Tab. 10.6 Durch Basisereignis dargestellte Systemfunktionen

Systemfunktion	Basisereignis ID	Beschreibung	Verwendet in Ereignisbaum	Mittelwert	Beta	Basisereignis
ABFAHR	OP-ABFAHREN	Rechtzeitiges Abfahren	HW	1,00E-04	1,2	Handmaßnahmen zum Abfahren nach BHB ausgefallen
JEA-AUS	OP-JEA-AUS	Ausschalten der Primärpumpen	TS	5,00E-03	2,2	Ausfall der Handmaßnahme „Abschalten der Primärpumpen von Hand“
LECKABSP	OP-LECKASP	Leckabspernung	LB-1, LB-SB	8,00E-03	2,0	Ausfall der Handmaßnahme „Leckabspernung bei einem Leck an der Beckenauskleidung“
MOD	OP-JFD-AB	Moderatorablass	RR	3,30E-01	2,3	Ausfall der Notfallmaßnahme „Moderatorablass“
NFM-FLW	OP-NFM-FLW	Notfallmaßnahme: Einspeisung mit Feuerlöschwasser	LB-1, LB-SB	5,60E-02	1,9	Ausfall der Notfallmaßnahme „Beckenwasserneinspeisung“

10.3 Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse

Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die Zuverlässigkeitsdaten für die Systemkomponenten und die Handmaßnahmen sind nur ungenau bekannt. Die Kenntnisunsicherheit über diese Daten wird durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt. Die in den vorausgehenden Abschnitten ausgewiesenen Punktwerte für die Systemfunktionen sowie für die Häufigkeiten der Schadenszustände wurden mit den Erwartungswerten der Verteilungen der Zuverlässigkeitsdaten und der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse ermittelt. Im Folgenden werden für die Häufigkeiten der Schadens- bzw. unerwünschten Endzustände die Erwartungswerte ihrer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen ermittelt. Diese Werte wurden mit Hilfe von Unsicherheitsanalysen mit dem Programm RiskSpectrum® mittels Monte-Carlo-Simulationen mit jeweils 10.000 Spielen ermittelt. Die Unsicherheitsanalysen wurden für

- den Gesamtwert der Schadenszustände,
- für die Häufigkeit von Schadenszuständen von Gruppen auslösender Ereignisse,
- für die Häufigkeit von Schadenszuständen jedes einzelnen auslösenden Ereignisses (siehe Tab. 10.1 bis Tab. 10.4) sowie
- für die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen (siehe Tab. 10.5)

durchgeführt. Als Ergebnis der Unsicherheitsanalyse der Systemfunktionen sind in Tab. 10.5 die Erwartungswerte sowie der k_{95} -Wert (Quotient aus 95%-Fraktil und 50%-Fraktil) angegeben. Je höher dieser Wert ist, desto höher ist die Unsicherheit des Ergebnisses.

Den Unsicherheitsanalysen liegen die bei den Punktwertrechnungen mit RiskSpectrum® ermittelten Minimalschnitte zugrunde.

Es ist zu bemerken, dass die Ergebnisse der PSA mit weiteren Unsicherheiten verbunden sind, die in dieser Untersuchung nicht quantifiziert werden (z. B. Modellunsicherheiten) oder generell nicht quantifizierbar sind (z. B. die Unsicherheit darüber, ob unbekannte, aber möglicherweise relevante Phänomene vernachlässigt wurden).

Abb. 10.2 zeigt die aufsummierten Wahrscheinlichkeitsverteilungen aus der Unsicherheitsanalyse für die Häufigkeit von Endzuständen der untersuchten Ereignisgruppen. Auffällig sind die unterschiedlichen Steigungen der verschiedenen Kurven. Je flacher der

Kurvenverlauf ist, desto „unsicherer“ ist das Ergebnis. Zum Beispiel liegt bei der Kurve für den Ausfall der Konverterplattenkühlung zwischen dem 5 %-Wert und dem 95 %-Wert der Faktor 3.000. Bei der steilsten Kurve für das Überschreiten unzulässiger Temperatur im Primärkreis liegt der entsprechende Faktor bei ca. 60. Ein Grund für die hohe Unsicherheit liegt am wichtigen Beitrag der RESA mit 95 % am Ergebnis, deren Zuverlässigkeitskenngrößen, wie in Abschnitt 9.7 ausgeführt, nur mit großer Unsicherheit angegeben werden kann.

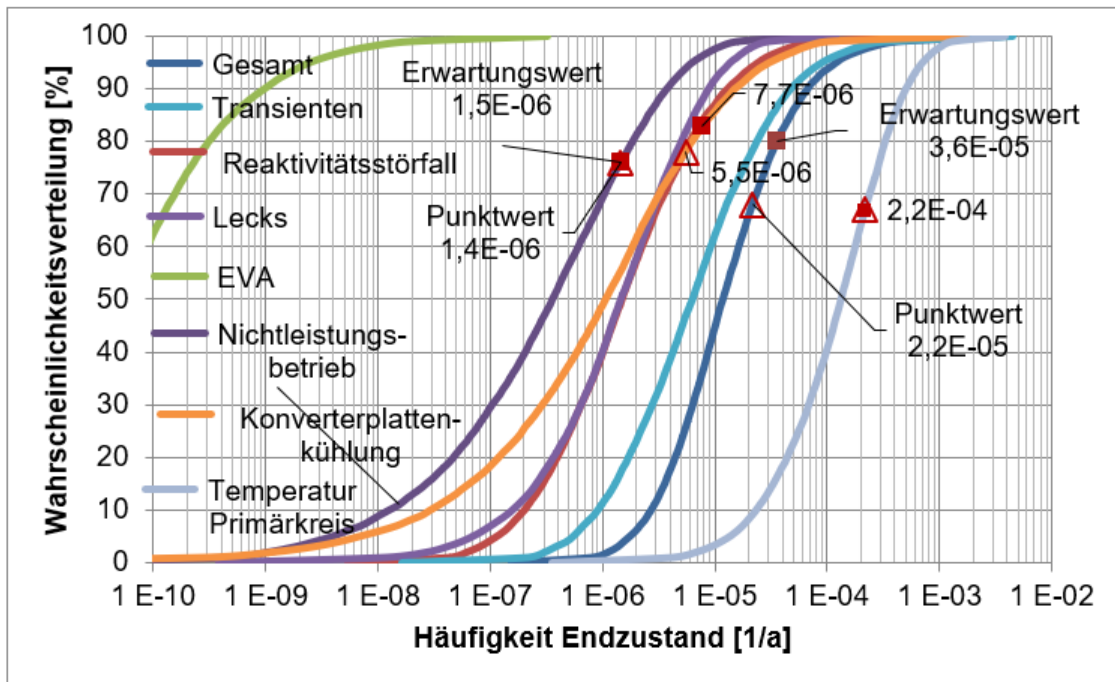


Abb. 10.2 Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen für Endzustände

10.4 Importanz- und Sensitivitätsanalysen

10.4.1 Brennelementschaden in allen Anlagenbetriebszuständen

10.4.1.1 Auslösende Ereignisse

Die Transienten „Notstromfall im Leistungsbetrieb“ und „Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge“ sind für ca. 2/3 des Gesamtergebnisses verantwortlich (siehe Abb. 10.1 und Abb. 10.3). Den Rest tragen der Reaktivitätsstörfall „Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit“ und Lecks an der Beckenauskleidung in Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb bei. Die Beiträge der Ereignisse „Notstromfall im Nichtleistungsbetrieb“, „Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens“ und von

übergreifenden Einwirkungen sind vernachlässigbar klein. Importanz- und Sensitivitätsanalysen liefern darüber hinaus keine weiteren Erkenntnisse.

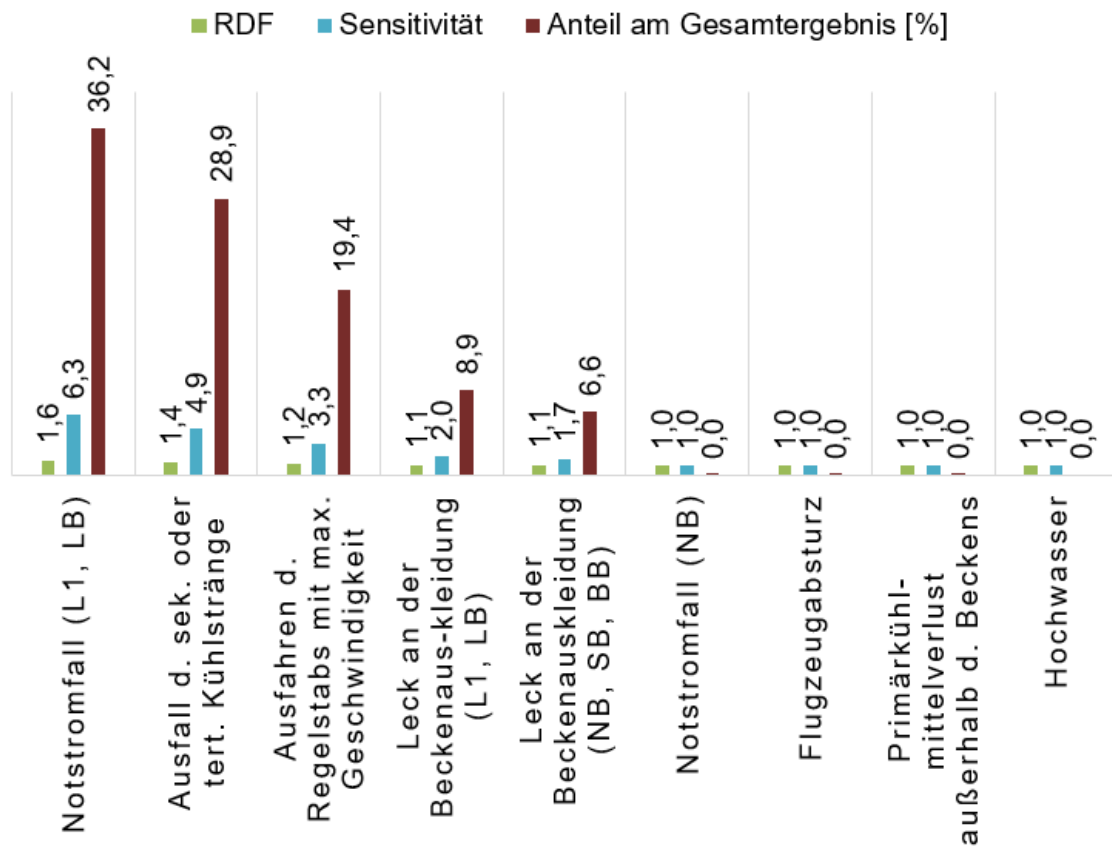


Abb. 10.3 Importanzmaße für auslösende Ereignisse und deren Anteil am Gesamtergebnis

10.4.1.2 Systemfunktionen, Komponentengruppen und Handmaßnahmen

Die wichtigste Systemfunktion zur Beherrschung eines Störfalls ist die RESA. Ihr Ausfall trägt mit 78,9 % zum Gesamtergebnis der Minimalschnittanalyse bei. Die Importanz der RESA wird außerdem durch große Werte von Risikoerhöhungsfaktor (RIF), Risikoeniedrigungsfaktor (RDF) und der Sensitivität des Ergebnisses auf Änderungen der Zuverlässigkeit der RESA angezeigt. Die Steigerung der Zuverlässigkeit der RESA führt zu einer deutlichen Verbesserung des Gesamtergebnisses (RDF = 4,7). Eine Verschlechterung der Zuverlässigkeit hätte ebenfalls große Auswirkungen auf das Gesamtergebnis (RIF = 7.400). Entsprechend hoch ist die Sensitivität des Ergebnisses auf Änderungen der Zuverlässigkeit (im Folgenden mit Sensitivität S bezeichnet) der RESA, $S = 3.740$.

Weiterhin haben die Ausfälle von Naturumlaufkühlung (7,9 %), Notstromversorgung (7,2 %) und der Wärmeabfuhr mit den sekundären und tertiären Kühlsystemen (4,3 %) großen Anteil am Gesamtergebnis. Die Sensitivität für den Ausfall der Naturumlaufkühlung beträgt $S = 8,5$, die des Ausfalls des Notkühlsystems $S = 5,4$.

Auffällig groß ist der Risikoerhöhungsfaktor für den Ausfall des Notkühlsystems; das Notkühlsystem ist mit einer mittleren Nichtverfügbarkeit von $1,5E-03$ (Punktwert) allerdings relativ zuverlässig. Demgegenüber stehen die kleinen Importanzmaße für den Ausfall der Notstromversorgung, die ausschließlich für die Kühlung des Kerns im Notstromfall relevant ist. Falls die Notstromversorgung nicht verfügbar ist, muss drei Stunden nach Störfalleintritt die Kernkühlung über die Naturumlaufkühlung erfolgen, andernfalls kann die Kernkühlung auch über 24 Stunden mit den Notkühlpumpen sichergestellt werden. Im Umkehrschluss bedeutet das, dass die Kernkühlung entweder vom Notkühlsystem oder durch Naturumlaufkühlung erfolgen muss. Der Notstromfall trägt zwar signifikant zum Gesamtergebnis bei, der Ausfall der Notstromversorgung ist aber nicht besonders important. Die Importanzmaße der Ausfälle von Naturumlaufkühlung und Notkühlsystem sind dagegen deutlich größer.

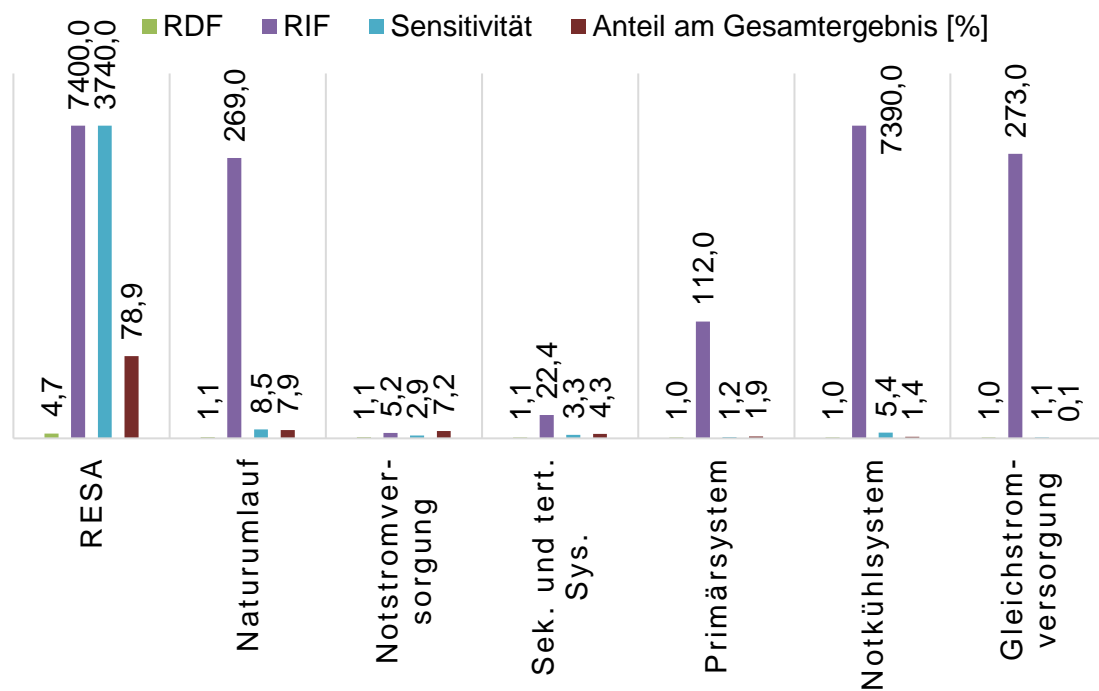


Abb. 10.4 Importanzmaße für den Ausfall von Systemfunktionen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“

Außer im Notstromfall kann bei allen Störfällen des Leistungsbetriebs die Wärmeabfuhr aus dem Kern mit Hilfe des Primärsystems und der sekundären und tertiären Kühlstränge erfolgen. Die Importanzmaße dieser betrieblichen Systeme sind jedoch relativ klein. Beim Ereignis „Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit“ kann der Kern mit dem betrieblichen Kühlsystem (100 % Leistung) sogar beim Ausfall der RESA gekühlt werden, bis der Reaktor durch das Ausführen der Notfallmaßnahme „Moderatorablass“ abgeschaltet wird. Aus diesem Grund ist der Risikoerhöhungsfaktor für den Ausfall des Primärsystems relativ groß (RIF = 112).

Betrachtet man die Importanzmaße von Komponentengruppen und Handmaßnahmen, dominiert der Ausfall der RESA durch die Abschaltstäbe das Bild (s. Abb. 10.5). RIF und Sensitivität sind verglichen mit den Werten für den Ausfall des Regelstabs sehr viel größer. Der Grund dafür liegt in der GVA-Modellierung für die Abschaltstäbe (vgl. Abschnitt 10.4.4).

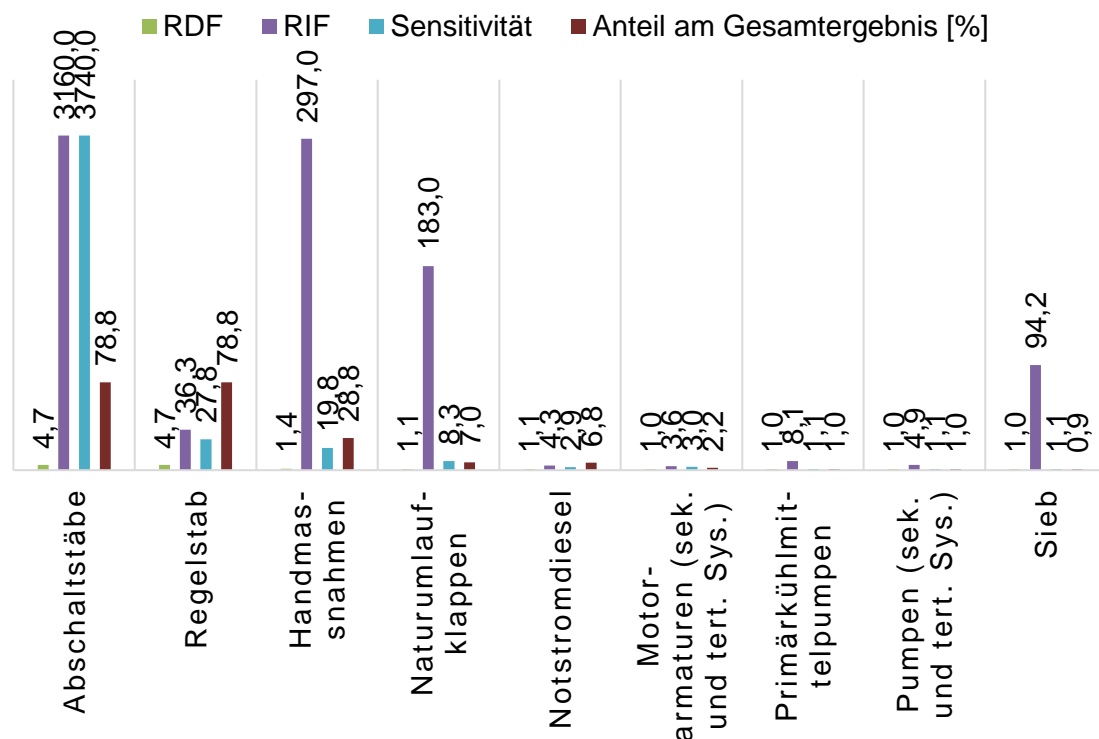


Abb. 10.5 Importanzmaße für den Ausfall von Komponentengruppen und Handmaßnahmen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“

Mit einem Anteil am Gesamtergebnis von 28,8 % sind die Ausfälle der Handmaßnahmen stark ergebnisrelevant, gefolgt von Ausfällen der Naturumlaufklappen (7,0 %) und der

Notstromdiesel (6,8 %). Die Diskussion der Importanz der Handmaßnahmen erfolgt im folgenden Abschnitt 10.4.1.3.

Bereits deutlich kleinere Importanzmaße weisen die Ausfälle von Motorarmaturen und Pumpen der sekundären und tertiären Kühlstränge sowie Ausfälle der Primärkühlpumpen auf. Der Ausfall des Siebs zwischen Primärkreis und Becken durch Verstopfen ist zwar relativ unwahrscheinlich (mittlere Nichtverfügbarkeit $9,6E-05$), führt allerdings zum Ausfall der Naturumlaufkühlung. Darauf ist der relativ große Risikoerhöhungsfaktor $RIF = 94,2$ zurückzuführen.

10.4.1.3 Parameter

Nach den Ergebnissen des Abschnitts 10.4.1.2 zeigen die Nichtverfügbarkeiten von Abschaltstäben und Regelstab für die RESA erwartungsgemäß die größten Importanzmaße (s. Abb. 10.6).

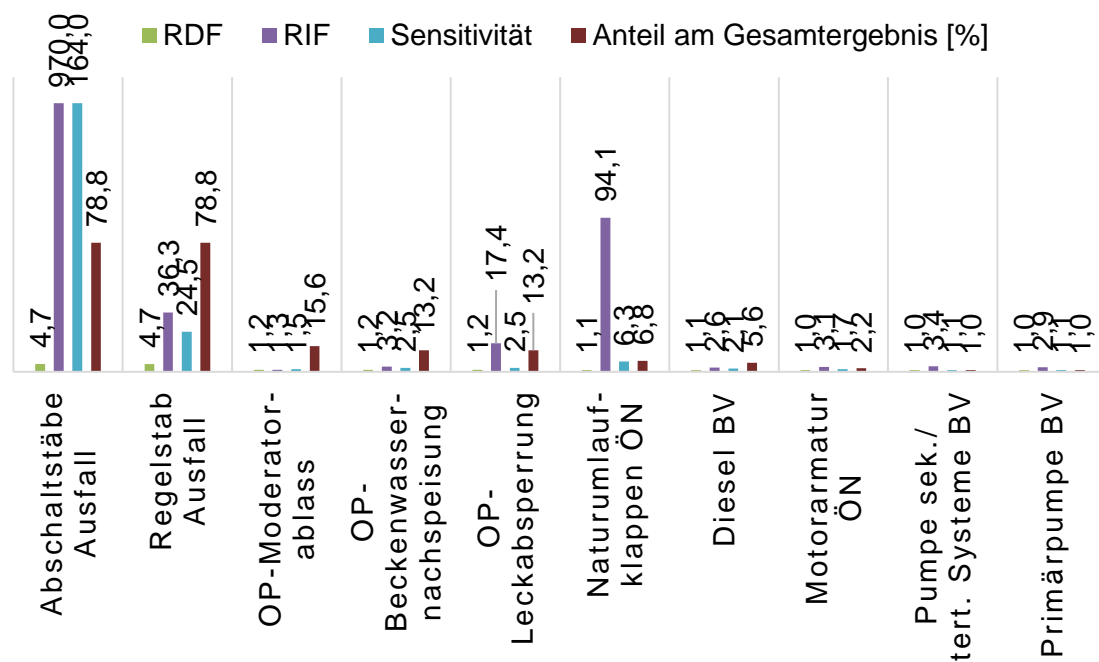


Abb. 10.6 Importanzmaße für die Zuverlässigkeitsparameter der Basisereignisse sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“

Die Handmaßnahmen mit der größten Ergebnisrelevanz sind der Moderatorablass beim Ereignis „Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit“ (Anteil am Gesamtergebnis = 15,6 %) sowie Beckenwassernachspeisung und Leckabspernung bei einem

Leck im Becken (jeweils 13,2 %). Der Risikoerhöhungsfaktor für den Ausfall der Leckabsperrung ($RIF = 17,4$) ist größer als für den Ausfall der Beckenwassernachspeisung, weil die Fehlerwahrscheinlichkeit für die erstgenannte Handmaßnahme kleiner ist. Bei der Gesamtimportanz der Handmaßnahmen (28,8 %) werden diese beiden Maßnahmen nur einmal gezählt, da beide ausfallen müssen um zum Endzustand zu kommen.

Die Naturumlaufkühlung ist ausgefallen, wenn beide Naturumlaufklappen nicht öffnen. In der Abb. 10.6 ist mit „Naturumlaufklappen“ ausschließlich die Zuverlässigkeitskenngröße für einen Einzelfehler bezeichnet. Der GVA beider Klappen ist darin nicht enthalten. Überraschenderweise leistet der GVA für beide Klappen keinen wesentlichen Beitrag zum Ergebnis. Das ist auf die verwendeten Zuverlässigkeitsdaten zurückzuführen. Die Ausfallrate für den Einzelfehler basiert auf generischen Daten aus der IAEA TECDOC 930 /IAE 97/ für Forschungsreaktoren, während die Ausfallrate für den GVA aus dem PSA-Datenband für KKW entnommen wurde. Aus diesem Grund ist die Nichtverfügbarkeit beider Klappen aufgrund von Einzelfehlern um eine Größenordnung größer als der GVA. Diese Inkonsistenz in den Daten beeinflusst die PSA-Ergebnisse erheblich; das Problem wird im Nachfolgevorhaben bearbeitet werden.

10.4.2 Brennelementschaden im Leistungsbetrieb

Auf das Ausweisen der Ergebnisse für den Leistungsbetrieb wird hier verzichtet, weil der Nichtleistungsbetrieb nur 6,6 % zum Gesamtergebnis beiträgt. Das Gesamtergebnis ist folglich repräsentativ für den Leistungsbetrieb.

10.4.3 Brennelementschaden im Nichtleistungsbetrieb

Abb. 10.7 bis Abb. 10.10 zeigen die Importanzmaße für auslösende Ereignisse, Systemfunktionen und Komponentengruppen sowie von Parametern.

10.4.3.1 Auslösende Ereignisse

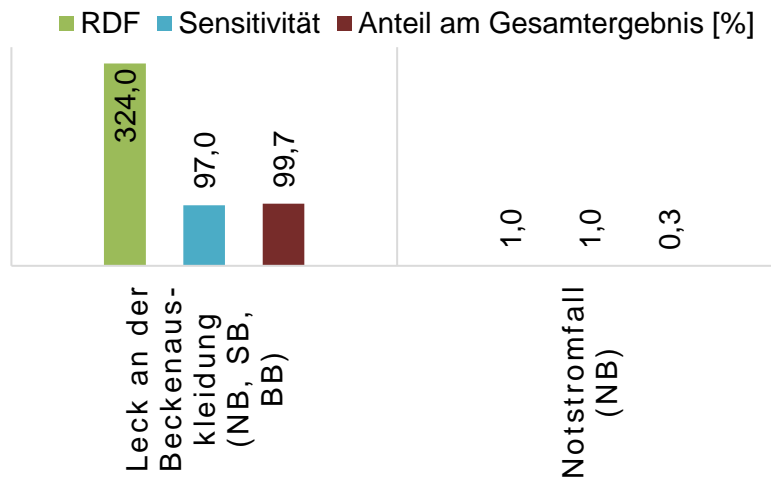


Abb. 10.7 Importanzmaße für auslösende Ereignisse des Nichtleistungsbetriebs und deren Anteil am Gesamtergebnis

Das Ergebnis im Nichtleistungsbetrieb wird zu 99 % durch das Ereignis „Leck an der Beckenauskleidung im Nichtleistungsbetrieb“ bestimmt.

10.4.3.2 Systemfunktionen, Komponentengruppen und Handmaßnahmen

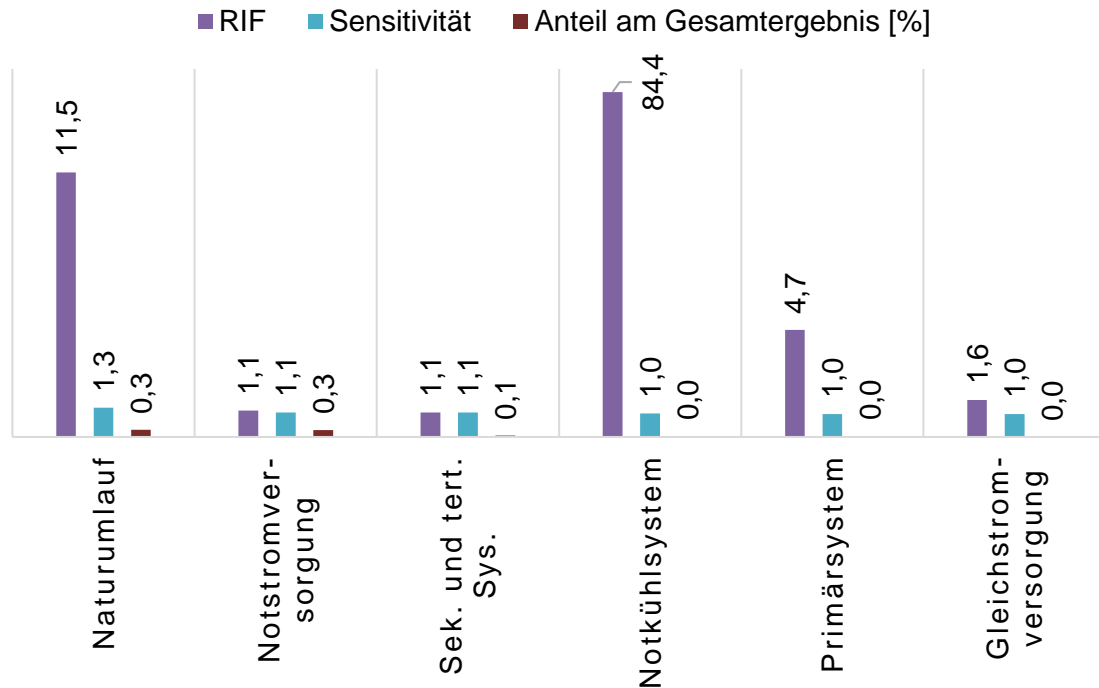


Abb. 10.8 Importanzmaße für den Ausfall von Systemfunktionen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“

Die ermittelten Importanzen für die Systemfunktionen im Nichtleistungsbetrieb betreffen ausschließlich das Ereignis „Notstromfall“. Da dieser aber nur mit 0,3 % an der Häufigkeit von Schadenszuständen im Nichtleistungsbetrieb beiträgt, sind die Werte für RIF und Sensitivität ebenfalls sehr gering. Die für den wichtigen Ereignisablauf „Leck an der Beckenauskleidung im Nichtleistungsbetrieb“ wichtigen Handmaßnahmen werden bei der Auswertung der Systemfunktionen nicht erfasst. Die Importanz dieser Handmaßnahmen erkennt man in den Abbildungen Abb. 10.9 und Abb. 10.10 für Komponentengruppen und für Parameter. Die relativ geringen Werte für RDF, RIF und Sensitivität bei gleichzeitiger Importanz von 99,7 % kann durch die geringe Streubreite der Betaverteilung der Parameter für die Handmaßnahmen erklärt werden.

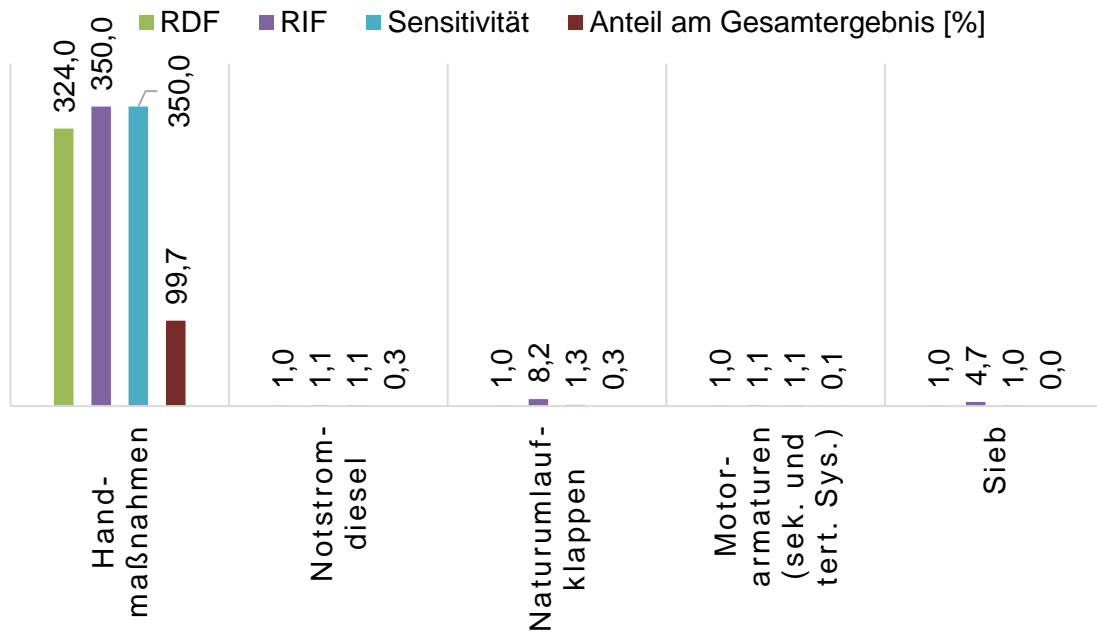


Abb. 10.9 Importanzmaße für den Ausfall von Komponentengruppen und Handmaßnahmen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“ im Nichtleistungsbetrieb

10.4.3.3 Parameter

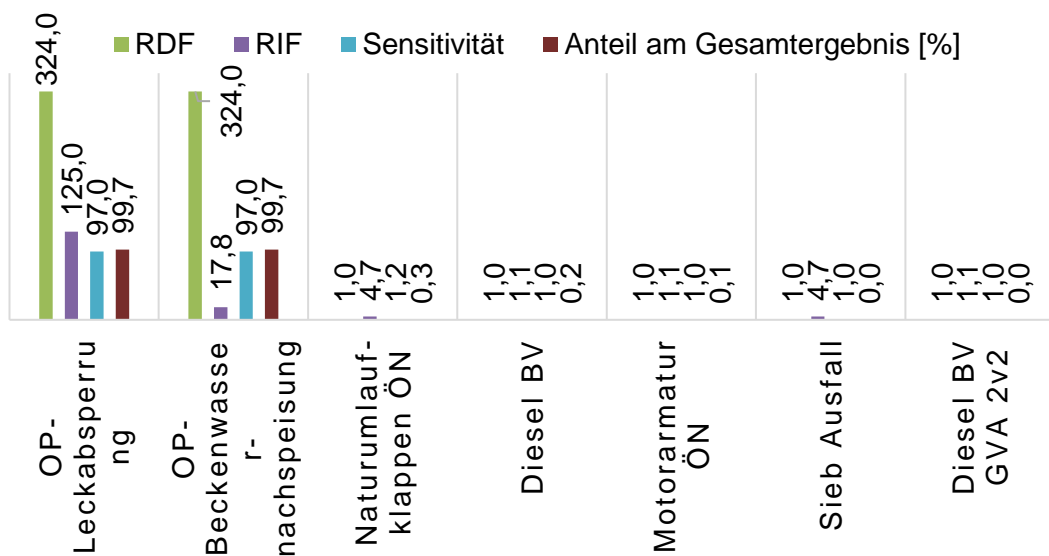


Abb. 10.10 Importanzmaße für die Zuverlässigkeitsparameter der Basisereignisse sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementschaden“ im Nichtleistungsbetrieb

Wie im vorangegangenen Abschnitt beschrieben, wird das Ergebnis im Nichtleistungsbetrieb von den beiden Handmaßnahmen „OP Leckabsperren“ und „OP-Beckenwassernachspeisung“ bestimmt. Der Unterschied im RIF-Wert der beiden Handmaßnahmen liegt am 7-fach niedrigeren Erwartungswert für den Ausfall der Leckabspernung gegenüber dem Ausfall der Beckenwassernachspeisung (siehe Tab. 10.6). Das Ergebnis würde sich deshalb um den 7-fachen Faktor erhöhen, wenn die Ausfallwahrscheinlichkeit für den Ausfall der Leckabspernung $P=1$ wäre.

10.4.4 Integritätsverlust der Konverterplatte

Beim auslösenden Ereignis „Ausfall der Konverterplattenkühlung“ kommt es zum Integritätsverlust der Konverterplatte, wenn der Reaktor nicht abgeschaltet wird. Dementsprechend ist die Verfügbarkeit der Reaktorschnellabschaltung entscheidend.

10.4.4.1 Systemfunktionen und Komponentengruppen

Der Reaktor kann durch Einfallen des Regelstabs oder der Abschaltstäbe abgeschaltet werden. Die Anregung der RESA erfolgt durch das Reaktorschutzsystem. Die Anteile am Ergebnis betragen für die Abschaltssysteme jeweils 94,6 % und für die Reaktorschutzanregung 5,4 % (s. Abb. 10.11). Dementsprechend ist der Risk Decrease Factor (RDF) für den Ausfall der Abschaltssysteme höher als für den Ausfall der Reaktorschutzanregung.

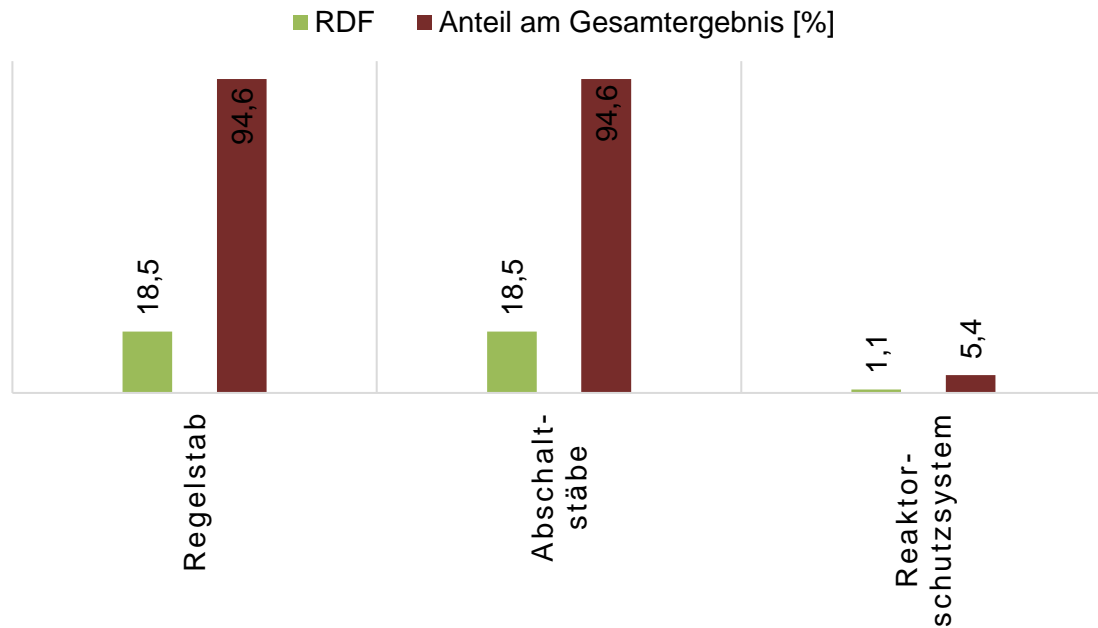


Abb. 10.11 Risk Decrease Factor (RDF) und Anteil am Gesamtergebnis der Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“

Andererseits ist der Risk Increase Factor (RIF) für den Ausfall der Reaktorschutzanregung deutlich größer als für die Abschaltssysteme (s. Abb. 10.12), weil im Fall des Ausfalls der Konverterplattenkühlung die Anregung der RESA nur durch das Teilsystem A erfolgt und es keine zweite Redundante gibt. Der Einzelfehler führt also zum Schadenszustand.

Die Sensitivität des Ergebnisses auf den Ausfall der Reaktorschutzanregung ist sehr klein, weil die Zuverlässigkeit des Reaktorschutzsystems sehr groß ist (s. Abb. 10.12). Im Gegensatz dazu ist die Sensitivität des Ergebnisses auf die Zuverlässigkeit der Abschaltstäbe sehr groß. Ursächlich dafür ist die Verwendung des alpha-Faktor-Modells zur Berücksichtigung von GVA der Abschaltstäbe. Eine Änderung in der Zuverlässigkeit eines Abschaltstabs führt zusätzlich zur Änderung der GVA-Ausfallraten. Die Sensitivität ist so groß, weil bereits der Ausfall von zwei Abschaltstäben zum Ausfall der Systemfunktion „Abschalten durch Abschaltstäbe“ führt und die GVA-Ausfälle stark zum Ergebnis beitragen. Die Berücksichtigung der GVA der Abschaltstäbe ist ebenso für den großen RIF für den Ausfall der Abschaltstäbe verantwortlich.

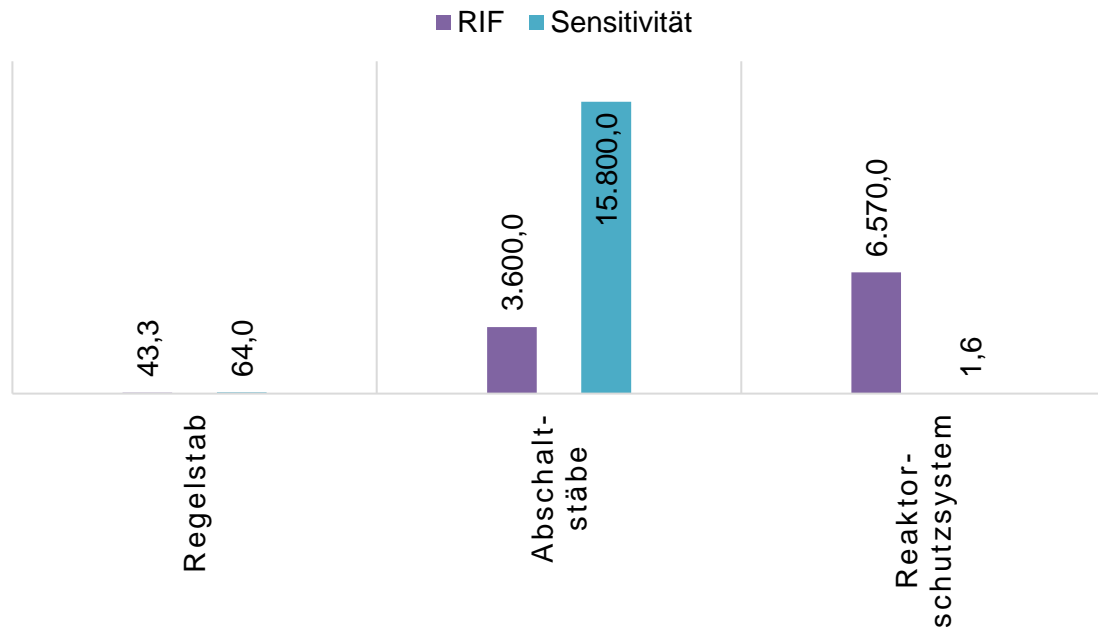


Abb. 10.12 Risk Increase Factor (RIF) und Sensitivität der Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“

10.4.4.2 Parameter

Werden die einzelnen Parameter bzw. die Ausfallraten der Systeme und Komponenten betrachtet, so ergibt sich im Vergleich zur Betrachtung der Systemfunktionen oder Komponentengruppen nur ein wesentlicher Unterschied (s. Abb. 10.13): RIF und Sensitivität der Ausfallrate für die Abschaltstäbe sind deutlich kleiner als die Ausfallrate der Systemfunktion (vgl. Abb. 10.11). Ursächlich dafür ist die Verwendung des Alpha-Faktor-Modells zur Berücksichtigung der GVA der Abschaltstäbe (vgl. Abschnitt 10.4.4.1), was zu den sehr großen Werten in Abb. 10.12 führt. In Abb. 10.13 sind hingegen nur die Einzelfehler berücksichtigt.

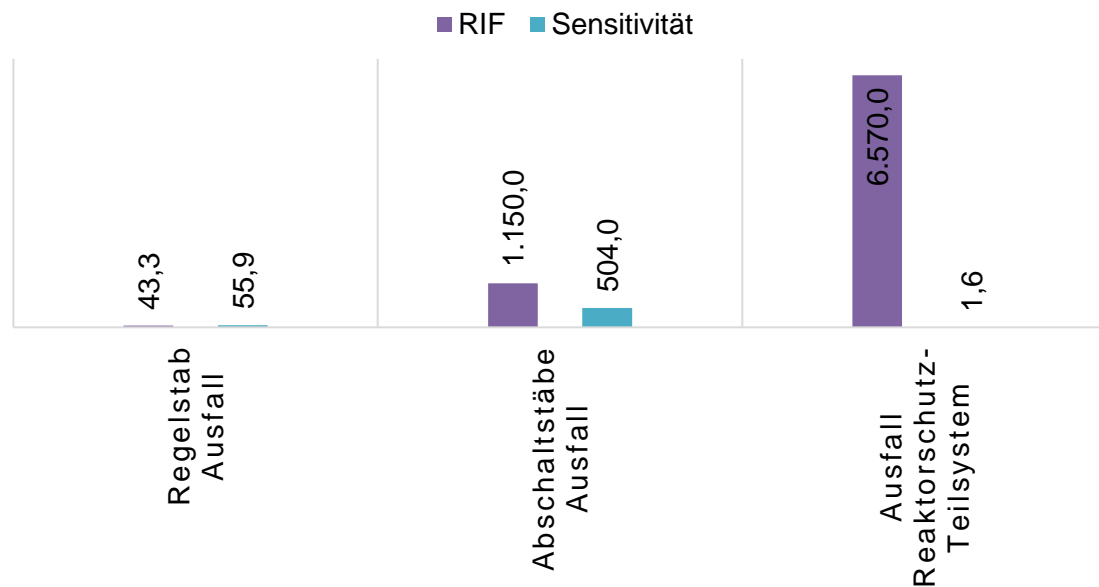


Abb. 10.13 Risk Increase Factor (RIF) und Sensitivität der Ausfallraten (Einzelfehler) für Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“

10.4.5 Unzulässige Aufheizung des Primärkreises

10.4.5.1 Systeme, Komponenten und Handmaßnahmen

Zur Aufheizung des Primärkreises bis zur Auslegungstemperatur von 80 °C kommt es, wenn bei Eintreten des auslösenden Ereignisses „Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge“ die Primärkühlpumpen nicht rechtzeitig abgeschaltet werden. Für die PSA wird nur die Handmaßnahme „Abschalten der Primärpumpen von Hand“ kreditiert. Deren Anteil am Ergebnis für den Endzustand „Unzulässige Aufheizung des Primärkreises beträgt damit 100 %; die Ausfallwahrscheinlichkeit beträgt 5E-03.

10.5 Zeitabhängige Analyse und Auswirkung der Testintervalle, Reparatur- und Missionszeiten

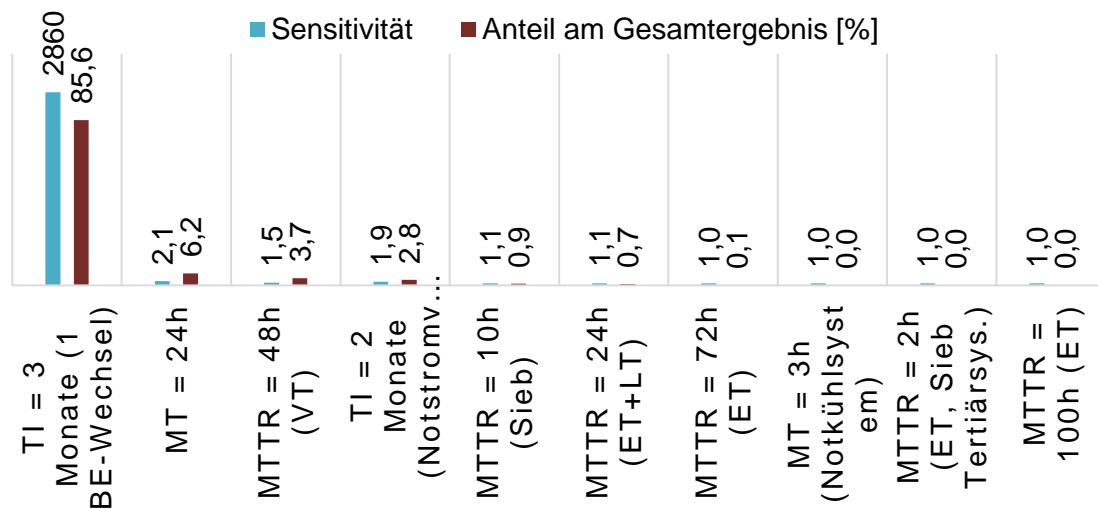


Abb. 10.14 Sensitivität und Anteile am Gesamtergebnis der Testintervalle, Missionszeiten und Reparaturzeiten

Das Testintervall *3 Monate (1 BE-Wechsel)* (s. Abb. 10.14) für die Abschaltssysteme (Regelstab und Abschaltstäbe), die Naturumlaufklappen und das Notkühlsystem beeinflusst die Brennelementschaadhäufigkeit sehr stark.

Zusätzlich ist der Einfluss dieses Testintervalls im Ergebnis der zeitabhängigen Analyse ersichtlich (s. Abb. 10.15). Dieses Testintervall führt dazu, dass die Schadhäufigkeit im Zeitverlauf, $W(t)$, mit jedem Zyklus größere Maximalwerte erreicht. Zusätzlich ist das Testintervall *2 Monate* für die Notstromversorgung an den kleineren Sprüngen im Verlauf $W(t)$ zu erkennen. Die zeitabhängige Analyse wird gestückelt, also für jeden Anlagenbetriebszustand eines Jahres (viermalige Abfolge von Leistungsbetrieb (1.440 Stunden) und Nichtleistungsbetrieb (750 Stunden)) einzeln durchgeführt. Die stark unterschiedlichen Risiken in den Anlagenbetriebszuständen bestimmen den zeitlichen Verlauf der Brennelementschaadhäufigkeit, $W(t)$. Für die Analyse beginnt der erste Brennelementzyklus am Anfang des Jahres. Anschließend folgt die erste Stillstands-Phase, zu erkennen am abrupten Abfall von $W(t)$ nach 1.440 h. Die Zyklen 2 bis 4 folgen entsprechend.

Der zeitliche Verlauf der Brennelementschaadhäufigkeit innerhalb eines Jahres wird durch die rote Kurve in Abb. 10.15 dargestellt. Sie steigt nur während des Leis-

tungsbetriebs signifikant an. Am Ende des Jahres beträgt die Brennelementschadenswahrscheinlichkeit $1,8E-05$, d. h. die zeitabhängige Analyse führt zu einem etwas kleineren Wert als die Punktwertanalyse ($2,2E-05/a$).

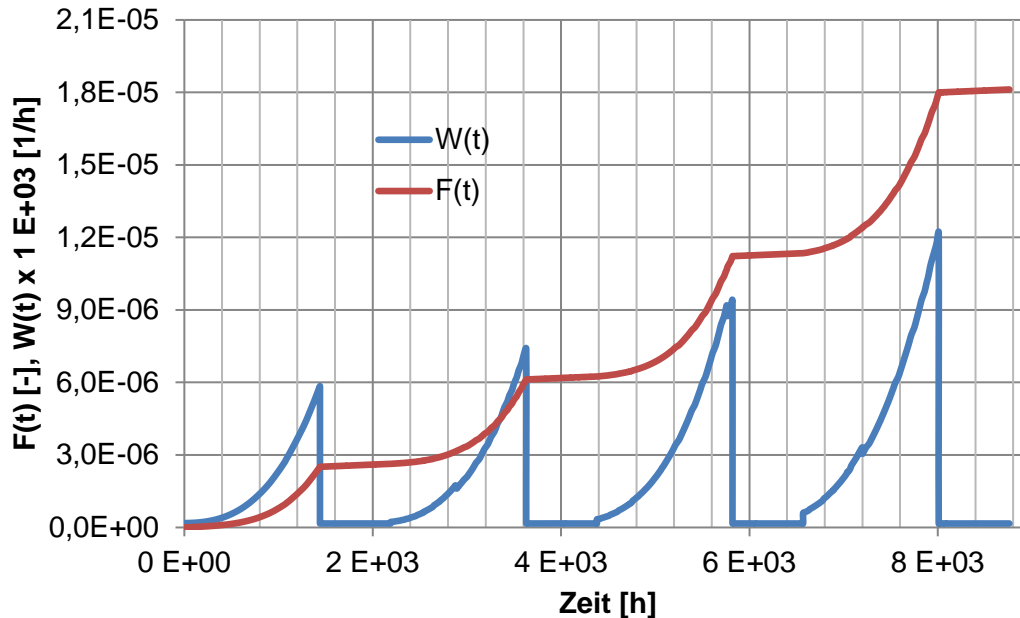


Abb. 10.15 Zeitlicher Verlauf der Brennelementschadenswahrscheinlichkeit innerhalb eines Jahres (rot); Brennelementschadenshäufigkeit [1/h] im Verlauf eines Jahres (blau)

Ein weiteres Ergebnis der zeitabhängigen Analyse sind Erkenntnisse zur angemessenen Berücksichtigung der Teststrategie in der PSA für den Referenz-Forschungsreaktor. Sicherheitstechnisch wichtige Komponenten (Abschaltsysteme, Naturumlaufklappen, Notkühlpumpen) werden beim Abschalten/Abfahren bzw. im Nichtleistungsbetrieb getestet, d. h. viermal pro Jahr bzw. alle drei Monate. Entsprechend der Vorgehensweise für PSA für Leistungsreaktoren beträgt das Testintervall bei dreimonatlichem Test 2.016 h (drei Monate entsprechen 12 Wochen; 24 h/Tag, 7 Tage/Woche). Der Wert von 2.016 h wird in der PSA für den Forschungsreaktor für alle Komponenten verwendet, welche nach jedem Brennelementzyklus getestet werden. Realistischer wäre die Modellierung mit einem Testintervall von 2.190 h (viermal pro Jahr) und dem ersten Test nach 1.440 h, also dem ersten Test im Jahr nach dem ersten Brennelementzyklus. Dieser Aspekt der Teststrategie wird im Nachfolgevorhaben berücksichtigt werden.

11 Zusammenfassung

Das vorliegende Forschungsvorhaben zeigt, dass die Methodik der Durchführung einer PSA für ein Kernkraftwerk grundsätzlich auf einen Forschungsreaktor angewendet werden kann. Hauptherausforderungen waren die Anwendung generischer Daten auf einen bestimmten Reaktor, die Festlegung von abdeckenden Ereignissen und die Identifizierung von Schadenszuständen. Auslösende Ereignisse, die für Forschungsreaktoren spezifisch sind, wie z. B. Ereignisse im Zusammenhang mit experimentellen Einrichtungen sind für die Ergebnisse der PSA von untergeordneter Bedeutung. Die einzige Ausnahme ist der Ausfall der Konverterplattenkühlung. Die beispielhaft untersuchten Einwirkungen von außen tragen nicht wesentlich zum Ergebnis bei. Die Quantifizierung der Ereignissequenzen zeigte, dass die Ergebnisse für die Häufigkeiten für Schadenszustände in der gleichen Größenordnung liegen wie für KKW oder sogar noch höher. Der Hauptgrund dafür sind die verwendeten generischen Zuverlässigkeitsdaten, die zu stark konservativen Ergebnissen führen. Für die aktuelle Ergebnisdiskussion werden aus diesem Grund auch keine absoluten Häufigkeiten für die Schadenszustände präsentiert. Es werden dagegen relative Beiträge der auslösenden Ereignisse am Gesamtergebnis ausgewiesen.

Es zeigt sich, dass Ereignisabläufe, die mit einem Brennelementschaden enden, zu 93 % aus auslösenden Ereignissen aus dem Leistungsbetrieb resultieren. Dabei sind der Notstromfall mit 36 %, der Ausfall der Wärmeabfuhr über sekundäre- oder tertiäre Systeme mit 29 % und das fehlerhafte Ausfahren des Steuerstabes mit maximaler Geschwindigkeit mit 19 % beteiligt. Die Importanzanalyse zeigt den dominierenden Beitrag von 79 % des Ausfalls der Reaktorabschaltung am Gesamtergebnis begleitet von einer hohen Datensensitivität. Bei den Ergebnissen für einzelne auslösende Ereignisse beträgt der Beitrag des Ausfalls der Reaktorabschaltung sogar 99 % (Ausfall der Wärmeabfuhr über sekundäre- oder tertiäre Systeme, Flugzeugabsturz). Das bedeutet, eine Änderung an der Datenbasis würde das PSA-Ergebnis sowohl hinsichtlich absoluter Werte als auch relativer Beiträge erheblich verändern.

Die zeitabhängige Analyse des PSA-Modells zeigt eine starke Abhängigkeit der Testzeitpunkte importanter Komponenten (Abschaltsysteme, Naturumlaufklappen, Notkühlpumpen) auf das Ergebnis. Insbesondere sind die Zeitpunkte des dreimonatlichen Testintervalls bedeutsam, da Komponenten mit diesem Testintervall zu 85 % am Ergebnisbeteiligt sind. Für viele Systeme können die Tests nur beim Abfahren vor dem Brennelementwechsel durchgeführt werden.

Wegen des großen Einflusses der „Qualität“ der Zuverlässigkeitskenngrößen auf die PSA-Ergebnisse werden in einem Folgevorhaben unter anderem reaktorspezifische Daten generiert.

Literaturverzeichnis

- /ANE 01/ Aneziris, O. N., et al.:
Probabilistic Safety Analysis of a Greek Research Reactor,
National Centre for Scientific Research "Demokritos", Institute of Nuclear
Technology and Radiation Protection, Athen, 2001.
- /ANS 05/ Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO):
Probabilistic Safety Assessment (PSA) Summary for Public Release,
Australian Nuclear Science and Technology Organisation, Document Num-
ber: RRRP-7225-EBEAN-004-REV0, 2005.
- /BAL 97/ Baleanu, M., Lindner, A.
Fehler-Möglichkeiten- und -Einfluß-Analyse der digitalen Sicherheitsleittech-
nik der Hochflußneutronenquelle München (FRM-II)
ISTec GmbH, ISTec-A-212, 4.1997.
- /BHU 17/ Bhuse, P. P.:
Safety Enhancement of Dhruva Reactor through Periodic Safety Review,
18th Meeting of the International Group on Research Reactors IGORR,
3 – 7 December 2017, Sydney, Australia, 2017.
- /BMU 97/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):
Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicher-
heitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik
Deutschland vom 18. August 1997 – Leitfaden Probabilistische Sicherheits-
analyse, Bundesanzeiger Nr. 232a vom 11. Dezember 1997.
- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):
Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke gemäß §19a des Atomgesetzes,
Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, 31. Januar 2005, Bekannt-
machung vom 30. August 2005, Bundesanzeiger, Jahrgang 57, Nummer
207a, ISSN 0720-6100, 3. November 2005.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
(BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Banz AT
30.02.2015 B2, Bekanntmachung vom 3. März 2015.

- /BNL 89/ Fullwood, R. R.:
Review of Pipe-Break Probability Assessment Methods and Data for Applicability to the advanced Neutron Source Project for Oak Ridge National Laboratory Engineering Technology Division, Department of Nuclear Energy, Brookhaven National Laboratory Associated Universities, Inc., 1989.
- /BRA 14/ Brayon, F. C., et al.:
Building Competence for Safety Assessment of Nuclear Installations: Applying IAEA's Safety Guide for the Development of a Level 1 Probabilistic Safety Assessment for the TRIGA Research Reactor in Malaysia, PSAM12, 22.-27. June 2014, Honolulu, 2014.
- /FAK 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05, Stand: August 2005.
- /FAK 05a/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-38/05, Stand: August 2005.
- /FAK 15/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Ergänzungen zu Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-61/16, Stand: Mai 2015.
- /GER 17/ Gerstenberg, H., Johann, P., Kastenmüller, A., Kress, M., Pichlmaier, A., Schätzlein, R.:
First Periodic Safety Review of the FRM II after 10 Years of Routine Operation, 18th Meeting of the International Group on Research Reactors IGORR, 3 – 7 December 2017, Sydney, Australia, 2017.
- /GRS 85/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Forschungsreaktor BER II (10 MW), Gutachtliche Stellungnahme zu den vom Hahn-Meitner-Institut durchgeführten vertiefenden Untersuchungen der Einwirkungen von außen, GRS-A-1081, Köln, 1985.

- /HEC 16a/ K. Heckmann, C. Bläsius, J. Sievers: „PROST 4.6 Documentation: User’s Manual, Theory Manual, Validation Report, Programmer’s Manual“. GRS-P-7 Vol. 1-4 Rev. 6, Juli 2016
- /HEC 16b/ K. Heckmann, J. Sievers, J. Arndt, C. Bläsius: „Weiterentwicklung und Erprobung des Rechenprogramms PROST zur probabilistischen und deterministischen Bewertung von Rohrleitungen und Behältern im Rahmen von Leck-vor-Bruch Nachweisen“. GRS-422, GRS, Juli 2016.
- /HEC 17/ Heckmann, K., Sievers, J.
Leck- und Bruchhäufigkeiten eines Forschungsreaktors
GRS-Technische Notiz, August 2017.
- /IAE 86/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Probabilistic Safety Assessment for Research Reactors,
TECDOC Series No. 400, Vienna, 1986.
- /IAE 88/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety,
TECDOC Series No. 478, Vienna, 1988.
- /IAE 89/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Application of Probabilistic Safety Assessment to Research Reactors,
TECDOC Series No. 517, Vienna, 1989.
- /IAE 92/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Manual on reliability data collection for research reactor PSAs,
TECDOC Series No. 636, Vienna, 1992.
- /IAE 97/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Generic component reliability data for research reactor PSA,
TECDOC Series No. 930, Vienna, 1997.
- /IAE 00/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety of Nuclear Power Plants: Design,
Safety Standards Series No. NS-R-1, Vienna, 2000.

- /IAE 02/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants,
Safety Standards Series No. NS-G-3.3, Vienna, 2002.
- /IAE 02a/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power
Plants,
Safety Standards Series No. NS-G-3.1, Vienna, 2002.
- /IAE 03/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Site Evaluation for Nuclear Installations,
Safety Standards Series No. NS-R-3, Vienna, 2003.
- /IAE 03a/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Flood hazard for nuclear power plants on coastal and river sites,
Safety Standards Series No. NS-G-3.5, Vienna, 2003.
- /IAE 03b/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants,
Safety Standards Series No. NS-G-3.4, Vienna, 2003.
- /IAE 05/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety of new and existing research reactor facilities in relation to external
events, Safety Reports Series No. 41, Vienna, 2005.
- /IAE 08/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety analysis for research reactors,
Safety Reports Series No. 55, Vienna, 2008.
- /IAE 09/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety Assessment for Facilities and Activities:
General Safety Requirements,
IAEA Safety Standards No. GSR Part 4, Vienna, 2009.

- /IAE 10/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment
for Nuclear Power Plants,
Specific Safety Guide No. SSG-3, Vienna, 2010.
- /IAE 14/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at
the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant,
Safety Reports Series No. 80, Vienna, 2014.
- /IAE 15/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Operating experience from events reported to the IAEA Incident Reporting
System for Research Reactors,
TECDOC Series No. 1762, Vienna, 2015.
- /IAE 16/ IAEA – International Atomic Energy Agency:
Safety of Research Reactors,
Specific Safety Requirements No. SSR-3, Vienna, 2016.
- /KHA 17/ Khakim, A., Geni Rina, S.:
Safety Reevaluation of Indonesian MTR-Type Research Reactor,
18th Meeting of the International Group on Research Reactors IGORR,
3 – 7 December 2017, Sydney, Australia, 2017.
- /KTA 15/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA)
Regel 3206 - Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Kompo-
nenten in Kernkraftwerken
Version mit Berichtigung vom November 2015 (BAanz AT 26.11.2015 B5)
- /LEE 12/ Lee, Y.-H., et al.:
Highlights of Preliminary Level 1 PSA Results for a Research Reactor,
Proceedings of the 2012 20th International Conference on Nuclear
Engineering collocated with the ASME 2012 Power Conference
ICONE20-POWER 2012, July 30 – August 3, Anaheim, 2012.

- /MAS 14/ Maskin, M., et al.:
Development and Methodology of Level 1 Probability Safety Assessment at PUSPATI TRIGA Reactor,
AIP Conference Proceedings 1584:1, pp. 240-244, 2014.
- /MAY 19/ Mayer, G., et al:
PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor
GRS (in Bearbeitung) – Technischer Bericht, Mai 2019
- /MLA 14/ Mladin, D., Prisecaru, I.:
Aspects of Probabilistic Safety Assessment for TRIGA Research Reactor,
U.P.B. Sci. Bull., Series C, 76:1, pp. 261-270, 2014.
- /MLA 15/ Mladin, D., Mladin, M.:
Contributions to Probabilistic Safety Assessment Studies for TRIGA Research Reactors,
European Research Reactor Conference RRFM, 19 – 23 April 2015,
Bucharest, 2015.
- /NEM 10/ Nematollahi, M., Kamyab, S.:
Evaluating the Core Damage Frequency of a TRIGA Research Reactor Using Risk Assessment Tool Software,
Proceedings of the International MultiConference of Engineers and Computer Scientists (IMECS), 17 – 19 March 2010, Hong Kong, 2010.
- /NRC 83/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) PRA-ROCEDURES-GUIDE, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, NUREG/2003, VOL. 1 and 2, January 1983.
- /NRC 16/ U.S. Nuclear Regulatory Commission, CCF Parameter Estimations, 2015 Update, <http://nrcoe.inel.gov/resultsdb/ParamEstSpar/> , October 2016.
- /PES 97/ Peschke, J.:
Der Superpopulationsansatz zur Ermittlung von Verteilungen für Ausfallraten und Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse,
Abschlussbericht Teil 3, GRS-A-2444, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, März 1997.

- /PET 11/ Peterson, P. F., et al.:
Preliminary Safety Analysis Report (PSAR): Novel Utilization of TRIGA Reactors for Isotope Production (NUTRIP); Mo-99 Production Using TRIGA Reactors, Final Report, Department of Nuclear Engineering, UC Berkeley, Berkeley, 2011.
- /PIC 18/ Pichlmaier et al.:
Safety Assessment of the Research Reactors FRM II and FR MZ After the Fukushima Event, atw Vol. 63, Issue 6/7, 2018.
- /PLG 98/ PLG Consulting (for Department of Industry, Science and Tourism Canberra, Australia): A Level 1+ Probabilistic Safety Assessment of the High Flux Australian Reactor, PLG-1200 Book 1-3, Canberra, 1998.
- /RSK 81/ Reaktorsicherheitskommission (RSK):
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (Banz 1982, Nr. 69a).
- /RSK 11/ Reaktor-Sicherheitskommission:
Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan),
437. Sitzung vom 11. – 14.05.2011, 2011.
- /RSK 12/ Reaktor-Sicherheitskommission:
Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan),
447. Sitzung am 03.05.2012, 2012.
- /RSK 17/ Reaktor-Sicherheitskommission:
RSK-Stellungnahme: Bewertung der Umsetzung der Empfehlungen der RSK aus der Sicherheitsüberprüfung deutscher Forschungsreaktoren,
492. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 22.03.2017

/SSK 96/ Strahlenschutzkommission (SSK):
Forschungsreaktor München II (FRM-II) Standort und Sicherheitskonzept;
Gemeinsame Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission und der
Strahlenschutzkommission,
133. Sitzung am 11./12. Oktober 1995, veröffentlicht im Bundesanzeiger
Nr. 26a vom 07. Februar 1996, 1996.

/SWA 87/ Swain, A. D.:
Accident Sequence Evaluation Program, Human Reliability Analysis Procedure, U.S. Regulatory Commission – NUREG/CR-4772, February 1987.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 7.1	Ereignisablaufdiagramm: Ausfahren des Regelstabs mit maximaler Geschwindigkeit für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB	95
Abb. 7.2	Ereignisablaufdiagramm: Notstromfall für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB	96
Abb. 7.3	Ereignisablaufdiagramm Notstromfall für den Anlagenbetriebszustand NB	97
Abb. 7.4	Ereignisablaufdiagramm: Ausfall der sekundären oder tertiären Kühlstränge für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB.....	98
Abb. 7.5	Ereignisablaufdiagramm: Ausfall der Kühlung der Konverterplatte für die Anlagenbetriebszustände L1 und LB.....	100
Abb. 7.6	Ereignisablaufdiagramm: Leck im Primärkreis für Anlagenbetriebszustände L1 und LB	101
Abb. 7.7	Ereignisablaufdiagramm: Leck an Beckenauskleidung für Anlagenbetriebszustände L1, LB und NB	104
Abb. 7.8	Ereignisablaufdiagramm: Leck an Beckenauskleidung für Anlagenbetriebszustände SB und BB	104
Abb. 7.9	Ereignisablaufdiagramm: Hochwasser für Anlagenbetriebszustände L1 und LB	107
Abb. 7.10	Ereignisablaufdiagramm: Flugzeugabsturz für alle Anlagenbetriebszustände	109
Abb. 7.11	Massenströme und Reaktorschutzanregung beim Eintreten eines Notstromfalls.....	110
Abb. 7.12	Maximale Kerntemperaturen im Notstromfall, wenn das Notkühlsystem nicht verfügbar ist	112
Abb. 7.13	Dampfgehalt in Heißkanälen im Notstromfall, wenn Notkühlsystem nicht verfügbar (HK1: innere radiale Pos. Entlang evolventenförmiger Brennstoffplatte; HK2: mittl. Radiale Pos.; HK3: äußere radiale Pos.)....	113
Abb. 7.14	GCSM-Signale für die Modellierung des Störfalls „ Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem“ (HWS: Hauptwärmesenke).....	114
Abb. 7.15	Kerntemperaturen (oben) und Kühlmitteltemperatur (unten) beim Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem, wenn die Primärkühlpumpen weiterhin in Betrieb sind	115

Abb. 7.16	Massenstrom beim 2F-Bruch (links), Druckdifferenz zwischen kaltem Strang und Reaktorbecken (rechts)	117
Abb. 7.17	Neutronenfluss (links), Reaktorleistung (rechts).....	118
Abb. 7.18	Massenströme durch die Primärpumpen (links), durch die Notkühlpumpen (rechts).....	118
Abb. 7.19	Massenstrom durch Kern und Bypass (links), Massenstrom durch den 2F-Bruch (rechts)	119
Abb. 7.20	Kühlmitteltemperatur über dem Kern (links), maximale Brennstoff- und Claddingtemperaturen (rechts)	120
Abb. 7.21	Sicherheit gegen „nucleate boiling“ nach Bruchinitiierung (links) und vor Strömungsumkehr im Kern (rechts)	120
Abb. 7.22	DNB nach Bruchöffnung (links), DNB vor Strömungsumkehr (rechts)....	120
Abb. 7.23	Void im mittleren Kernkanal (links), Void im Heißkanal (rechts)	121
Abb. 7.24	Kühlmittelpfade nach Erreichen stabiler Bedingungen	122
Abb. 7.25	Massenströme im Notkühlbetrieb mit drei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem....	123
Abb. 7.26	Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit drei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem.....	124
Abb. 7.27	Massenströme im Notkühlbetrieb mit zwei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem....	124
Abb. 7.28	Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit zwei Notkühlpumpen bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem.....	125
Abb. 7.29	Massenströme im Notkühlbetrieb mit einer Notkühlpumpe bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem....	125
Abb. 7.30	Maximale Temperaturen im Kern im Notkühlbetrieb mit einer Notkühlpumpe bei fehlerhaftem Nichtschließen der Rückschlagventile im Primärsystem.....	126
Abb. 9.1	Wahrscheinlichkeitsverteilungen für den Notstromfall mit generischen und mit anlagenspezifischen Daten für die RESA	178
Abb. 9.2	Importanzen und Sensitivitäten der Systemfunktionen für den Notstromfall bei Verwendung ausschließlich generischer Daten	178

Abb. 9.3	Importanzen und Sensitivitäten der Systemfunktionen für den Notstromfall bei Verwendung anlagenspezifischer Daten für die RESA.....	179
Abb. 10.1	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Gesamthäufigkeit eines Brennelementschadens (bezogen auf Punktwerte).....	183
Abb. 10.2	Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen für Endzustände	190
Abb. 10.3	Importanzmaße für auslösende Ereignisse und deren Anteil am Gesamtergebnis	191
Abb. 10.4	Importanzmaße für den Ausfall von Systemfunktionen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	192
Abb. 10.5	Importanzmaße für den Ausfall von Komponentengruppen und Handmaßnahmen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	193
Abb. 10.6	Importanzmaße für die Zuverlässigkeitsparameter der Basisereignisse sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	194
Abb. 10.7	Importanzmaße für auslösende Ereignisse des Nichtleistungsbetriebs und deren Anteil am Gesamtergebnis	196
Abb. 10.8	Importanzmaße für den Ausfall von Systemfunktionen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	197
Abb. 10.9	Importanzmaße für den Ausfall von Komponentengruppen und Handmaßnahmen sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	198
Abb. 10.10	Importanzmaße für die Zuverlässigkeitsparameter der Basisereignisse sowie deren Anteil am Gesamtergebnis für den Endzustand „Brennelementscha-	198
Abb. 10.11	Risk Decrease Factor (RDF) und Anteil am Gesamtergebnis der Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“.....	200
Abb. 10.12	Risk Increase Factor (RIF) und Sensitivität der Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“.....	201

Abb. 10.13	Risk Increase Factor (RIF) und Sensitivität der Ausfallraten (Einzelfehler) für Systeme und Komponenten zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Konverterplattenkühlung“	202
Abb. 10.14	Sensitivität und Anteile am Gesamtergebnis der Testintervalle, Missionszeiten und Reparaturzeiten	203
Abb. 10.15	Zeitlicher Verlauf der Brennelementschaftenswahrscheinlichkeit innerhalb eines Jahres (rot); Brennelementschaftenshäufigkeit [1/h] im Verlauf eines Jahres (blau)	204

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Kernschadenzustände aus /ANE 01/.....	42
Tab. 2.2	Kernschadenzustände und bedingte Wahrscheinlichkeiten aus /ANE 01/	42
Tab. 2.3	Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (aus /LEE 12/)	45
Tab. 5.1	Kennzeichnung und Dauer der Anlagenbetriebszustände.....	64
Tab. 5.2	Reaktivitätsstörungen	64
Tab. 5.3	Transienten.....	68
Tab. 5.4	Kühlmittelverluststörfälle	70
Tab. 5.5	Übergreifende Einwirkungen von innen und mechanische Einwirkungen	72
Tab. 5.6	Übergreifende Einwirkungen von außen	74
Tab. 5.7	Zu untersuchende auslösende Ereignisse	77
Tab. 6.1	Berücksichtigte Anlagen und Beobachtungszeitraum	79
Tab. 6.2	Bezugszeiten	80
Tab. 6.3	Zusammenfassung der Ergebnisse für Rohrleitungsleckagen/-brüche.....	85
Tab. 6.4	Eintrittshäufigkeiten der betrachteten auslösenden Ereignisse	86
Tab. 6.5	Ergebnisse der Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten Ereignissen.....	89
Tab. 7.1	Höhenangaben zum Hochwasser	106
Tab. 9.1	Beispiel für die Rohdaten einer Kreiselpumpe (aus /IAE 97/)	171
Tab. 9.2	Generische Verteilung nach Anwendung des Superpopulationsansatzes.....	171
Tab. 9.3	Vergleich zwischen Superpopulationsansatz und nicht informativer a-priori Verteilung	171
Tab. 9.4	Ausfallraten [1/h] der verfahrenstechnischen Komponenten im PSA-Modell.....	172
Tab. 9.5	Ausfallraten [1/h] der elektrotechnischen Komponenten im PSA-Modell.....	173

Tab. 9.6	Ausfallraten [1/h] der leittechnischen Komponenten im PSA-Modell	173
Tab. 9.7	Ausfallwahrscheinlichkeit der Handmaßnahmen im PSA-Modell	174
Tab. 9.8	Ausfallwahrscheinlichkeit der Notfallmaßnahmen im PSA-Modell.....	174
Tab. 10.1	Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand Brennelementschaden (BS) im Leistungsbetrieb (LB).....	183
Tab. 10.2	Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand Brennelementschaden (BS) im Nichtleistungsbetrieb (NLB)	184
Tab. 10.3	Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand „Integritätsverlust der Konverterplatte“ (PS)	185
Tab. 10.4	Ergebnisse der PSA der Stufe 1 für den Endzustand „Unzulässige Aufheizung des Reaktorbeckens“ (RB)	185
Tab. 10.5	Ergebnisse der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	186
Tab. 10.6	Durch Basisereignis dargestellte Systemfunktionen.....	188

Abkürzungsverzeichnis

ASEP	Accident Sequence Evaluation Program
BB/NB/SB	Bereitschaftsbetrieb / Notkühl ~ / Stillstands ~
BE	Brennelement
BHB	Betriebshandbuch
BS	Brennstabschadenzustand
DBA	Design Basis Accident
DNB	Departure from Nucleate Boiling
EVA/EVI	Einwirkungen von außen / ~ von innen
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HCLPF	high confidence of low probability of failure
HK	Heißkanal
HVAC	Heating, Ventilation and Air Conditioning
HWS	Hauptwärmesenke
IRSRR	Incident Reporting System for Research Reactors
LB/NLB	Leistungsbetrieb/Nichtleistungsbetrieb
LOCA	Loss of Coolant Accident
LOFA	Loss of Flow Accident
MTTR	mean time to repair
NSF	Notstromfall
OM	Operation-Monitoring
PN	Nominal Pressure
PS	Integritätsverlust der Konverterplatte
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RAT/RST	Reaktoraluminiumtank / Reaktorstahltank
RB	Reaktorbecken
RDF/RIF	Risk Decrease Factor / Risk Increase Factor
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RSK/SSK	Reaktorsicherheitskommission / Strahlenschutzkommission
RSS	Reaktorschutzsystem
SBO	Station-Blackout
SSC	Structures, Systems and Components
VM	Vorsorgemaßnahme
WKP	Wiederkehrende Prüfungen
WSK	Wahrscheinlichkeit

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

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

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

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

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

www.grs.de