Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der PSA-Methoden mit Aufbereitung vergangener PSA-Untersuchungen und -Ergebnisse

GRS - 797

Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH

Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der PSA-Methoden mit Aufbereitung vergangener PSA-Untersuchungen und -Ergebnisse

Jonathan Zert
Siegfried Babst
Florian Berchtold
Sören Johst
Manuel Obergfell

Mai 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4724R01310 durchgeführt.

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

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

GRS - 797
ISBN 978-3-910548-90-9

Deskriptoren

Ereignis- und Fehlerbaumanalyse, Kompetenzerhalt, Post-Processing, PSA Stufe 1,
Risk-Spectrum® / SAPHIRE®, Wissensmanagement Modellierungsanleitung

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht bietet eine umfassende und anwendungsorientierte Einführung in die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 1. Er basiert auf einer Übersicht relevanter PSA-Modelle der GRS sowie auf praxisorientierten Beschreibungen von Ansätzen und Methoden zur probabilistischen Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen, die auf der jahrzehntelangen Erfahrung der GRS beruhen. Der Bericht richtet sich gleichermaßen an Einsteiger wie an erfahrene Anwender von PSA und stellt eine wertvolle Unterstützung für die Durchführung und Begutachtung von PSA sowie für die Analyse von PSA-Modellen dar.

Zentrale Aufgaben des Vorhabens umfassten die systematische Erfassung und Aufbereitung vorhandener PSA-Modelle samt zugehöriger Dokumentation. Diese Modelle, die unterschiedliche Reaktortypen und Betriebszustände abdecken, wurden strukturiert dokumentiert und zugänglich gemacht. Die in früheren Vorhaben gesammelten Erfahrungen und Ergebnisse wurden für repräsentative Modelle aufbereitet, um eine fundierte Grundlage für zukünftige Anwendungen zu schaffen und spezifische Fragestellungen effektiv beantworten zu können.

Ein weiterer Schwerpunkt des Vorhabens war die Entwicklung praxisnaher Anleitungen und Übungsbeispiele zur PSA-Modellierung. Diese enthalten detaillierte Schritt-für-Schritt-Beschreibungen, etwa zur Auswahl auslösender Ereignisse, zur Modellierung von Ereignisabläufen und Systemausfällen sowie zur Berücksichtigung von Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA). Ergänzend wurden umfangreiche Übungsbeispiele bereitgestellt, die Anwender dabei unterstützen, das theoretische Vorgehen praktisch umzusetzen und dadurch ein vertieftes Verständnis für die PSA-Methodik zu entwickeln.

Zur Unterstützung einer effizienten Analyse und Auswertung von PSA-Ergebnissen wurden sowohl Anleitungen als auch unterstützende Methoden bereitgestellt. Diese erleichtern die Analyse und Auswertung der umfangreichen Datenmengen aus PSA-Modellen. Ein qualitativer Vergleich der PSA-Programme RiskSpectrum® und SAPHIRE lieferte zudem wertvolle Einblicke in die Unterschiede zwischen den Anwendungen und bietet Orientierung bei der Auswahl geeigneter Softwarelösungen für anlagenspezifische Anforderungen.

Das Vorhaben stärkt nicht nur die wissenschaftliche Fundierung und praktische Anwendbarkeit der PSA-Methodik, sondern trägt auch wesentlich zum Erhalt der fachlichen Kompetenz in diesem essenziellen Bereich der sicherheitstechnischen Bewertung kerntechnischer Anlagen bei.

Abstract

This report provides a comprehensive and application-oriented introduction to Level 1 Probabilistic Safety Analysis (PSA). It is based on an overview of relevant PSA models developed by GRS, along with practice-oriented descriptions of approaches and methods for the probabilistic safety assessment of nuclear installations, drawing on decades of experience at GRS. The report is aimed at both newcomers and experienced PSA practitioners and serves as a valuable resource for conducting, reviewing, and analyzing PSA studies and models.

The core tasks of the project included the systematic collection and preparation of existing PSA models and their associated documentation. These models, which cover various reactor types and operational states, were systematically documented and made accessible. Experience and results from previous projects were processed and applied to representative models to establish a solid foundation for future applications and to effectively address specific analytical questions.

Another key focus was the development of practice-oriented tutorials and training examples for PSA modeling. These include detailed step-by-step instructions, such as for the selection of initiating events, modeling of event sequences and system failures, and the consideration of common-cause failures (CCF). In addition, extensive training examples were provided to help users translate theoretical PSA concepts into practice and deepen their understanding of PSA methodology.

To support efficient analysis and evaluation of PSA results, the project delivered both methodological guidelines and supporting tools. These facilitate the handling and interpretation of the large volumes of data generated by PSA models. A qualitative comparison of the PSA software systems RiskSpectrum® and SAPHIRE also provided valuable insights into the differences between the tools and serves as a guide for selecting the software best suited to specific plant requirements.

The project not only reinforces the scientific foundation and practical applicability of PSA methodology but also makes a significant contribution to maintaining expertise in this critical area of nuclear safety assessment.

Inhaltsverzeichnis

1 Einleitung

1.1 Aufgaben und Zielstellung des Vorhabens sowie dessen Durchführung

Das Vorhaben hatte das Ziel, die fachliche Kompetenz im Bereich der PSA der Stufe 1 langfristig entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu erhalten. Diese Kompetenz ist entscheidend, um die wissenschaftliche und technische Expertise der GRS sicherzustellen und das BMUKN auch nach der Abschaltung der letzten Kernkraftwerke in Deutschland fundiert bei sicherheitsrelevanten Fragestellungen zu unterstützen. Zu diesem Zweck wurde ein Arbeitsprogramm entwickelt, dessen Ergebnisse im vorliegenden Abschlussbericht umfassend dokumentiert sind. Der Bericht beinhaltet eine retrospektive Analyse der bisherigen PSA-Aktivitäten der GRS, die Erstellung einer strukturierten Datenbank mit Versionsmanagement für die bei der GRS vorhandenen PSA-Modelle sowie die Bereitstellung praxisorientierter Lehrmaterialien und Anwendungsbeispiele zur Modellierung, Analyse, Nachbearbeitung und Interpretation von PSA der Stufe 1.

Um den langfristigen Nutzen der Ergebnisse zu maximieren, wurden der Abschlussbericht sowie dessen begleitende Materialien – einschließlich Modelldatenbank, Anleitungen, Übungsbeispiele und Software-Tools – in ein GitLab-Repository der GRS überführt. Diese digitale Plattform ermöglicht einen zentralisierten und effizienten Zugang zu den Daten innerhalb der GRS und stellt sicher, dass diese kontinuierlich aktualisiert und erweitert werden können.

1.2 Arbeitsprogramm

Arbeitspaket AP 1: Aufbereitung und Zusammenstellung von PSA-Modellen und Daten

Im Fokus dieses Arbeitspakets stehen die systematische Erfassung und strukturierte Aufbereitung von PSA-Modellen und den zugehörigen Daten. Es umfasst die Zusammenstellung bestehender Modelle, deren Dokumentation in einer strukturierten Datenbank sowie die Aufbereitung repräsentativer Modelle.

Arbeitspaket AP 2: Entwicklung von Anleitungen und Übungen zur PSA-Modellerstellung

Der Schwerpunkt dieses Arbeitspakets liegt auf der Entwicklung praxisorientierter Anleitungen und Übungsbeispiele zur Erstellung von PSA-Modellen der Stufe 1. Dazu gehören die Erarbeitung detaillierter Modellierungsanleitungen unter Berücksichtigung von Erfahrungen und etablierter Strategien der GRS, insbesondere zugrundlegenden Themen, wie der Fehlerbaumerstellung, aber auch ausgewählten fortgeschritten Strategien, wie der Modellierung passiver Sicherheitssysteme.

Arbeitspaket AP 3: Analyse, Nachbearbeitung und Vergleich von PSA-Methoden

Das dritte fachliche Arbeitspaket befasst sich mit der Entwicklung von Methoden zur Nachbearbeitung und Interpretation von PSA-Ergebnissen unter Berücksichtigung internationaler Richtlinien und Best Practices. Zusätzlich umfasst es einen Vergleich der PSA-Programme RiskSpectrum® und SAPPHIRE® sowie Auswahlempfehlungen, um ein tiefgehendes Verständnis ihrer Funktionsweisen und Unterschiede zu ermöglichen.

1.3 Einführung in die Probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 1

1.3.1 Aufgaben und Ziele einer PSA der Stufe 1

Mit einer PSA kann das Risiko kerntechnischer Einrichtungen auf systematische Weise quantifiziert werden. Als Maß für das Risiko eines Kernkraftwerks wird in der PSA der Stufe 1 die Häufigkeit von Kernschäden (englisch: core damage frequency. CDF) bzw. Brennstoffschäden (englisch: fuel damage frequency. FDF) angegeben. Der eigentliche Nutzen einer PSA liegt aber darin,

- die Ausgewogenheit der sicherheitsrelevanten Systeme aufzuzeigen,
- anlagenspezifische Schwachstellen zu erkennen und ggf. daraus ein Verbesserungspotential abzuleiten,
- die Zuverlässigkeit und Wirksamkeit anlageninterner Notfallmaßnahmen zu beurteilen und bei Fortführung der PSA in der Stufe 2 die Häufigkeit großer bzw. früher großer unfallbedingter Freisetzungen von Radioaktivität (englisch: large or large early release frequency. LRF bzw. LERF) sowie deren Art und Umfang zu ermitteln.

Die Rahmenbedingungen zur Vorgehensweise und zum Umfang einer im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für deutsche Kernkraftwerke durchzuführende PSA sind im Leitfaden "Probabilistische Sicherheitsanalyse" /BMU 05/ und die dazu empfohlenen Methoden und Daten in den zugehörigen technischen Fachbänden zu PSA-Methoden und -Daten /FAK 05/, /FAK 05a/ und /FAK 16/ festgelegt. International finden sich die wesentlichen Vorgaben für eine PSA der Stufe 1 im Specific Safety Guide SSG-3, Rev 1 "Development and Application of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants" /IAE 24/.

Bei der Durchführung probabilistischer Analysen sollen alle wichtigen Informationen zu Anlagenauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten sowie zum menschlichen Handeln möglichst realistisch zu einer Gesamtbetrachtung der systemtechnischen Einrichtungen der Anlage zusammengeführt werden.

In einer PSA der Stufe 1 wird ausgehend von einem (anlagenspezifischen) Spektrum auslösender Ereignisse untersucht, mit welcher Wahrscheinlichkeit diese zu Kernschadenszuständen führen. Zusammen mit der Häufigkeit der störfallauslösenden Ereignisse ergibt sich damit die Kernschadenshäufigkeit. Die Analyse sollte für alle Betriebszustände der Anlage (Leistungsbetrieb und Nichtleistungsbetrieb) durchgeführt werden. Dabei sollte das PSA-Modell dem tatsächlichen Stand der Anlage zu Zeitpunkt der Analysen entsprechen und für die jeweilige Fragestellung detailliert genug sein.

In deutschen PSAs für Kernkraftwerke wurde neben den Häufigkeiten von Kernschadenszuständen auch noch die Häufigkeiten der Gefährdungszustände ausgewiesen. Ein Gefährdungszustand ist dadurch definiert, dass nach einem auslösenden Ereignis die Kühlung der Brennelemente durch die auslegungsgemäß vorgesehenen Systeme nicht mehr funktioniert und es ohne Notfallmaßnahmen zu einem Kernschadenszustand kommt.

Ablauf einer PSA der Stufe 1

Der Ablauf der Erstellung einer PSA der Stufe 1 ist in Abb. 1.1 schematisch dargestellt. Aus anlagenspezifischen Informationen wird ein abdeckendes Spektrum auslösender Ereignisse (siehe Abschnitt 3.2) für die zu betrachtenden Betriebszustände mit den entsprechenden Häufigkeiten generiert. Für die auslösenden Ereignisse werden dann auf Basis von Betriebshandbuch, Störfallanalysen aus dem Genehmigungsverfahren und

anlagendynamischer Analysen alle sicherheitstechnisch relevanten Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie die Handmaßnahmen ermittelt, die zur Beherrschung des Ereignisablaufs vorgesehen sind und angefordert werden. Unter der Annahme, dass jede angeforderte Systemfunktion (siehe Abschnitte 3.4, 3.5, 3.6) auslegungsgemäß funktionieren oder ausfallen kann, ergeben sich für die auslösenden Ereignisse die entsprechenden Ereignisbäume (siehe Abschnitt 3.3) mit Verzweigungen, deren Ende beherrschte oder unbeherrschte Endzustände darstellen. Für die Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeiten der in den Ereignisbäumen verwendeten Systemfunktionen werden Fehlerbäume (siehe Abschnitt 3.4) modelliert und die dort vorhandenen Basiselemente (Komponenten, Ausfälle ausgemeinsamer Ursache (GVA) und Personalhandlungen) mit Zuverlässigkeitskenngrößen versehen. Durch numerische Auswertung erhält man daraus die Häufigkeiten der Gefährdungszustände. Anschließend wird die Ereignisablaufanalyse unter Berücksichtigung der vorgesehenen präventiven Notfallmaßnahmen fortgesetzt. Eine erneute numerische Auswertung liefert schließlich die Häufigkeiten der Kern bzw. Brennstabschadenszustände (CDF/FDF). Wird die PSA mit einer Stufe 2 fortgesetzt, müssen die Kernschadenszustände der Stufe 1 (und die ihnen zugeordneten Merkmale) an die PSA der Stufe 2 übergeben werden. Bei einem zweistufigen Verfahren ist dazu die Definition einer Schnittstelle erforderlich, bei einem integralen Verfahren wird die Ereignisablaufanalyse im PSA-Programm der Stufe 1 direkt bis zu den Endzuständen der Stufe 2 fortgesetzt.

Das oben beschriebene Vorgehen bei der Erstellung einer PSA der Stufe 1 kann prinzipiell auf alle komplexen kerntechnischen Anlagen mit einem entsprechenden Gefährdungspotenzial angewendet werden (z. B. Forschungsreaktoren, Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente oder nukleare Abfälle, aber auch weitere Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung).

Neben der Erstellung einer PSA ist auch die Begutachtung einer bestehenden PSA eine anspruchsvolle Aufgabe, bei der die nachvollziehbare und korrekte Abarbeitung der oben beschriebenen Arbeitsschritte auf Grundlage des jeweils gültigen Regelwerks und der Leitfäden geprüft werden muss.

Der im PSA-Leitfaden /FAK 16/ beschriebene Ablauf einer PSA der Stufe 1für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb ist in Abb. 1.1 und Abb. 1.2 dargestellt.

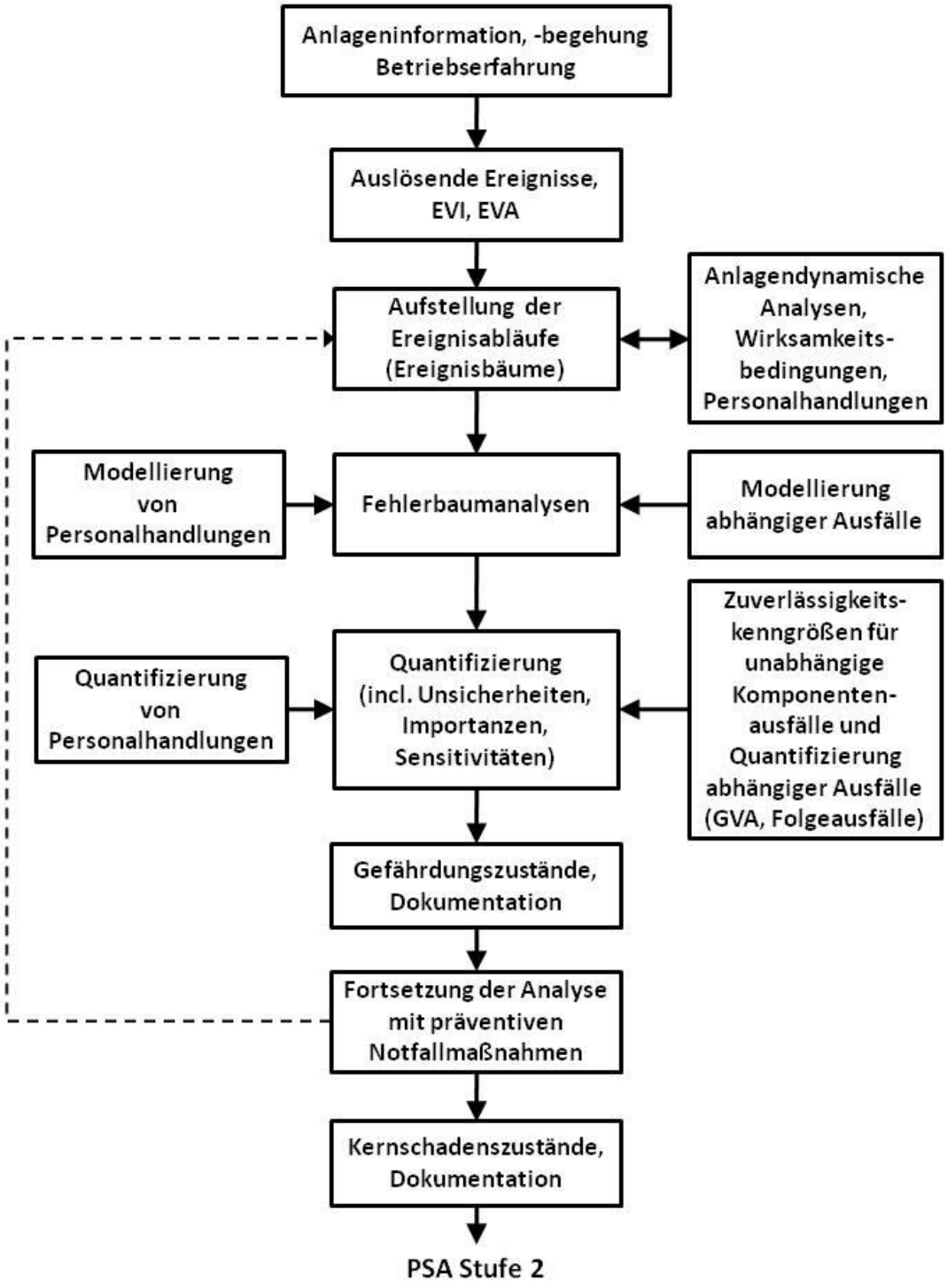


Abb. 1.1 Ablauf einer PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb, entsprechend Fachband zu PSA-Methoden /FAK 05/

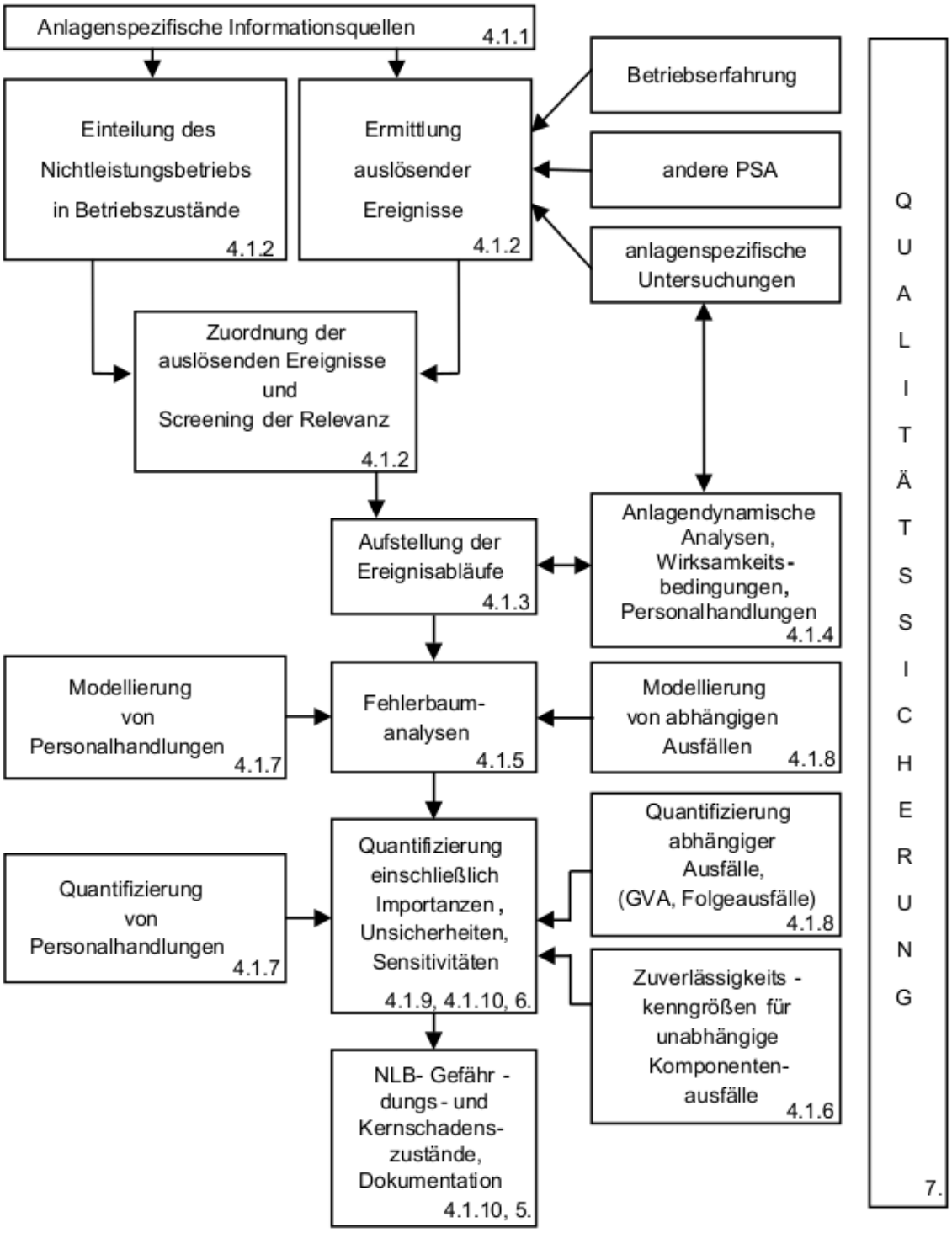


Abb. 1.2 Ablauf einer PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb, entsprechend Fachband zu PSA-Methoden /FAK 05/

Einsatz einer PSA der Stufe 1

Gemäß § 19a des Atomgesetzes (AtG) sind Betreiber deutscher Kernkraftwerke verpflichtet, alle zehn Jahre im Rahmen einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) eine Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 1 sowohl für den Leistungs- als auch für den Nichtleistungsbetrieb vorzulegen /BGB 22/.

Im Rahmen von Forschungsvorhaben wurden von der GRS verschiedene PSA der Stufe 1 ausgewertet, die unterschiedliche Reaktortypen und Betriebszustände abdecken.

Eine PSA liefert nicht nur eine quantitative Bewertung des Risikos für die Auslegung und den Betrieb der Anlage, sondern erbringt darüber hinaus wesentliche Beiträge, indem sie kritische Komponenten und Systeme identifiziert, die maßgeblich zum Gesamtrisiko beitragen. Gleichzeitig ermöglicht sie eine Bewertung der Ausgewogenheit der Auslegung und deckt mögliche Schwachstellen der Anlage auf. Dadurch wird es möglich, Verbesserungspotenziale in der Anlagentechnik und den bestehenden Prozeduren frühzeitig zu erkennen und zu adressieren.

Darüber hinaus werden PSA-Modelle kerntechnischer Anlagen mitunter auch für eine probabilistische Bewertung von Vorkommnissen in einer Anlage genutzt, z. B. im Rahmen einer Precursor[1]-Analyse (siehe Abschnitt 2.2.7). Als Risikomaß wird häufig die bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit (englisch: Conditional Core Damage Frequency, CCDF) verwendet. Außerdem können PSA-Ergebnisse auch zur Beurteilung von Anlagenänderungen und im Rahmen anderer aufsichtlicher Vorgänge genutzt werden. Des Weiteren werden PSA der Stufe 1 auch in Risikomonitoren oder für risikoinformierte aufsichtliche Entscheidungen (englisch: Risk-Informed Decision-Making, RIDM) genutzt, z. B., um Instandhaltungsvorgänge unter Berücksichtigung ihres spezifischen Risikos zu optimieren. Diese weitergehenden Verwendungen der PSA sind jedoch vor allem außerhalb Deutschlands von Bedeutung.

[1] Als Precursor (englisch für „Vorläufer, Vorbote“) werden Ereignisse in Kernkraftwerken bezeichnet, welche – durch eine Beeinträchtigung der Funktion sicherheitsrelevanter Einrichtungen, durch eine betriebliche Störung oder durch einen Störfall – die Wahrscheinlichkeit für einen Schaden am Reaktorkern vorübergehend deutlich erhöhen.

Die Nutzung von Ergebnissen einer PSA hat bereits zu zahlreichen Anlagenänderungen geführt – etwa der Einführung von Notstandssystemen und anlageninternen Notfallmaßnahmen, der Integration zusätzlicher, diversitärer Komponenten (wie beispielsweise einer Druckbegrenzung bei Siedewasserreaktoren der Baulinie SWR-69) sowie der Realisierung einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters aus PSA-Stufe 2. Weitere Beispiele für anlassbezogene Änderungen aufgrund von PSA finden sich im Fachband „Bewertung sicherheitsrelevanter Fragestellungen außerhalb der SÜ“ zum PSA-Leitfaden /FAK 18/. Das Ergebnis einer PSA hängt von verschiedenen Faktoren ab, die zu Ergebnisunsicherheiten führen können. Diese Unsicherheiten entstehen nicht im PSA-Prozess selbst, sondern spiegeln die zugrundeliegenden Annahmen, Modellparameter und Bewertungsmethoden wider. Eine sachgerechte Anwendung der PSA-Ergebnisse erfordert daher, dass diese Unsicherheiten quantifiziert werden. Ergänzende Sensitivitätsanalysen können dabei helfen, die Unsicherheiten weiter zu untersuchen (siehe Kapitel 4). Mit zunehmender Erfahrung können in einigen Fällen die Ergebnisunsicherheiten reduziert oder präziser quantifiziert werden, während bestimmte systemimmanente Unsicherheiten auch bei fortschreitender Erfahrungszunahme nur bedingt beeinflussbar bleiben.

Der Nutzen der PSA-Methoden wurde vielfach nachgewiesen, wobei qualitativen Einsichten und relativen Bewertungen häufig eine größere Bedeutung zukommt als absoluten Zahlenwerten. So leistet die PSA einen maßgeblichen Beitrag zur Optimierung des Anlagenbetriebs und zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheitsstandards.

Für die Definitionen häufig verwendeter Fachbegriffe wird auf das Verzeichnis häufig verwendeter Begriffe zur PSA der Stufe 1 verwiesen.

2 Aufbereitung und Zusammenstellung von PSA-Modellen und Daten (AP 1)

2.1 Systematische Datenerfassung

Die systematische Erfassung und Aufbereitung vergangener PSA-Untersuchungen und -Ergebnisse im Arbeitspaket AP 1 bildet einen wesentlichen Bestandteil des Kompetenzerhalts im Rahmen dieses Eigenforschungsvorhabens. Ziel ist es dabei, eine umfassende und verständliche Datenbasis für eine PSA der Stufe 1 zu schaffen, die als Grundlage für Fragestellungen zu Ereignisabläufen bzw. Risikoabschätzungen verwendet werden kann. Dies beinhaltet die Erfassung, Strukturierung und Dokumentation vorhandener PSA-Modelle und deren zugehöriger Daten sowie eine Erfahrungsaufbereitung.

Überblickstabelle zu durchgeführten PSA-Studien

Die Übersicht in Tab. 2.1 zeigt die insgesamt 38 bei der GRS erfassten PSA-Studien, die für verschiedene Reaktortypen, Baulinien, Betriebsphasen und Szenarien durchgeführt wurden. Sie umfasst Studien zu Druckwasserreaktoren (DWR) der Baulinien Konvoi, Vor-Konvoi, KWU DWR der 2. Generation und Siedewasserreaktoren (SWR) der Baulinien SWR-69 und SWR-72, ebenso wie zu spezifischen Szenarien des Leistungsbetriebs (LB), des Nichtleistungsbetriebs (NLB), des Nachbetriebs (NB) und des Restbetriebs (RB), die aufgrund der kürzlich abgeschalteten Kernkraftwerksblöcke besondere Relevanz haben. Für diese PSA-Modelle wurde überwiegend das kommerzielle PSA-Programm RiskSpectrum® /RIS 24/ in den Versionen 1.3 und 1.4 verwendet, ergänzt durch wenige PSA-Modelle, die mittels des einem breiteren Expertenkreis frei zugänglichen Codes SAPHIRE erstellt wurden. In einigen Fällen war es notwendig, Modelle mit älteren Versionen von RiskSpectrum® auf die Version 1.3 zu aktualisieren, um die Kompatibilität und Nutzbarkeit der Modelle sicherzustellen.

Die Tabelle enthält Angaben zu jedem dieser Modelle, einschließlich Reaktortyp, PSA-Stufe, eingesetzter Software (inklusive Versionsangabe), Analyseumfang (Scope), Erstellungs- und letztem Bearbeitungsdatum sowie einer Referenz zur jeweiligen Verwendung.

Der Mindestumfang einer PSA umfasst in der Regel – und gemäß den deutschen Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ – die Stufe 1 für Anlagenbetriebszustände (englisch: plant operational states, POSs) des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs. Berücksichtigt werden hierbei anlageninterne auslösende Ereignisse (englisch: plant internal initiating events, IEs) sowie übergreifende Einwirkungen von innen (z. B. interne und externe Überflutung) und außen (englisch: internal and external hazards).

Entsprechend den aktuellen Vorgaben der IAEA wird mittlerweile auch die PSA-Stufe 2 gefordert. Während sich die Betrachtungen externer Einwirkungen in der Vergangenheit vor allem auf Erdbeben, Hochwasser und weitere naturbedingte sowie auf zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen konzentrierten, fordert der internationale Standard inzwischen die umfassende Berücksichtigung sämtlicher übergreifender Einwirkungen sowie deren Kombinationen (siehe IAEA SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/ und SSG-4, Rev. 1 /IAE 25/).

In jüngerer Zeit gelten auch PSAs für Mehrblockanlagen (englisch: Multi-Unit PSA, MUPSA) oder für komplette Anlagenstandorte unter Einbeziehung aller wesentlichen Radionuklidquellen (als Site-Level PSA bezeichnet) als Stand von Wissenschaft und Technik. Die GRS hat den Umfang der PSA in mehreren Forschungsvorhaben entsprechend erweitert und somit den Stand von Wissenschaft und Technik auch in Deutschland maßgeblich weiterentwickelt. Zu nennen sind unter anderem:

- Vorhaben des BMUV/BMU/BMUB

4722R01270	Probabilistische Bewertung der Phasen des Restbetriebs /BAB 25/
4721R01530	Vergleichende Bewertung von PSA-Ergebnissen für standortinterne Überflutungsereignisse und -ereigniskombinationen, die mit unterschiedlichen Methoden bzw. PSA-Codes erzielt wurden /BER 24/
4719R01340	Weiterentwicklung der Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor (Ergebnisse siehe /MAY 22/)
4718R01500	Methodische Erweiterung bestehender PSA unter Berücksichtigung spezieller Anforderungen für übergreifende Einwirkungen (Ergebnisse siehe u. a. /BER 21/, /BER 21a/, /HAG 21/)
4716R01325	PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor (Ergebnisse siehe u. a. /MAY 19/)

4716R01323 Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb, GRS-541 (siehe u. a. /BAB 19/)

4715R01575 Probabilistisch Sicherheitsanalysen für übergreifende Einwirkungen (Ergebnisse siehe u. a. /FAS 18/, /SPE 18/)

3613R01397 Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kernkraftwerke und Darstellung der Wirksamkeit von Optimierungsmaßnahmen (siehe auch /STE 15/)

3612R01335 Forschungsarbeiten zur Ermittlung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für eine DWR-Referenzanlage (AP 5 zum Großvorhaben 3617R01330) (siehe auch /BAN 22/)

UM11R01560 Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan (siehe auch /MIL 15/)

3607R02614 Modellierung und Quantifizierung erdbebenbedingter Ereignisabläufe, GRS-A-3549 (siehe dazu /FRE 10/)

- Vorhaben des BMWi/BMWA/BMFT bzw. FoFö-Vorhaben des BMUV

RS1610 Weiterentwicklung des Werkzeugs MCDET zur Durchführung integrierter deterministisch-probabilistischer Sicherheitsanalysen (MCDET III)

RS1599 Weiterentwicklung des Analysewerkzeugs SUSA

RS1587 Erarbeitung von Methoden zur Durchführung von Standortgefährdungsanalysen für Überflutungen aus kleineren und mittleren Einzugsgebieten (Phase I) (SAGA-F) (siehe auch /STR 23/)

RS1570 Methodische und programmtechnische Weiterentwicklung des Werkzeugs MCDET zur Durchführung von integrierten deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalysen (siehe auch /PES 22/)

RS1556 Vervollständigung von Methoden und Werkzeugen für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) (zusammengefasste Ergebnisse siehe /ROE 20/)

RS1529 Methodische Weiterentwicklungen und Anwendungen zur probabilistischen Dynamikanalyse (siehe auch /PES 18/)

RS1517 Untersuchung fortschrittlicher Methoden für erweiterte PSA-Analysen im Rahmen des EU-Projekts ASAMPSA_E (siehe dazu u. a. /LOE 17/, aber auch diverse internationale Veröffentlichungen der EU)

RS1180	Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen (zusammengefasste Ergebnisse siehe /ROE 10/ und diverse weitere Berichte)
RS1166	Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden (siehe u. a. GRS-A-3425 /FRE 08/)
RS794	SWR-Sicherheitsanalyse, GRS-102 (siehe u. a. auch /BEL 93/, /BEL 93a/)

Tab. 2.1 Übersichtstabelle zu vorliegenden PSA-Studien der Stufe 1

Baulinie	Reaktortyp	Programm	Kontext	Erstellungs-datum	Letzte Be-arbeitung	Referenz	Event Tree	Fault Tree	Basic Event
Konvoi	DWR	RiSp 1.3	LB	06.2001	03.2011	/LIN 01/	31	1491	3140
		RiSp 1.3	LB, Brand, Erdbeben	06.2001	08.2016		145	1960	5217
		RiSp 1.4	NLB	02.2001	11.2020		28	492	1368
		RiSp 1.3	NB	05.2009	01.2020	/BAB 19/	10	199	755
		RiSp 1.4	RB	05.2009	-	/BAB 25/			
		RiSp 1.4, SAPHIRE	LB, interne Überflutung	06.2001	-	/BER 24/	168	1967	5729
		RiSp 1.4	interne und externe Überflutung	06.2001	07.2022		167	1967	5723
		RiSp 1.3	Risk Aggregation; Löschmittel	06.2001	10.2018		170	1967	5725
		RiSp 1.3	RÜA durch Phasenfehler	06.2001	05.2020	/BER 20/	191	2025	5864
		RiSp 1.4	RÜA durch Phasenfehler	06.2001	03.2023	/BER 23/	192	2027	6114
		RiSp 1.4	Mitte-Loop-Betrieb	02.2001	03.2021	/BAB 21/	38	739	1945
		RiSp 1.4	langdauernde Ereignisse	06.2001	07.2021	/BER 21a/	168	2015	6057
		RiSp 1.3	Erdbeben	08.2009	11.2012	/FRE 10/	2	656	2109
		RiSp 1.3	MUPSA	06.2001	12.2018		169	1967	5724
Konvoi	DWR	RiSp 1.3	LB	06.2000	12.2013		1	2348	4783
Konvoi	DWR	RiSp 1.3	LB, NLB, Brand	06.2001	08.2011	/HAG 17/	50	1616	3530
Vor-Konvoi	DWR	RiSp 1.3	LB	02.2000	09.2005		49	1421	3168
		RiSp 1.3	Brand	09.2002	09.2005		44	124	399

Baulinie	Reaktortyp	Programm	Kontext	Erstellungs-datum	Letzte Be-arbeitung	Referenz	Event Tree	Fault Tree	Basic Event
3 Loop / KWU DWR 2. GEN	DWR	RiSp 1.4	MUPSA	08.2004	12.2018		99	1702	5103
		RiSp 1.3	LB, Brand, Erdbeben	08.2004	08.2014		93	1447	4239
4 Loop / KWU DWR 2. GEN	DWR	RiSp 1.3	NLB	01.2011	01.2011		10	1276	2234
		RiSp 1.3	LB, Brand	09.2004	10.2010	/GRS 90/	45	1283	2288
SWR 72	SWR	RiSp 1.3	LB	08.2001	01.2018	/BEL 93/, /BEL 93a/, /KER 92/	1	1245	2036
		RiSp 1.3	NB, RB	10.2022	-	/BAB 25/	3	232	860
		RiSp 1.3	NLB	08.2001	10.2011		111	1210	4143
SWR 69	SWR	RiSp 1.3	LB	06.2000	09.2011		0	2186	4556
		RiSp 1.3	LB	12.2001	05.2017		1	909	1922
		RiSp 1.3	LB	08.2004	06.2011	/ROE 05/	97	1532	4748
		RiSp 1.3	NB	05.2009	05.2013	/BAB 11/	29	878	1753
		RiSp 1.3	Brand	08.2003	09.2004	/BAB 11/	53	233	906
		RiSp 1.3	NLB	08.2003	03.2006	/BAB 11/	41	247	1034
Brennelement-fertigung	-	RiSp 1.3	Teilprozesse (Quantitative Risk Analysis)	10.2009	07.2011	/BAR 19/	0	37	102
FRM II	Forschungs-reaktor	RiSp 1.3	LB, NLB, EVA	02.2017	07.2023	/LOE 17/, /MAY 19/, /MAY 22/	26	178	317
SMR	iDWR	RiSp 1.4	LB	07.2021	-	/BER 25/	33	451	1721

2.2 Erfahrungsaufbereitung

Das Ziel der Erfahrungsaufbereitung besteht darin, durch ein umfassendes Resümee von sieben repräsentativen PSA-Modellen der Stufe 1 – die ein breites Spektrum an Reaktortypen, Generationen und Betriebszuständen in Deutschland abdecken – das über Jahrzehnte innerhalb der GRS erworbene Wissen für den Kompetenzerhalt in der Stufe 1-PSA zu sichern. Während die Konvoi-PSA als Ausgangspunkt und Referenzrahmen für generelle PSA-Konzepte und -Praktiken dient, widmen sich die einzelnen Abschnitte der anderen PSA-Modelle spezifisch den jeweiligen Besonderheiten und Herausforderungen, die in ihren individuellen Kontexten berücksichtigt wurden.

2.2.1 PSA für den Leistungsbetrieb – Konvoi

Diese PSA ist im Bericht „Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland - Methoden und Ergebnisse einer umfassenden PSA“ /LIN 01/ dokumentiert. Zur Erprobung der PSA-Methoden wurden folgende Vorhaben herangezogen, die bei der GRS im Auftrag des BMUV durchgeführt wurden: SR 2259, SR 2356, SR 2274, SR 2276, SR 2303, SR 2306, SR 2307. Die Referenzanlage für diese Untersuchungen war die Konvoi-Anlage GKN II mit einer Leistung von 1.365 MW_e. Der Bericht /LIN 01/ dokumentiert die Untersuchungen und Ergebnisse der PSA der Stufe 1 und der Stufe 2. Eine schematische Darstellung des Analyseumfangs dieser Studie ist in Abb. 2.1 gegeben. Hierbei ist anzumerken, dass die Unterteilung in Systemschaden- beziehungsweise Gefährdungszustände, die vor dem Einsatz von Notfallmaßnahmen (engl. „accident management“, AM) auftreten, außerhalb Deutschlands nicht üblich ist – siehe hierzu den nationalen PSA-Leitfaden „Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ /FAK 16/ sowie den internationalen „Specific Safety Guide“ SSG-3 (Rev. 1) /IAE 24/. Im Folgenden wird nur auf die PSA der Stufe 1 eingegangen.

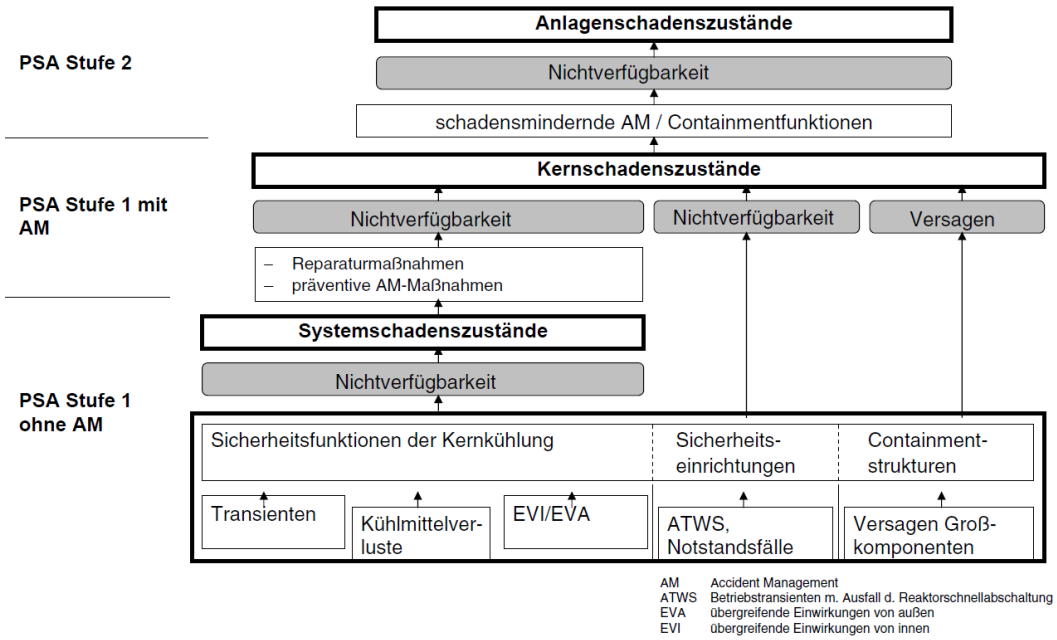


Abb. 2.1 Analyseumfang der PSA für einen DWR am Beispiel GKN II

Randbedingungen und Modellspezifika

Die von Siemens-KWU erstellte Basis-PSA für diese Anlage wurde von der GRS überarbeitet und an zahlreichen Stellen modifiziert. Dies betraf insbesondere folgende Punkte:

– Es wurden die gleichen auslösenden Ereignisse wie in der Basis-PSA betrachtet. Zusätzlich wurde der Einfluss durch Einwirkungen von außen (EVA) sowie durch das Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt abgeschätzt.

– Auslösende Ereignisse wurden nicht detailliert untersucht, wenn ihr Einfluss auf die Ergebnisse für Kernschadenszustände (KSZ)[2] und für die Stufe 2 der PSA gering war oder wenn keine belastbare Methodik für eine detaillierte Bewertung zur Verfügung stand, siehe Tab. 2.2.

[2] Im internationalen Kontext wird meist von Kernschadenhäufigkeit bzw. „Core Damage Frequency“ (CDF) gesprochen.

Tab. 2.2 Abgeschätzte Häufigkeiten für Kernschadenszustände der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse

Nr	Auslösendes Ereignis	Häufigkeit /a für KSZ
1	Großes und mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	< 1E-09
6	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil	1E-09
7	Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb SB	< 1E-08
9	Dampferzeuger-Heizrohrleck 6 - 12 cm^2	4E-09
14	Dampferzeuger-Überspeisung	1E-08
16	Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-09
18	Speisewasser-Leitungsbruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-09
19 - 22	ATWS, Transienten mit Ausfal der Reaktorschnellabschaltung	< 1E-09
23	Transiente durch ein Leck im Feuerlöschwassersystem im Ringraum	< 3E-08
24	Transiente auf Grund eines Brandes innerhalb des SB	< 1E-08
	Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt	n. q.
	Übergreifende Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Extremes Hochwasser, Extreme Wettersituationen)	< 2E-08
	Summe:	**< 9E-08**

- Endzustände: Für die PSA der Stufe 1 wurde unterschieden in (siehe Abb. 2.1):
  - Systemschadenszustände (Gefährdungszustände) - Zustände mit nicht auslegungsgemäß wirksamer Kernkühlung
  - Kernschadenszustand - Erreichen der Schmelztemperatur des Kernbrennstoffs
- Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA)
  Das in der Basis-PSA genutzte GVA-Modell wurde durch das von der GRS entwickelte GVA-Modell ersetzt, um Betriebserfahrung mit GVA und die Erkenntnisse zu GVA-Phänomenen genauer zu berücksichtigen. Zu den aktuellen GVA-Daten siehe /FAK 16/.
- Ermittlung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen
  Es wurden aus einem Beobachtungszeitraum von vier Jahren (1994 - 1997) anlagenspezifische Daten ermittelt. Für Komponenten, bei denen auf Grund der kurzen Beobachtungszeit von vier Jahren in GKN II nur wenige Ereignisse aufgetreten waren, wurden generische Kenngrößen, die die GRS in anderen Kernkraftwerken mit DWR erhoben hat, für die Bewertung einbezogen.
- Anlageninterne Notfallmaßnahmen
  Es wurde zusätzlich die anlageninterne Notfallmaßnahme „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung (PDE)“ berücksichtigt.

- Berücksichtigung von Reparaturen
  Es wurde zusätzlich untersucht, ob und mit welcher Wahrscheinlichkeit bei einem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ausgefallene Komponenten der Systeme zur Dampferzeugerbespeisung repariert werden können, bevor die anlageninterne Notfallmaßnahme „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (bei einem Füllstand von < MIN 3 im Reaktordruckbehälter) erforderlich wird.
- Modifikation von Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen
  - In einigen Fällen wurden für kleine Lecks zusätzliche thermohydraulische Rechnungen durchgeführt und Mindestanforderungen modifiziert.
  - In den Fehlerbaumanalysen wurden zusätzliche GVA und - im Unterschied zur Basis-PSA - auch im Betriebshandbuch zur schutzzielorientierten Störfallbehandlung vorgesehene Handlungen berücksichtigt.
- Ermittlung von Ergebnisverteilungen und Erwartungswerten anstelle von Punktwerten

Abb. 2.2 zeigt exemplarisch einen Ereignisbaum für den Notstromfall unter Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen, wie der sekundärseiteigen (SDE) und primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung. Das Versagen beider Notfallmaßnahmen führt zum Kernschaden. Der entsprechende Endzustand bei Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (RESA) wird als ATWS bezeichnet (anticipated transient without scram). Die Ergebnisse der zum Zeitpunkt der PSA-Erstellung durchgeführten Sequenzanalysen sind ebenfalls ausgewiesen. Dabei liefert die Sequenz mit Unverfügbarkeit des Frischdampfsammlers den größten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit beim Notstromfall. Eine analoge Modellierung des Ereignisbaums dieses Szenarios ohne Notfallmaßnahmen wurde zur Berechnung der Häufigkeiten von Gefährdungszuständen gewählt.

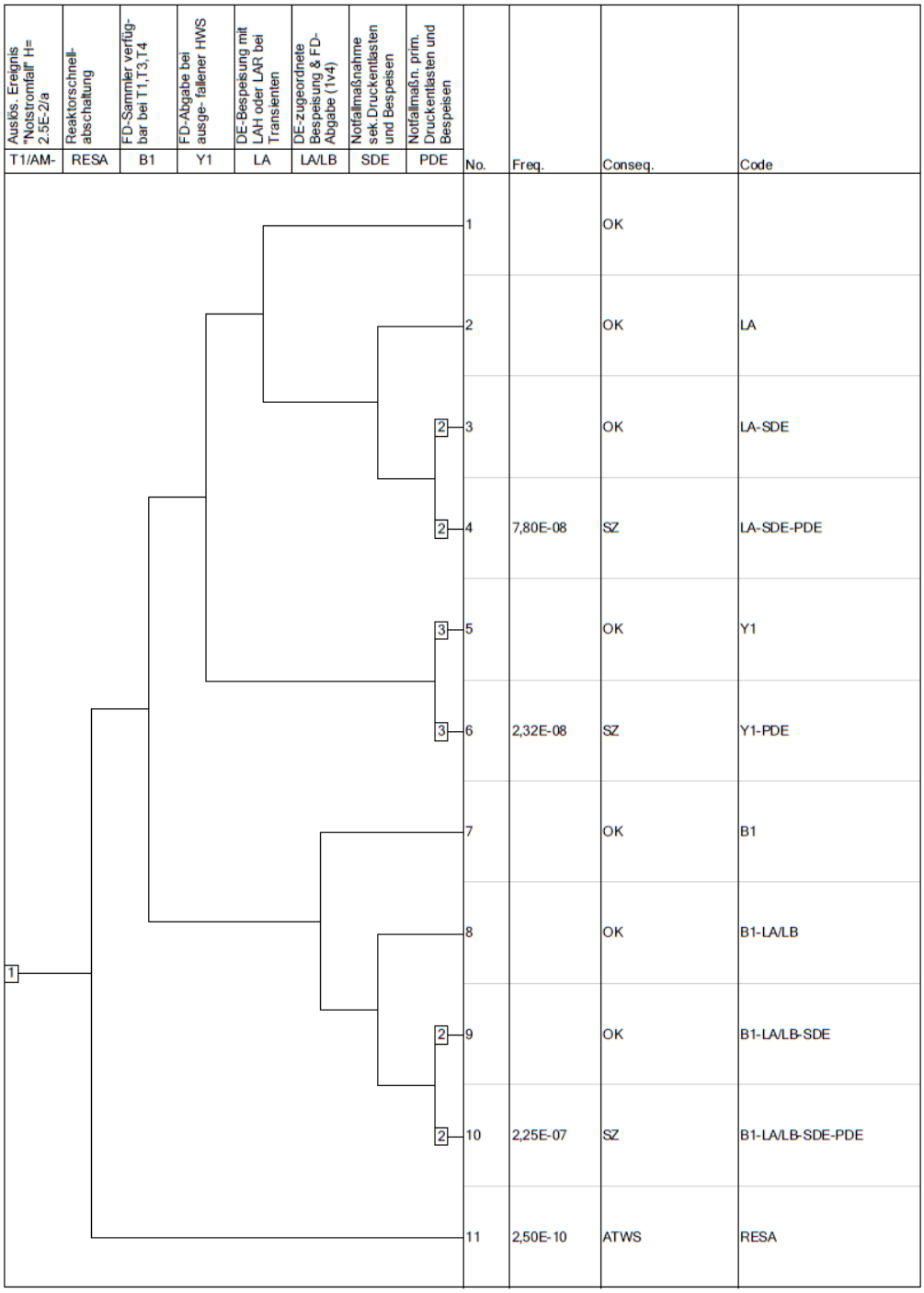


Abb. 2.2 Ereignisbaum für Notstromfall mit Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen

Erfahrungen aus der Modellumsetzung

Infolge der durchgeführten PSA-Analyse und der umgesetzten Modifikationen konnten folgende Erfahrungswerte und Schlussfolgerungen gesammelt werden:

- Bei Anlagen mit sehr hohem Sicherheitsniveau und dementsprechend geringen Häufigkeiten von Schadenszuständen sind die Ergebnisse besonders sensitiv auf geringfügige Änderungen von Annahmen und Eingangsgrößen. Importanzanalysen könnten dazu beitragen, die wichtigen Einflussgrößen zu identifizieren und - wenn möglich - besser abzusichern (siehe Kapitel 3.2).
- Da die Begrenzung des Analyseaufwandes grundsätzlich ein iteratives Vorgehen erfordert, darf der Detaillierungsgrad der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse nicht zu früh auf Grund von quantitativen (und qualitativen) „Abschneidekriterien“ begrenzt werden.
- Die Vernachlässigbarkeit auslösender Ereignisse bzw. Ereignisabläufe ist anhand der im Laufe der Untersuchungen ermittelten Ergebnisse für Kern- und Anlagenschadenshäufigkeiten (Freisetzungshäufigkeiten) zu überprüfen.
- Der zunächst gewählte Ansatz, die Basis-PSA bezüglich dominierender Beiträge zu überarbeiten, hat sich als ineffizient erwiesen. Durch die Modifikation der Modellierung wurden immer wieder andere Beiträge dominant, so dass eine von vornherein umfassend angelegte Modifizierung der Ereignisablauf- und Systemanalyse weniger Aufwand erfordert hätte.
- Die mit hohem Analyseaufwand verbundene (exemplarische) Berücksichtigung von Reparaturen hat sich auf das Ergebnis kaum ausgewirkt, da im analysierten Fall die für eine Reparatur verfügbare Zeit zu gering ist.
- Für die effiziente Behandlung der Schnittstelle zwischen den Stufen 1 und 2 der PSA sollte ein spezielles Programm zur Auswertung der Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume entwickelt werden.
- Zur genaueren Ermittlung der zeitlichen Abläufe und der für Personalhandlungen verfügbaren Zeiten empfiehlt sich der Einsatz von Anlagensimulatoren.
- Anstatt der üblicherweise in PSA verwendeten logarithmischen Normalverteilungen für die Zuverlässigkeitskenngrößen werden grundsätzlich Gamma-Verteilungen für Ausfallraten bzw. Häufigkeiten und Beta-Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten aus mathematischen Gründen als geeigneter angesehen. Hinsichtlich der praktischen Anwendung dieser Verteilungen besteht allerdings noch Untersuchungsbedarf, z. B. zur Überführung von logarithmischen Normalverteilungen in der bisher verwendeten Datenbasis in diese Verteilungen.

– Grundsätzlich sollten als Ergebnisse für die Häufigkeiten der System-, Kern- und Anlagenschadenszustände bzw. für die Übergangswahrscheinlichkeiten Erwartungswerte ermittelt werden.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

In Tab. 2.3 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und deren Beiträge zur Häufigkeit von Systemschadenszuständen/Gefährdungszuständen (SSZ) und Kernschadenszuständen (KSZ) dargestellt.

Tab. 2.3 Häufigkeiten für Systemschadenszustände und Kernschadenszustände

Nr	Auslösendes Ereignis	Erwartungswerte/a für	
		SSZ	KSZ
2	Kleines HKML-Leck, 80 - 200 cm^2	9,1E-08	9,1E-08
3	Kleines HKML-Leck, 25 - 80 cm^2	1,5E-07	1,5E-07
4	Kleines HKML-Leck, 2 - 25 cm^2	1,3E-06	1,3E-06
6	Kleines Druckhalter-Leck, 40 cm^2	3,7E-07	3,7E-07
8	DE-Heizrohrleck, 1 - 6 cm^2	1,8E-07	1,8E-07
10	Notstromfall	1,5E-06	2,5E-07
11	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke	2,2E-06	5,5E-08
12	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	1,9E-06	6,0E-08
13	Ausfall Hauptspeisewasser und Hauptwärmesenke	3,7E-07	1,1E-08
15	Bruch einer FD-Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters	1,3E-07	-
16	Speisewassewasser-Leitungsbruch außerhalb des SB	2,7E-07	-
	Summe:	**8,2E-06**	**2,5E-06**

Der größte Beitrag zur Gesamthäufigkeit für Systemschadenszustände stammt mit ca. 70 % von den Betriebstransienten (Nr. 10 – 13). Diese Ereignisse haben die größte Eintrittshäufigkeit. Bei der Gesamthäufigkeit für Kernschadenszustände stammt der größte Beitrag mit 63 % von den Lecks in der Hauptkühlmittelleitung (Nr. 2, 3, 4). Der Beitrag der Betriebstransienten liegt hier nur noch bei 15 %, was auf die Berücksichtigung von Notfallmaßahmen bei diesen Ereignissen zurückzuführen ist.

Generell kam die GRS zu dem Fazit, das die in der vorliegenden PSA erprobten Methoden geeignet sind, belastbare Ergebnisse bis zur Stufe 2 der PSA für Störfälle aus dem Leistungsbetrieb zu ermitteln, wobei allerdings bisher Einflüsse durch übergreifende Einwirkungen von außen (wie Erdbeben und Flugzeugabsturz), durch das großflächige Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt und durch Störfälle, die zu Deborierung des Primärkreises führen, nicht berücksichtigt werden.

2.2.2 PSA für den Nichtleistungsbetrieb – Konvoi

Diese PSA wurde von der GRS im Rahmen der BMU-Vorhaben SR 2274 und SR 2383 „Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Relevanz von Ereignisabläufen bei Nichtleistungsbetrieb eines Druckwasserreaktors“ erstellt. Die Referenzanlage für diese Untersuchungen war die Konvoi-Anlage GKN II mit einer Leistung von 1.365 MWe.

Randbedingungen und Modellspezifika

- Basis der Untersuchungen war eine 14-tägige Standard-Revision mit Brennelementwechsel. Die Standard-Revision wurde in Betriebsphasen eingeteilt. Für die Dauer der Betriebsphasen wurden die Revisionen von 1990 – 1999 ausgewertet.
- Es wurde 13 Betriebsphasen (in /FAK 16/ Anlagenbetriebszustände) festgelegt, die sich hinsichtlich
  - der Parameter des Primär- und Sekundärkreises,
  - der Betriebsweise und des Freischaltumfangs der betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen,
  - der Wirksamkeit von betrieblichen Begrenzungen und Anregekriterien des Reaktorschutzes sowie
  - der durchzuführenden Tätigkeiten und administrativen Vorkehrungen unterscheiden, siehe Tab. 2.4.
- Für die Ermittlung möglicher auslösender Ereignisse wurden folgende Quellen herangezogen:
  - Anlagenspezifische Betriebserfahrung
  - Deutsche Betriebserfahrung der meldepflichtigen Ereignisse
  - Internationale Betriebserfahrung aus dem IRS der OECD
  - Untersuchungen anderer Institutionen
- Die ermittelten auslösenden Ereignisse wurden den Betriebsphasen zugeordnet, in denen sie auftreten können. Daraus ergab sich eine Matrix von auslösenden Ereignissen über die Betriebsphasen.

Tab. 2.4 Betriebsphasen beim Abfahren, Brennelement-Wechsel und Anfahren für eine 14-tägige Standardrevision

Betriebs-phasen	Physikalische Zustandsänderungen	Systemtechnische Merkmale	Zeit (h)
(1) A0	Leistungsabsenkung bis auf den Zustand unterkritisch heiß	Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb	3
(1) A1	Abfahren über die Dampferzeuger bis auf Primärkreisdruck 3,1 MPa und Primärkreistemperatur 120° C	Alle Reaktorschutzsignale sind weiterhin wirksam	19
(1) B1	Abkühlen des Primärkreises in den Zustand drucklos kalt	Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei 120° C; Druckspeicher und Hochdruck-Pumpen werden freigeschaltet	
(1) B2	Füllstandabsenken auf Mitte-Loop, Mitte-Loop-Betrieb (17 h)	Kern im RDB, Primärkreis druckdicht verschlossen	21
(1) C	Öffnen des RDB, Mitte-Loop-Betrieb	Kern im RDB, Primärkreis nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt	18
(1) D	Fluten des Reaktorbeckens, Ausladen der Brennelemente	Kern ganz oder teilweise im RDB, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gezogen	66
E	Entleeren des Reaktorbeckens und des RDB bis Unterkante Loop	Kern voll ausgeladen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt Arbeiten bei Unterkante Loop	143
(2) D	Auffüllen des Reaktorbeckens, Einladen der Brennelemente	Kern ganz oder teilweise im RDB, Primärkreis nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gezogen	73
(2) C	Füllstandsabsenkung auf Mitte-Loop, Schließen des RDB	Kern im RDB, Primärkreis nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt	30
(2) B2	Evakuieren und Auffüllen des Primärkreises	Kern im RDB, Primärkreis druckdicht verschlossen	31
(2) B1	Aufheizen des Primärkreises mit den Hauptkühlmittelpumpen	Alle Reaktorschutzsignale sind wirksam	
(2) A1	Deborieren des Kühlmittels und Kritischmachen des Reaktors	Ziehen von Steuerstäben oder/und Deborieren	
(2) A0	Leistungserhöhung bis zur vorgegebenen Leistung	Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb	4
(1) = Betriebsphasen beim Abfahren; (2) = Betriebsphasen beim Anfahren			

- Aus diesem Spektrum möglicher auslösender Ereignisse wurden relevante Ereignisse probabilistisch bewertet. D. h., es wurden nicht alle auslösenden Ereignisse in allen Betriebsphasen im Detail analysiert, sondern nur diejenigen, die einerseits typisch für den Nichtleistungsbetrieb sind und von denen andererseits nach dem bisherigen Kenntnisstand die wesentlichen Beiträge zu den Systemschadenszuständen zu erwarten sind. Die Untersuchungen konzentrierten sich auf:
  - Ausfälle der Nachwärmeabfuhr bei Mitte-Loop-Betrieb
  - Deborierungsszenarien (Bildung von deborierten Bereichen im Primärkreis oder fehlerhafter Eintrag von Deionat in den Primärkreis, Abb. 2.3)
  - Ausfälle der Brennelement-Lagerbeckenkühlung
- Interne und externe übergreifenden Ereignisse wurden nicht betrachtet.
- Es wurden so genannte „Häufigkeiten für Systemschadenszustände“ ermittelt, welche den in /FAK 05/ definierten „Häufigkeiten für Gefährdungszustände“ entsprechen. Für das auslösende Ereignis „T9.1, Betriebsversagen der BE-Lagerbeckenkühlung, Kern teilweise ausgeladen“ wurde zusätzlich die Häufigkeit für Kernschadenszustände der BE-Lagerbeckenkühlung ermittelt.
- Es wurde die folgenden Endzustände unterschieden:
  - Beherrschter Ereignisablauf (OK)
  - Beherrschter Ereignisablauf bei hohem Druck (OK-HD)
  - Beherrschter Ereignisablauf mit Kühlmitteleintrag in den SB (EINTRAG IN SB)
  - Beherrschter Ereignisablauf mit Erreichen des Prüfdruckes (PRÜFDRUCK)
  - Systemschadenszustand Brennelementkühlung (SSZ-BE)
  - Systemschadenszustand Deborierung (SSZ-D)
    Dabei wurde unterschieden: Nach einem Ausfall der Nachkühlketten bei Mitte-Loop-Betrieb bildet sich deboriertes Kühlmittel im aktiven Dampferzeuger und im Pumpenbogen (siehe Abb. 2.3), oder es erfolgt eine fehlerhafte Einspeisung von Deionat in den Primärkreis (siehe Abb. 2.4). Der Systemschadenszustand ist durch eine Ansammlung von mehreren Kubikmetern deboriertem Kühlmittel bzw. Deionat im Primärkreis gekennzeichnet. Die Vermischung bei Mobilisierung des deborierten Bereichs sowie die Auswirkungen auf die Brennelemente

infolge der Reaktivitätsrückwirkungen konnte bisher noch nicht ausreichend belastbar quantifiziert werden.

- Systemschadenszustand Brennelement-Lagerbeckenkühlung (SSZ-BE-L)
- Schadenszustand Brennelementkühlung (SZ-BE-L)

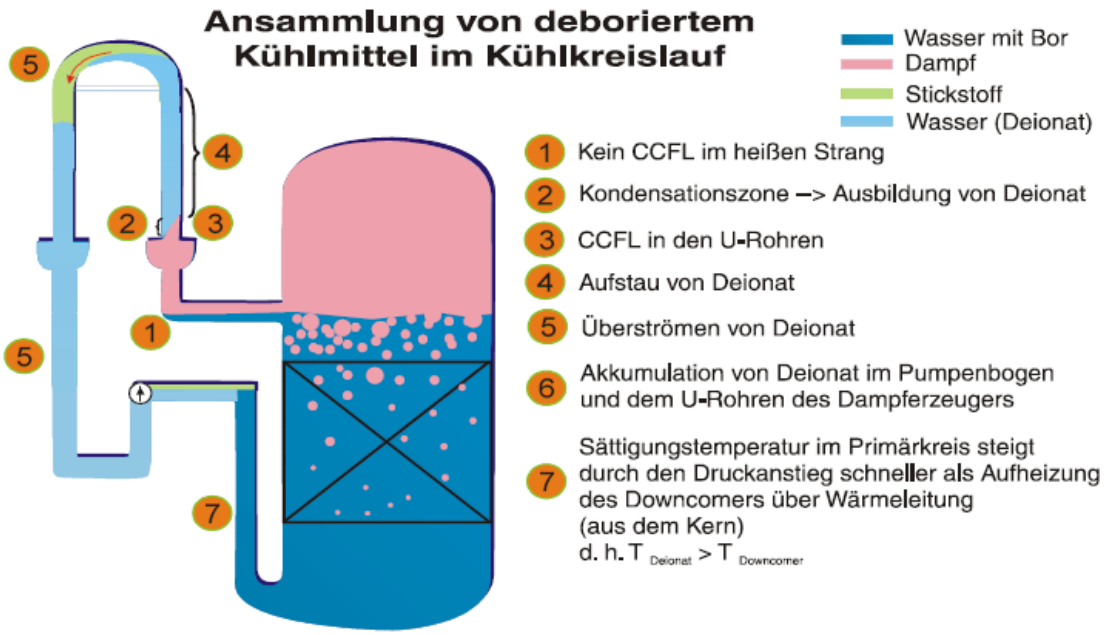


Abb. 2.3 Ansammlung von deboriertem Kühlmittel im Kühlkreislauf

– Anlagen-Änderungen während der PSA: Im Verlauf der Untersuchungen zeigte sich Verbesserungspotential auf. Vom Betreiber der Anlage wurden daraufhin Verbesserungen vorgenommen. Diese betrafen u. a.

  - den Zeitpunkt der Durchführung von Prüfungen, insbesondere der Loop-Füllstandsmessungen,
  - die Änderung bzw. Bereitstellung von Prozeduren zum Vorgehen nach einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Zustand "unterkritisch, kalt" sowie
  - die Bereitstellung einer weiteren Redundanz bei Mitte-Loop-Betrieb und druckdicht verschlossenem RDB.

– Die Berücksichtigung der vom Betreiber geplanten Anlagenänderungen führte zu einer deutlichen Verringerung der Häufigkeit für Systemschadenszustände, bedeutete aber auch einen erheblichen Mehraufwand für deren Bewertung.

Abb. 2.4 zeigt den Ereignisbaum mit Sequenzanalysen für den Notstromfall im Mitte-Loop-Betrieb. Neben den bereits erwähnten Konsequenzen, OK-HD und SSZ-BE, werden hier auch Ausfallkombinationen modelliert, die zu einem Eintrag von Deionat in den Druckhalter und schließlich zum Systemschadenszustand Deborierung (SSZ-D) führen.

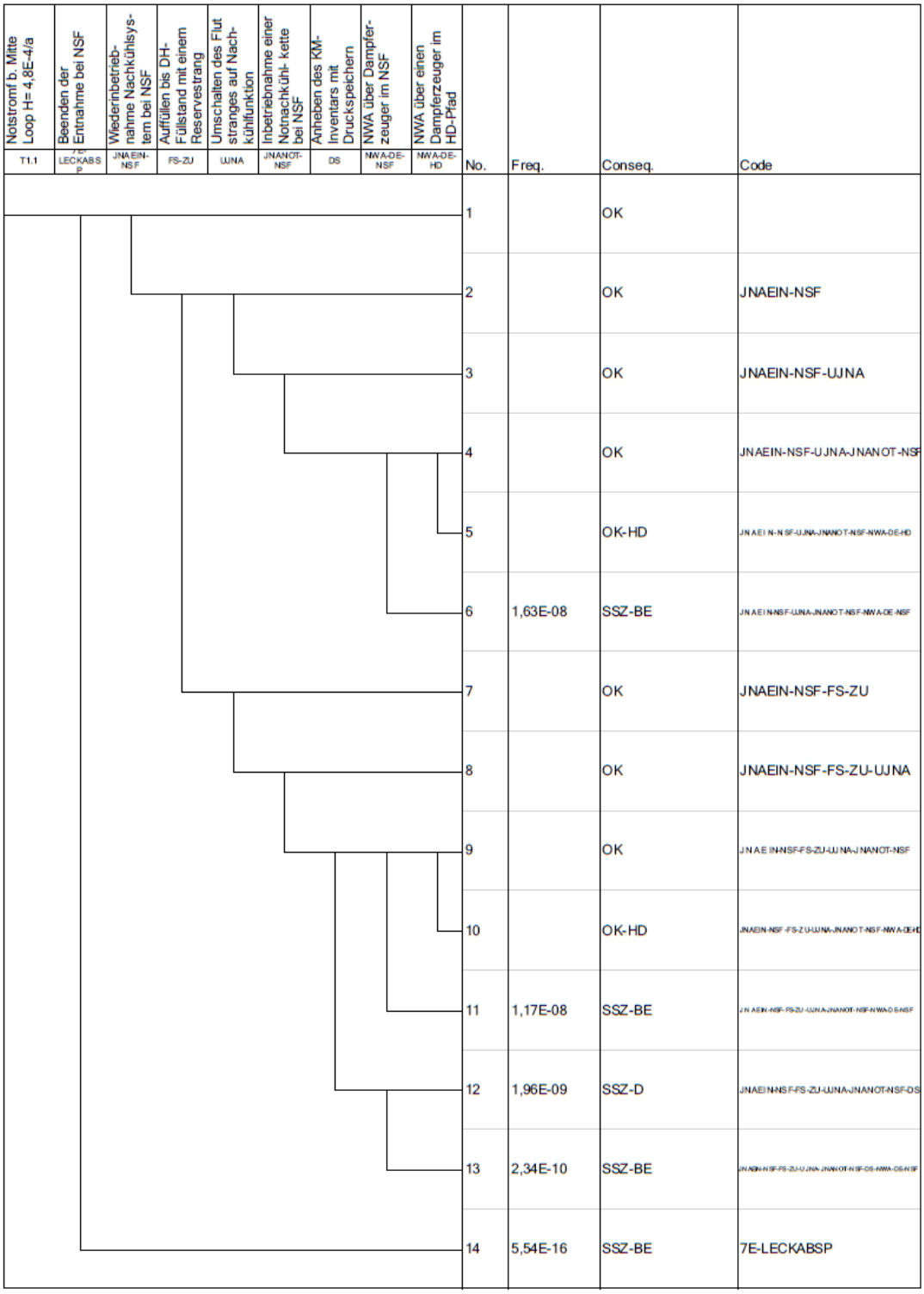


Abb. 2.4 Ereignisbaum für Notstromfall bei Mitte-Loop-Betrieb

Ein Versagen der Füllstandsregelung des Abblasebehälters kann dazu führen, dass Deionat aus dem Deionatversorgungssystem GHC kontinuierlich in den Abblasebehälter eingespeist wird. Bei vollständigem Auffüllen des Abblasebehälters kann das Deionat rückwärts durch die Abblaseleitung des DH-Sicherheitsventils strömen, den Ventilteller anheben und über das Sicherheitsventil in den Druckhalter gelangen. Von dort würde das Deionat in die heiße Hauptkühlmittelleitung des Primärkreises strömen und diesen kontinuierlich deborieren. Die Eintrittswahrscheinlichkeit für dieses Ereignis wird mittels Fehlerbaumanalyse ermittelt. Für eine aktuellere Untersuchung speziell zum Mitte-Loop-Betrieb ist auf den technischen Fachbericht „Probabilistische Bewertungen von Ereignissen für den Mitte-Loop-Betrieb deutscher Anlagen“ /BAB 21/ zu verweisen.

Erfahrungen aus der Modellumsetzung, Herausforderungen

- Zum Zeitpunkt der PSA-Erstellung war noch kein PSA-Leitfaden für den Nichtleistungsbetrieb vorhanden. Dieser wurde parallel zu den Untersuchungen erstellt und 2005 veröffentlicht /FAK 05/.
- Wesentliche Erkenntnisse bei der Modellumsetzung sind:
  - Analyse von Revisionsabläufen und die Eingrenzung von Betriebsphasen,
  - Ermittlung von revisionsspezifischen auslösenden Ereignissen und ihren Eintrittswahrscheinlichkeiten,
  - Anpassung von Daten für unabhängige und gemeinsam verursachte Ausfälle an die Betriebsbedingungen des Nichtleistungsbetriebs,
  - Analyse und Bewertung von Personalhandlungen, soweit sie auf der Basis von Erfahrungen aus der betrieblichen Praxis durchgeführt werden (z. B. Wiederherstellung von ausgefallenen Systemen) und
  - Ermittlung der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeiten technischer Einrichtungen während der Revision.
- Das methodische Vorgehen zur Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen zeigte seine generelle Anwendbarkeit, erwies sich jedoch als sehr aufwendig. Die Häufigkeit für Schadenszustände verringerte sich für das betrachtete Szenarium durch die Berücksichtigung von Reparatur um einen Faktor von ca. 5.
- Die thermohydraulischen Analysen führten zu neuen Erkenntnissen hinsichtlich des Anlagenverhaltens bei einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr in Verbindung mit einem

Druckanstieg (Deborierung durch Reflux-Condenser-Mode) und zur Initiierung von PKL-Versuchen /FRA 03/.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

In Tab. 2.5 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse und deren Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen (Systemschadenszustände Brennelementkühlung) dargestellt.

Tab. 2.5 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände der Brennelementkühlung pro Revision

Auslösendes Ereignis		**Erwartungs-wert**
T1.1, 1B2	Notstromfall - extern, RDB geschlossen	4,8E-08
T1.1, 1C	Notstromfall - extern, RDB offen	3,3E-07
T7.1, 1B2	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandabsenkung	< E-09
T7.2, 1B2	Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB geschlossen	1,0E-07
T7.2, 1C	Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB offen	7,4E-07
T8, 1B2	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale	5,1E-06
S8.1, 1B2	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Sicherheitsbehälter, RDB geschlossen	2,4E-08
S8.2, 1B2	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Ringraum, RDB geschlossen	2,4E-08
S8.1, 1C	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Sicherheitsbehälter, RDB offen	1,7E-07
S8.2, 1C	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Ringraum, RDB offen	1,7E-07
	Gesamtwahrscheinlichkeit:	**6,7E-06**

In dieser PSA wurde für die Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen (Gefährdungszuständen) mit einer Nichtverfügbarkeit der vorhandenen Einrichtungen zur Brennelementkühlung („Systemschadenszustände Brennelementkühlung“) ein Erwartungswert von 6,7E-06/Anlagen-Revision ermittelt. Bei einer Revision pro Jahr entspricht dies einer Häufigkeit von 6,7E-6/a und liegt damit in dergleichen Größenordnung wie Systemschadenszustände im Leistungsbetrieb. Das Ergebnis wurde zu etwa 76 % vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“ bestimmt. Diese Fehlanregung ist in den deutschen DWR-Anlagen mehrfach aufgetreten.

Für Systemschadenszustände der Deborierung infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr oder infolge fehlerhafter Einspeisung von Deionat wurden die in Tab. 2.6 dargestellten Wahrscheinlichkeiten pro Revision ermittelt.

Tab. 2.6 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände der Deborierung pro Revision

Auslösendes Ereignis		Erwartungs-wert
T1.1-D	Notstromfall, RDB geschlossen	2,5E-09
T7.2-D	Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB geschlossen	4,2E-08
D1.1	Dampferzeuger-Heizrohrleck bei abgeschalteter Anlage	2,5E-06
D1.2	Leck am Nachkühler	7,0E-08
D1.3	Leck an der Gleitringdichtung einer Nachkühlpumpe	6,2E-06
D1.4	Deionateinspeisung über Abblasebehälter – Druckhalter	9,4E-08
D2.1	Flutbehälter fälschlich mit Deionat befüllt	3,6E-06
D2.2	Fälschlich Deionat im Nachkühlstrang	1,3E-08
D4	Deborieren beim Anheben des RKL-Füllstands	2,2E-07

Die betrachteten Deborierungen entsprechen dem Wissensstand von 2000. Spätere Versuche des Forschungszentrums Dresden Rossendorf (Versuchsanlage ROCOM /GRU 03/) zeigten, dass einige der betrachteten Szenarien eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung haben. Dies betrifft den Eintrag von Deionatpfropfen aus dem Hauptkühlmittelpumpenbogen beim Start einer Hauptkühlmittelpumpe beim Wiederanfahren und den Eintrag eines Deionatpfropfens aus einem Nachkühlstrang beim Start einer Nachkühlpumpe. Durch Vermischungseffekte ist bei diesen Ereignisabläufen nicht mit einer Schädigung von Brennstäben zu rechnen.

Für Systemschadenszustände der Brennelement-Lagerbeckenkühlung wurden die in Tab. 2.7 dargestellten Wahrscheinlichkeiten pro Revision ermittelt.

Tab. 2.7 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände der Brennelement-Lagerbeckenkühlung pro Revision

Auslösendes Ereignis		Erwartungs-wert
T9.1	Betriebsversagen Brennelement-Lagerbeckenkühlung, Kern teilweise ausgeladen	4,0E-05
T9.2	Betriebsversagen Brennelement-Lagerbeckenkühlung, Kern vollständig ausgeladen	3,2E-08

Auslösendes Ereignis		Erwartungs-wert
T9.1/T1.2	Ausfall Brennelement-Lagerbeckenkühlung durch Notstromfall, Kern teilweise ausgeladen	8,8E-06
T9.2/T1.2	Ausfall Brennelement-Lagerbeckenkühlung durch Notstromfall, Kern vollständig ausgeladen	8,8E-07

Für den Ereignisablauf T9.1, Betriebsversagen der Brennelement-Lagerbeckenkühlung bei teilweise ausgeladenem Kern ergab sich eine relativ hohe Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände der Brennelement-Lagerbeckenkühlung. Da für diesen Ereignisablauf ausreichend Karenzzeit zur Verfügung steht, wurden Reparatur- und Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Kernschadenszuständen berücksichtigt. In Tab. 2.8 sind die ermittelten Wahrscheinlichkeiten für Kernschadenszustände pro Revision für den Ereignisablauf T9.1 dargestellt.

Tab. 2.8 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für Kernschadenszustände der Brennelement-Lagerbeckenkühlung pro Revision

Auslösendes Ereignis		Erwartungs-wert
T9.1; Rep	Betriebsversagen Brennelement-Lagerbeckenkühlung, Kern teilweise ausgeladen mit Reparatur	7,8E-06
T9.1; AM	Betriebsversagen Brennelement-Lagerbeckenkühlung, Kern teilweise ausgeladen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen	4,1E-06
T9.1; Rep; AM	Betriebsversagen Brennelement-Lagerbeckenkühlung, Kern teilweise ausgeladen mit Reparatur und anlageninternen Notfallmaßnahmen	1,2E-06

Die Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen erfolgte durch eine differenzierte Verteilung der Ausfallwahrscheinlichkeiten auf verschiedene Ereignispfade. Infolge dieser Berücksichtigung liegen die Wahrscheinlichkeiten für Kernschadenszustände etwa um den Faktor 5 unter denen für Systemschadenszustände; bei Einbeziehung anlageninterner Notfallmaßnahmen reduziert sich die Wahrscheinlichkeit für Kernschäden sogar um etwa eine Größenordnung.

2.2.3 PSA für den Nachbetrieb - Vorkonvoi, Konvoi

Diese PSA wurde von der GRS im Rahmen des BMU-Vorhabens 4716R01323 „Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb“ /BAB 19/ erstellt. Für die probabilistischen Abschätzungen wurden beispielhaft eine DWR-Anlage vom Typ Vorkonvoi/Konvoi und eine SWR-Anlage der Baulinie 69 betrachtet. Im Folgenden wird auf die probabilistischen Bewertungen für die DWR-Anlage eingegangen.

Randbedingungen und Modellspezifika

- Die Untersuchungen beschränken sich auf das BE-Lagerbecken, da der Reaktor meist schon zu Beginn des Nachbetriebes entladen wurde.
- Gemäß aktualisiertem PSA-Leitfaden /FAK 16/ wurden in /BAB 19/ Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände ermittelt, d. h. es wurde nicht zwischen Gefährdungszuständen und Kernschadenszuständen im BE-Lagerbecken unterschieden.
- Es wurden zwei Brennstabschadenszustände definiert:
  - Der Füllstand im BE-Lagerbecken unterschreitet die Oberkante des Brennstoffs. Es kommt zur Freilegung der Hüllrohre. Ab diesem Zeitpunkt sind Hüllrohrschäden und dadurch die Freisetzung der Spaltgase möglich.
  - Die Kühlmitteltemperatur im BE-Lagerbecken überschreitet 120° C. Oberhalb dieser Temperatur ist die Integrität des BE-Lagerbeckens langfristig nicht gewährleistet.
- Als Grundlage für die zeitlichen Abläufe bei einem vollständigen Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung wurden Erfahrungen aus dem BMWi-Forschungsvorhaben RS1198 „Fortschrittliche Methoden und Werkzeuge für probabilistische Sicherheitsanalysen“ herangezogen. Es wurde der ungünstigste Zustand unmittelbar nach der Vollentladung angenommen.
- Außerdem wurde davon ausgegangen, dass die Einrichtungen zur Beckenkühlung inklusive aller Hilfs- und Versorgungseinrichtungen auch im Nachbetrieb vollständig verfügbar sind.
- Für die Ermittlung des Spektrums der auslösenden Ereignisse wurden Erkenntnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung und zusätzlich der PSA-Leitfaden /FAK 16/ und die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 15/ herangezogen.
- Bei den Einwirkungen wurde die Anlage KKW Grafenrheinfeld (KKG) betrachtet, da sich diese bei Beginn des Vorhabens als einzige Anlage vom Typ Vorkonvoi/Konvoi im Nachbetrieb befand.
- Berücksichtigt wurden auch die im Nachgang zum Störfall in Fukushima in den deutschen Anlagen eingeführt Notfallmaßnahmen zum Einspeisen von Kühlmittel in das BE-Lagerbecken von außen und zur ungefilterten Druckentlastung (siehe Abb. 2.5).
- Ungeplante Maßnahmen und Reparaturen wurden nicht berücksichtigt.

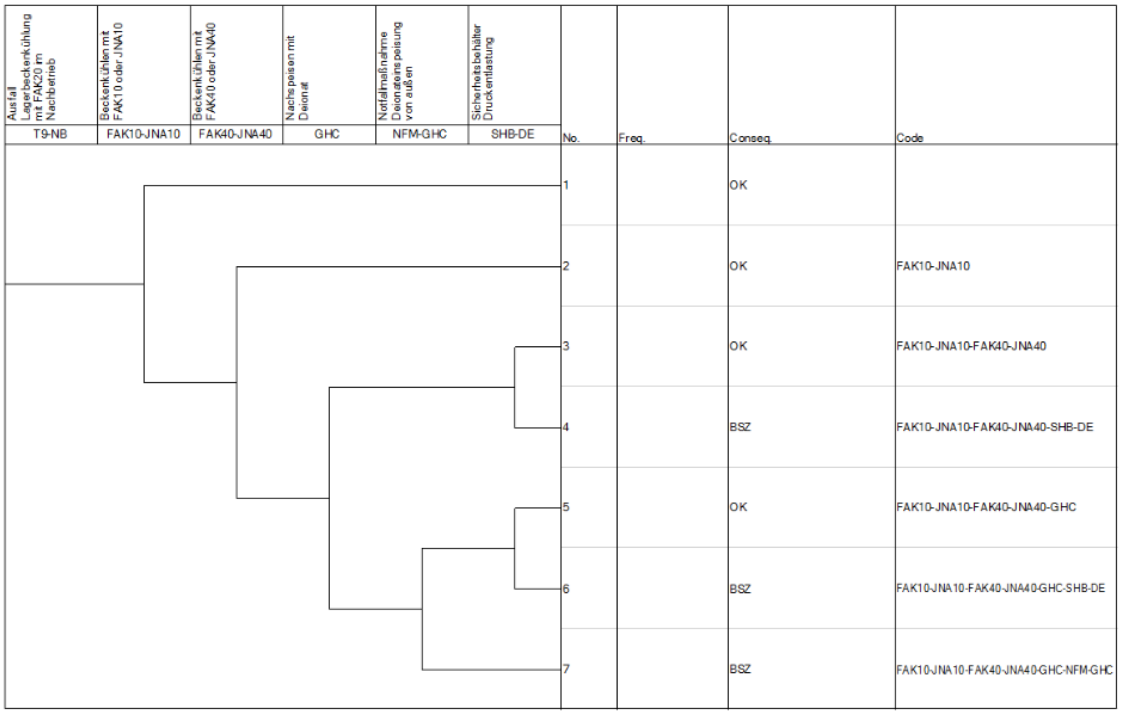


Abb. 2.5 Ereignisablaufdiagramm „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ (DWR)

Erfahrungen aus der Modellumsetzung

- Relevanz von Personalhandlungen, Daten für Personalhandlungen bei langen Karenzzeiten: Die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände wird zu 60 % von der Diagnose beim auslösenden Ereignis „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ bestimmt.
- Nach einem Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung sind Personalhandlungen notwendig, um einen Reserve-Beckenkühlstrang zuzuschalten. Misslingen diese und fallen auch die automatischen Füllstandsfunktionen aus, sind weitere Notfallmaßnahmen zur Einspeisung von Kühlmittel und Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erforderlich (nur DWR, siehe Abb. 2.5). Fehlerbäume berücksichtigen eine Diagnose zur Erkennung des Ausfalls und zur Strategiewahl für die Wiedereinrichtung. Das Personal wird durch Meldungen wie den Ausfall der Beckenkühlpumpe, Temperaturanstieg im Lagerbecken und Ansprechen von Brandmeldern gewarnt. Die Wahrscheinlichkeit, dass ein Operateur die Meldungen nicht korrekt beantwortet, wurde mit ca. $2{,}7\ 10^{-4}$ eingeschätzt.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

In Tab. 2.9 sind die berechneten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände im Nachbetrieb dargestellt.

Tab. 2.9 Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände im Nachbetrieb für DWR

Auslösendes Ereignis	**Häufigkeit für Brennstabschadens-zustände /a, Erwartungswert**
Notstromfall im Nachbetrieb	2,6E-08
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	8,4E-07
Leck an der Lagerbeckenauskleidung	1,9E-08
Leck am BE-Lagerbecken (absperrbar)	1,6E-08
Leck am BE-Lagerbecken (nicht absperrbar)	4,2E-08
Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude	5E-10
Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagengebäude	1,2E-9
Explosionsdruckwelle im Nachbetrieb	3,1E-08
Gesamtergebnis:	**9,8E-07**

Insgesamt wurde für die betrachtete DWR-Anlage eine Brennstabschadenshäufigkeit von 9,8E-07/a ermittelt. Die Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände wird zu 60 % von der Diagnose beim auslösenden Ereignis „Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung“ bestimmt. Aus den ermittelten Brennstabschadenshäufigkeiten ergab sich kein Hinweis auf Schwachstellen.

2.2.4 PSA für den Restbetrieb - Vorkonvoi, Konvoi

Diese PSA wird von der GRS im Rahmen des BMU/BASE-Vorhabens 4722R01270 „Probabilistische Bewertung der Phasen des Restbetriebs“ /BAB 25/ erstellt. Für die probabilistischen Abschätzungen wurden beispielhaft eine DWR-Anlage vom Typ Vorkonvoi/Konvoi betrachtet und eine SWR-Anlage der Baulinie 72. Im Folgenden wird auf die probabilistischen Bewertungen für die DWR-Anlage eingegangen.

Randbedingungen und Modellspezifika

- Diese PSA schließt an die o. g. PSA zum Nachbetrieb /BAB 19/ an und es gelten die gleichen Randbedingungen und Modellspezifika wie im Abschnitt 2.2.3. Es wurden die gleichen auslösenden Ereignisse wie in /BAB 19/ betrachtet.

- Grundlage: RSK-Stellungnahme „Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb“ /RSK 20/, welche verschiedene Phasen des Restbetriebs für DWR-Anlagen (Konvoi, Vorkonvoi) und Anlagen vom Typ SWR72 beschreibt.
- Gemäß /RSK 20/ ist, in Abhängigkeit von der vorhandenen Karenzzeit, die dauerhafte Außerbetriebnahme von Komponenten zur Brennelement-Lagerbeckenkühlung zulässig. Es wird untersucht, welchen Einfluss die Außerbetriebnahme von Komponenten auf die Häufigkeit von Brennstabschadenszuständen hat.
- Die PSA betrachtet die beiden in /RSK 20/ beschriebenen Phasen des Restbetriebs, in denen noch eine aktive Kühlung der Brennelemente erforderlich ist.
    - Phase 1 - Karenzzeit > 24 h bis Kühlmitteltemperatur 80° C im BE-Lagerbecken:
      Diese Phase wird ca. sechs Monate nach der endgültigen Abschaltung der Anlage erreicht. Es müssen zwei Notnachkühlstränge, ein betrieblicher Beckenkühlstrang und vorbereitete Maßnahmen zur Kühlstrang-Instandsetzung in < 24 h verfügbar sein.
    - Phase 2 - Karenzzeit > 3 Tage bis Kühlmitteltemperatur 80° C im BE-Lagerbecken:
      Diese Phase wird ca. 1,5 Jahre nach der endgültigen Abschaltung der Anlage erreicht. Es müssen ein Notnachkühlstrang, ein betrieblicher Beckenkühlstrang, eine Ersatzmaßnahme zur BE-Lagerbeckenkühlung in < 3 Tagen und vorbereitete Maßnahmen zur Kühlstrang-Instandsetzung in < 3 Tagen verfügbar sein.
- Ereignis- und Fehlerbäume wurden soweit möglich aus /BAB 19/ übernommen oder ggf. angepasst. In den einzelnen Phasen stillgelegte Komponenten wurden aus den Fehlerbäumen entfernt (vergleiche Abb. 2.5 und Abb. 2.6). Es wurde von der in der RSK-Stellungnahme „Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb“ beschriebenen Systemkonfiguration ausgegangen, unabhängig davon ob und wie dies in den einzelnen Anlagen umgesetzt wurde.
- Ungeplante Maßnahmen und Reparaturen wurden nicht berücksichtigt.

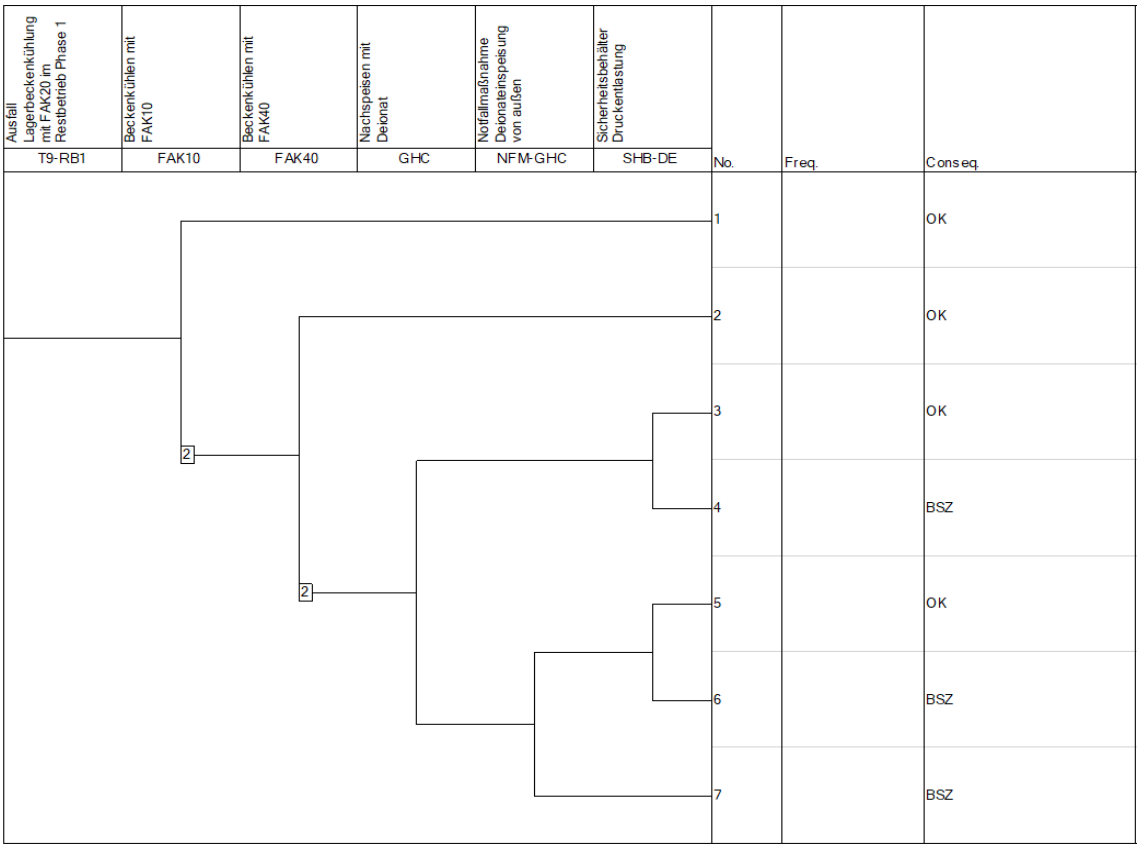


Abb. 2.6 Ereignisbaum für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung im Restbetrieb Phase 1

Erfahrungen aus der Modellumsetzung

– Lange Karenzzeiten von mehr als einem Tag erschweren die Erstellung realistischer Daten für Personalentscheidungen. Zur Vereinfachung der Diagnose wurde ein zusätzlicher Recovery-Faktor durch den Schichtwechsel berücksichtigt.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

In Tab. 2.10 sind die berechneten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände in den beiden Phasen des Restbetriebes dargestellt.

Tab. 2.10 Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände im Restbetrieb für DWR

Auslösendes Ereignis	**Häufigkeit für Brennstabschadenszustände /a, Erwartungswert**	
	Restbetrieb Phase 1	**Restbetrieb Phase 2**
Notstromfall	4,6E-08	2,6E-07
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	4,5E-07	5,1E-07
Leck an der Lagerbeckenauskleidung	1,1E-11	3,4E-11
Leck am BE-Lagerbecken (absperrbar)	4,2E-09	2,3E-08
Leck am BE-Lagerbecken (nicht absperrbar)	3,7E-09	2,6E-08
Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude	5,7E-10	5,7E-10
Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagengebäude	3,4E-10	1,7E-09
Flugzeugabsturz auf Nebenkühlwassergebäude	6,6E-10	4,7E-09
Explosionsdruckwelle	1,3E-10	5,9E-10
Hochwasser	3,4E-10	1,6E-09
Gesamtergebnis:	**4,7E-07**	**8,4E-07**

Für die Restbetriebsphase 1 wurde eine Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände von ca. 4,7E-07/a berechnet. Zum Vergleich: die für den Nachbetrieb berechnete Brennstabschadenshäufigkeit betrug ca. 1E-6/a. Die etwas geringere Brennstabschadenshäufigkeit in der Restbetriebsphase 1 ist auf eine höhere Zuverlässigkeit von Personalhandlungen zurückzuführen, da für diese nun deutlich mehr Zeit zu Verfügung steht.

Die für die Restbetriebsphase 2 berechnete Gesamthäufigkeit für Brennstabschadenszustände beträgt ca. 8,4E-07/a. Diese ist etwas höher, aber in der gleichen Größenordnung wie für den Nachbetrieb und die Restbetriebsphase 1. Der Verlust an Zuverlässigkeit durch die dauerhafte Stilllegung von Komponenten wird durch die Ersatzmaßnahmen ausgeglichen.

Aufgrund der im Vorhaben ermittelten geringen Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände ließ sich kein Verbesserungspotential ableiten.

2.2.5 PSA für einen Forschungsreaktor

Diese PSA wurde von der GRS im Rahmen der BMU-Vorhaben 4716R01325 „PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor“ /MAY 19/ und 4719R01340 „Weiterentwicklung der

Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor“ /MAY 22/ erstellt. Die Referenzanlage für diese Untersuchungen war der Forschungsreaktor FRM-II mit einer thermischen Leistung 20 MW.

Randbedingungen und Modellspezifika

- Für die Festlegung der Anlagenbetriebszustände wurde das Betriebshandbuch der Anlage herangezogen, da Betriebsprotokolle oder technische Monatsberichte nicht zugänglich waren. Es wurden fünf Anlagenbetriebszustände unterschieden:

Tab. 2.11 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

- Für die Ermittlung möglicher auslösender Ereignisse wurden folgende Quellen herangezogen:
  - BHB, Sicherheitsbericht und Gutachten zur Errichtung der Anlage,
  - 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/.
- Die in diesen Unterlagen enthaltenen möglichen auslösenden Ereignisse wurde dahingehen untersucht, ob sie für die betrachtete Anlage relevant oder vernachlässigbar sind.
- Die als relevant ermittelten auslösenden Ereignisse wurden den Betriebsphasen zugeordnet, in denen sie auftreten können. Daraus ergab sich eine Matrix von auslösenden Ereignissen über die Anlagenbetriebszustände (Tab. 2.12).

Tab. 2.12 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

- Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse wurden Forschungsreaktoren mit einer Leistung > 1 MW berücksichtigt, welche über das Jahr 2003 hinaus in Betrieb waren. Grund: In der Datenbank VERA sind die meldepflichtigen Ereignisse aus den deutschen Forschungsreaktoren seit dem Jahr 2003 elektronisch erfasst.
- Folgende Anlagen werden betrachtet (Tab. 2.13).

Tab. 2.13 Berücksichtigte Anlagen und Beobachtungszeitraum

Anlage		Leistung	Typ	Betrieb	Beobachtungs-zeitraum
Forschungsreaktor Geesthacht 1	FRG-1	5 MW	Loop	bis 28.06.2010	65.664 h
Forschungsreaktor Jülich 2	FRJ-2	23 MW	Loop	bis 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 Betrieb seit 02.03.2004	121.272 h

- Es wurden die folgenden Endzustände unterschieden:
  - Beherrschter Ereignisablauf (OK).
  - Brennstabschadenszustand (BS): Als unerwünschter Endzustand hinsichtlich der Brennstoffintegrität wurde im Konzeptgutachten zur Errichtung der Anlage das Überschreiten einer Temperatur von 660° C angegeben. Dieser Wert wurde für die PSA übernommen.
  - Unzulässiger Zustand im Primärkühlsystem und damit verbunden eine weiter unzulässige Aufheizung des Reaktorbeckens, T > 80° C im Primärkühlsystem.
  - Integritätsverlust der Konverterplatte (PS): Als Folge einer unzureichenden Kühlung der Konverterplatte bei Leistungsbetrieb wurde ein Integritätsverlust der Konverterplatte mit nachfolgender Freisetzung von Radioaktivität in das Reaktorbecken angenommen.
- Systemanalysen/Fehlerbaumanalysen auf Grundlage der Systemschaltpläne, Systembeschreibungen und des BHB.
- Gemäß aktualisiertem PSA-Leitfaden /FAK 16/ wurden in Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände ermittelt, d. h. es wurde nicht zwischen Gefährdungszuständen und Kernschadenszuständen im BE-Lagerbecken unterschieden.
- Umfangreiches Screening, Grobanalysen und Detailanalyen hinsichtlich der Relevanz von äußeren Erwirkungen im Vorhaben 4719R01340 „Weiterentwicklung der Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor“ /MAY 22/.

Erfahrungen aus der Modellumsetzung, Herausforderungen

- Verständnis und Modellierung der Betriebsweise eines Forschungsreaktors, vier Zyklen pro Jahr mit einer Zyklusdauer von 60 Tagen,
- Ermittlung von belastbaren Daten, insbesondere für die Reaktorabschaltung,
- spezieller Endzustand: Integritätsverlust der Konverterplatte, siehe oben,
- sehr geringe Bruchwahrscheinlichkeiten aufgrund der niedrigen Parameter im Primärkühlkreislauf.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

- Im Vorhaben 4716R01325 „PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor“ /MAY 19/ wurden bezüglich der Funktionsfähigkeit des PSA-Modells am Beispiel „Notstromfall“ Testrechnungen durchgeführt. Hierbei zeigte sich, dass die Verwendung der generischen Daten zu einem zu konservativen Ergebnis (Erwartungswert der Häufigkeit für Schadenszustände 1,3E-05 bzw. 2,1E-05/a) führt. Insgesamt wurde im Vorhaben 4716R01325 ein Erwartungswert der Häufigkeit für Schadenszustände von 3,6E-05/a ermittelt.
- Im Nachfolgevorhaben 4719R01340 „Weiterentwicklung der Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor“ /MAY 22/ wurde die Brennelementschadenshäufigkeit für die anlageninternen auslösenden Ereignisse mit den neu berechneten Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt. Es ergab sich eine Verringerung der Häufigkeit für Brennelementschadenszustände um etwa eine Größenordnung im Vergleich zu den Ergebnissen des Vorgängervorhabens. Die Ergebnisse wurden nicht im Detail ausgewiesen.
- Die Brennelementschadenshäufigkeiten der einzelnen auslösenden Ereignisse verteilen sich zu 98 % auf den Leistungsbetrieb und zu 2 % auf den Nichtleistungsbetrieb
- Bei den übergreifenden Einwirkungen von innen und außen wurden der Luftfahrzeugabsturz und die anlageninterne Überflutung im Detail analysiert (Abb. 2.7). Aus den durchgeführten Untersuchungen konnte geschlossen werden, dass diese Ereignisse nur einen geringen Beitrag zur gesamten Brennelementschadenshäufigkeit liefern.

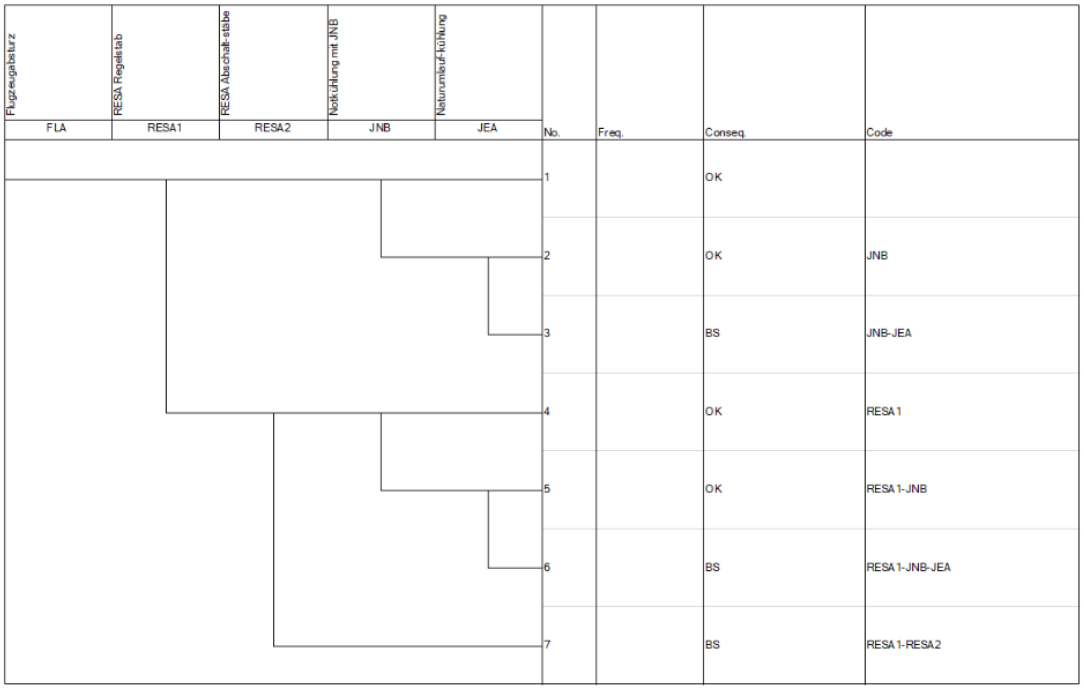


Abb. 2.7 Ereignisablaufdiagramm: Flugzeugabsturz für alle Anlagenbetriebszustände

2.2.6 PSA für den Nach- und Restbetrieb – SWR72

Diese PSA wird von der GRS im Rahmen des BMU/BASE-Vorhabens 4722R01270 „Probabilistische Bewertung der Phasen des Restbetriebs“ /BAB 25/ erstellt. Für die probabilistischen Abschätzungen wurden beispielhaft eine DWR-Anlage vom Typ Vorkonvoi/Konvoi betrachtet und eine SWR-Anlage der Baulinie 72. Im Folgenden wird auf die probabilistischen Bewertungen für die SWR-Anlage eingegangen.

Randbedingungen und Modellspezifika

- Die GRS hatte bisher keine probabilistischen Analysen für das BE-Lagerbecken für Anlagen vom Typ SWR72 durchgeführt. Für diesen Anlagentyp wurde daher exemplarisch der Ereignisablauf „Ausfall der Brennelement-Lagerbeckenkühlung“ probabilistisch bewertet.
- Es wurden drei Phasen betrachtet: Nachbetrieb und zwei Restbetriebsphasen.
- Der Ereignisbaum wurde auf Grundlage der Prozeduren des BHB erstellt.
- Für die Restbetriebsphase 2 wurde von der im BHB beschriebenen Systemkonfiguration ausgegangen. Die Nachkühlstränge TH1 und TH3 sind nicht mehr verfügbar. Das betriebliche Beckenkühlsystem und der Nachkühlstrang TH2 sind verfügbar.

Des Weiteren steht eine Ersatzmaßnahme (BE-Lagerbeckenkühlung mit Hydrosub) zu Verfügung (siehe Abb. 2.8 und Abb. 2.9).

– Ungeplante Maßnahmen und Reparaturen wurden nicht berücksichtigt.

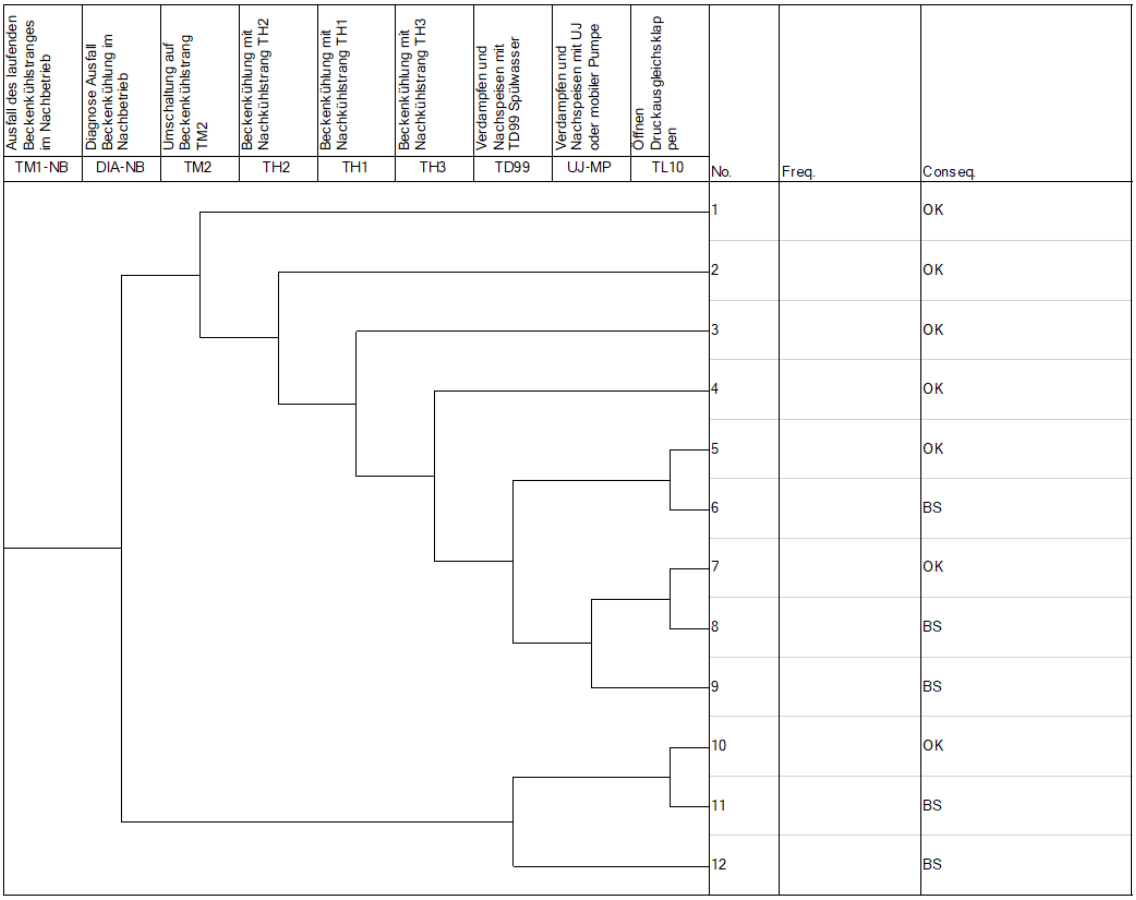


Abb. 2.8 Ereignisbaum für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung im Nachbetrieb

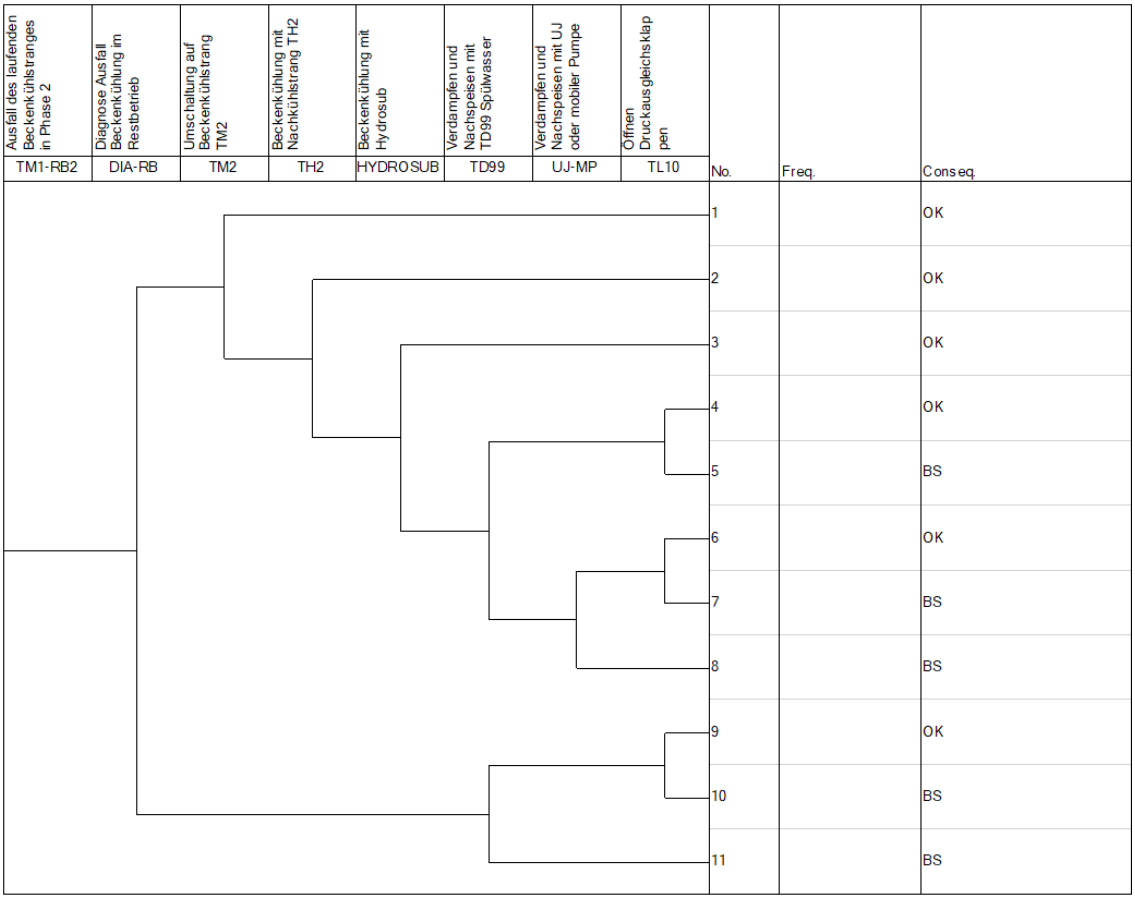


Abb. 2.9 Ereignisbaum für den Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung im Restbetrieb Phase 2

Erfahrungen aus der Modellumsetzung, Herausforderungen

- Lange Karenzzeiten im Restbetrieb, die oft länger als einen Tag andauern, erschweren die Erfassung realistischer Daten für Personalhandlungen. Um diesen Umstand in der Diagnose abzubilden, wurde vereinfachend ein zusätzliches Recovery durch Schichtwechsel implementiert.
- Die Modellierung der komplexen Maßnahme „indirekten Beckenkühlung mit den Nachkühlsträngen TH1/TH3“ (Kühlung über das Beckenreinigungssystem TG und die Kondensationskammer) stellte eine besondere Herausforderung dar.
- Für den Druckausgleich zwischen dem Reaktorgebäude und dem Maschinenhaus werden Klappen geöffnet. Hier besteht eine Lücke in den Zuverlässigkeitsdaten für derartige Klappen, die für eine präzise Modellierung benötigt werden.

Kurzdarstellung der Hauptergebnisse

In Tab. 2.14 sind die berechneten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände in den beiden Phasen des Restbetriebes dargestellt.

Tab. 2.14 Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände im Nach- und Restbetrieb für SWR

Auslösendes Ereignis	**Häufigkeit für Brennstabschadenszustände /a, Erwartungswert**		
	Nachbetrieb	**Restbetrieb Phase 1**	**Restbetrieb Phase 2**
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	4,5E-9	8,4E-09	1,3E-08

Die berechneten Häufigkeiten für Brennstabschadenszustände für das auslösenden Ereignis Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung sind in der SWR-Anlage ca. 2 Größenordnungen geringer als bei der DWR-Anlage. Dies ist darauf zurückzuführen, dass der betrachtete Ereignisablauf auch ohne Handmaßnahmen beherrscht werden kann (Druckentlastung des Reaktorgebäudes bei automatischer Nachspeisung der Verdampfungsverluste erfolgt automatisch).

2.2.7 Precursor-Bewertungen

Seit 1993 führt die GRS kontinuierlich probabilistische Bewertungen von betrieblichen Ereignissen, so genannte Precursor-Analysen durch. Diese Arbeiten sind Teil der vertieften Auswertung der Betriebserfahrungen aus den deutschen Kernkraftwerken (siehe dazu /LEB 22/). Als Precursor (englisch für „Vorläufer, Vorbote“) werden Ereignisse in Kernkraftwerken bezeichnet, welche – durch eine Beeinträchtigung der Funktion sicherheitsrelevanter Einrichtungen, durch eine betriebliche Störung oder durch einen Störfall – die Wahrscheinlichkeit für einen Schaden am Reaktorkern vorübergehend deutlich erhöhen. Precursor-Analysen berechnen diese Wahrscheinlichkeit und liefern damit ein Maß für die sicherheitstechnische Bedeutung von meldepflichtigen Ereignissen. Ereignisse, für welche die bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände bzw. Brennstabschadenszustände aufgrund des Ereignisses ≥ 10^{-6} beträgt, werden als Precursor eingestuft.

Ziele der Precursor-Analyse

Diese Analysen verfolgen vor allem folgende Ziele:

- Probabilistische Bewertung einzelner Ereignisse zur Ermittlung der verbliebenen Sicherheitsreserven;
- Kontinuierliche Verfolgung des Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke;
- Identifizierung von Ereignissen mit deutlich verringerten Sicherheitsreserven.

Darüber hinaus können die Precursor-Analysen dazu genutzt werden, die Methoden und Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen anlagenübergreifend hinsichtlich der Vollständigkeit der berücksichtigten auslösenden Ereignisse sowie der Vollständigkeit der einzelnen Ereignisabläufe zu überprüfen. Von besonderer Bedeutung sind hierbei auch die Ereignisse, die möglicherweise wichtig sind, derzeit aber mit vertretbarem Aufwand nicht in belastbarer Weise probabilistisch bewertbar sind.

Vorgehen bei der Precursor-Analyse

Die Precursor-Analyse für die meldepflichtigen Ereignisse eines Kalenderjahres wird in vier Schritten durchgeführt.

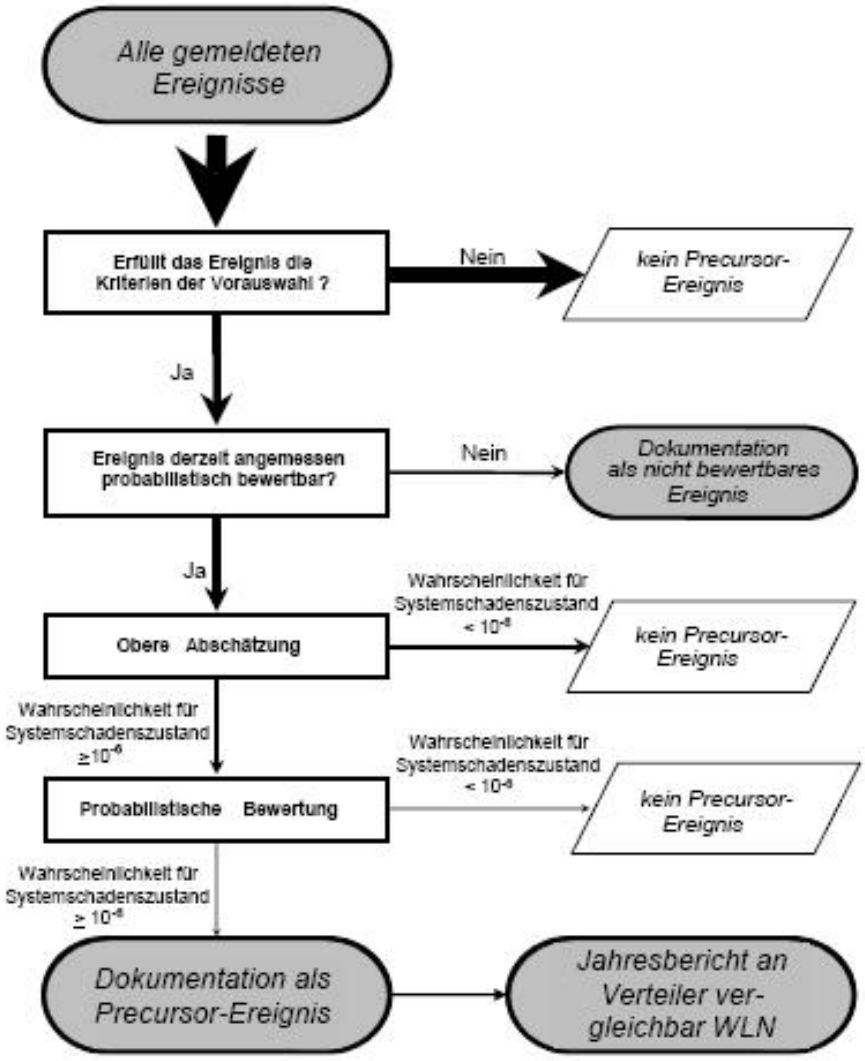


Abb. 2.10 Ablauf einer Precursor-Analyse

Im ersten Schritt erfolgt eine systematische, ingenieurmäßig orientierte Vorauswahl der meldepflichtigen Ereignisse anhand eines von der GRS entwickelten Kriterienkataloges, der aus einer Kombination deterministischer und probabilistischer Kriterien besteht. Dabei werden solche Ereignisse aussortiert, die eindeutig nicht als Precursor zu bewerten sind. Im zweiten Schritt werden Ereignisse identifiziert, die mit den vorhandenen Informationen und Methoden derzeit nicht analysiert werden können. Diese werden gesondert dokumentiert. Im dritten Schritt wird für die ausgewählten Ereignisse die jeweilige bedingte Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen nach oben abgeschätzt.

Ergibt die Schätzung eine Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen deutlich kleiner als 10^{-6}, so werden solche Ereignisse nicht weiterbetrachtet. Für die verbleibenden Ereignisse wird eine detaillierte probabilistische Bewertung durchgeführt. Dabei wird so weit wie möglich anlagenspezifisch vorgegangen. Als Grundlage für die Bewertung dienen die für die einzelnen Kernkraftwerke durchgeführten PSAs.

Als Obergrenze einer tolerierbaren Gesamthäufigkeit des Ausfalls der auslegungsgemäßen Kernkühlung (Häufigkeit von Systemschadenszuständen) wird von der IAEA als Orientierungswert 10^{-4} pro Reaktor-Jahr empfohlen. Dies bedeutet für den Betrachtungszeitraum von einem Jahr eine bedingte Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen von 10^{-4}. In der GRS werden alle Ereignisse als Precursor dokumentiert, für welche innerhalb des Berichtszeitraums von einem Jahr die bedingte Wahrscheinlichkeit von Systemschadenszuständen mindestens 1 % des o. g. Orientierungswertes, d. h. 10^{-6}, beträgt.

Im Rahmen der Precursor-Bewertungen ergab sich für eine Reihe von Ereignissen die Notwendigkeit für eine Weiterentwicklung von Methoden, die Anpassung von vorhandenen Methoden, Änderungen und Ergänzungen in den der GRS zur Verfügung stehenden PSA-Modellen sowie am Analyseumfang von PSA.

Methodenentwicklung für die Precursor-Bewertung

- Vorgehensweise bei der Bewertung von potenziellen Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache:
  - für jede geschädigte, aber noch nicht ausgefallene Komponente wird einzeln per Expertenbefragung ein Schädigungsgrad ermittelt;
  - aus allen Experteneinschätzungen zur Schädigung einer Komponentenfunktion wird eine mittlere subjektive Versagenswahrscheinlichkeit der Komponentenfunktion berechnet;
  - diese mittlere subjektive Versagenswahrscheinlichkeit geht als zusätzliche Versagenswahrscheinlichkeit für die Einzelkomponente in den Fehlerbaum ein.
- Vorgehensweise bei der Bewertung von Rissbefunden an der druckführenden Umschließung, Ermittlung einer Bruchwahrscheinlichkeit bei wanddurchdringenden Rissen/

Anpassungen des PSA-Modells aufgrund zu optimistischer Annahmen im PSA-Modell

Im Rahmen der Precursor-Bewertung wurden mehrere Anpassungen an den verwendeten PSA-Modellen vorgenommen, um zu optimistischen Annahmen entgegenzuwirken und eine realistischere Abbildung des Systemverhalten zu erreichen:

- Wirksamkeitsbedingung für eine ausreichende Sumpfbedeckung bei Kühlmittelverluststörfällen (Konvoi)
- Berücksichtigung der Raumluftkühlung (Umluftanlage) für Reaktorschutzräume im Notspeisegebäude (Konvoi)
- Berücksichtigung von Ausfällen aufgrund gemeinsamer Ursache bei der Eigenbedarfsumschaltung (Konvoi) /

Ermittlung von Daten für die Precursor-Bewertung

Im Rahmen der Precursor-Bewertung mussten u. a. folgende bisher nicht vorhandene Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt werden:

- Ausfallwahrscheinlichkeit für die Eigenbedarfsumschaltung (Konvoi)
- Ausfallwahrscheinlichkeit für Funktion „Schleusentür schließt nicht“

3 Praxisnahe Anleitung und Übungen zur Modellierung und Vorbereitung von PSA der Stufe 1 (AP 2)

In diesem Arbeitspaket wurde eine umfassende Modellierungsanleitung erstellt, die speziell darauf ausgerichtet ist, Anwendern von Einsteigern bis hin zu erfahrenen Modellierern einen systematischen und verständlichen Zugang zur Erstellung von PSA-Anlagenmodellen der Stufe 1 zu bieten. Die Anleitung kombiniert bewährte Verfahren mit innovativen Modellierungsstrategien und legt einen besonderen Fokus auf den Umgang mit Herausforderungen, die sich insbesondere bei der Arbeit mit passiven Sicherheitssystemen ergeben. Durch die Anlehnung an spezifische Übungsbeispiele und die Einbindung aktueller Forschungsergebnisse, beispielsweise aus dem Forschungsvorhaben RS1596, zielt die Anleitung darauf ab, eine möglichst praxisnahe und anwendungsfreundliche Unterstützung zu gewährleisten.

3.1 Durchführung und Voraussetzungen einer PSA – Überblick

Die PSA beschäftigt sich damit, dass bei Ausfall oder Fehlern im System („auslösende Ereignisse“) Sicherheitssysteme zur Verfügung stehen, um das System wieder in den Normalbetrieb zurückzuführen oder zumindest Schaden abzuwehren. Zur Beschreibung derartiger Systeme nutzt man eine Kopplung von Fehlerbaum- mit Ereignisablaufanalysen. Mit Ereignisablaufanalysen wird untersucht, welche Ereignisabläufe sich aus einem auslösenden Ereignis entwickeln können – abhängig vom Funktionieren oder dem Ausfall der zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses benötigten Sicherheitsfunktionen. Mit Ereignisbäumen werden die möglichen Ereignisabläufe schematisch dargestellt. Die deterministische Sicherheitsanalyse liefert dabei wesentliche Informationen zur Ereignisablaufanalyse, wie beispielsweise Mindestanforderungen an Systemfunktionen und Toleranzzeiten für Handmaßnahmen, während die Fehlerbaumanalyse Wahrscheinlichkeiten für die Verzweigungen des Ereignisbaums bereitstellt.

Ein Ereignisbaum beginnt mit einem auslösenden Ereignis, beispielsweise Basisereignissen oder TOP-Gattern von Fehlerbäumen. Er besteht aus Sequenzen (Pfade), wobei die Verzweigungen durch Systemfunktionen gebildet werden. Die Anordnung der Systemfunktionen im Ereignisbaum erfolgt idealerweise entsprechend dem zeitlichen Ablauf – eine plausible Methode. Grundsätzlich können Systemfunktionen jedoch an jeder beliebigen Stelle im Ereignisbaum positioniert werden, beispielsweise zur Vereinfachung, wobei die kausalen Abhängigkeiten zwischen den Systemfunktionen stets zu beachten

sind. Die Systemfunktionen sind mit den Top-Gattern von Fehlerbäumen oder Basisereignissen zu verknüpfen und sollen aus der Funktion der sogenannten Frontline-Systeme gebildet werden. Der Ausfall von Hilfssystemen wird in den Fehlerbäumen durch entsprechende Verknüpfungen abgebildet. Ein Pfad eines Ereignisablaufdiagramms gilt als vollständig modelliert, wenn das auslösende Ereignis beherrscht ist – beispielsweise, wenn kein Kernschaden eintritt.

Durchführung einer PSA

Im Rahmen der PSA wird systematisch vorgegangen, um zu ermitteln, *was einen Kernschaden auslösen kann*. Dabei wird zunächst das auslösende Ereignis bestimmt und die Anforderung von Sicherheitssystemen festgelegt, denn bei Versagen dieser Sicherheitssysteme kann ein Kernschaden eintreten. Es werden sowohl anlageninterne Ereignisse (wie Leckstörfälle, Transienten) als auch anlagenexterne Ereignisse (wie Erdbeben, Hochwasser, …) berücksichtigt. Abgestützt auf deterministische Analysen fasst man die auslösenden Ereignisse geeignet zusammen (Gruppierung von auslösenden Ereignissen), sofern ein ähnlicher Ereignisablauf und ähnliche Anforderungen an die Sicherheitssysteme vorliegen. Daraufhin werden abdeckende Anforderungen an die Sicherheitssysteme festgelegt, beispielsweise in Bezug auf Zeitpunkte oder Leckstellen. So fasst beispielsweise ein „Großes Leck“ alle 2F-Brüche des Primärkreises zusammen.

Die Frage, *wie sich das Ereignis entwickelt*, wird ebenfalls detailliert betrachtet. Hierzu werden die angeforderten Sicherheitssystemfunktionen, thermohydraulische Störfallanalysen sowie ingenieurtechnische Abschätzungen herangezogen. Es erfolgt eine Analyse der Anregekriterien und der (zeitlichen) Reihenfolge der Anregung, wobei auch Verriegelungen und gegebenenfalls Handmaßnahmen berücksichtigt werden. Zudem fließen Mindestwirksamkeiten in Abhängigkeit vom Ereignisablauf in die Betrachtung ein. Bei der Aufstellung des Ereignisbaums sind alle automatisch angeregten Maßnahmen nach BHB und NHB ebenso einzubeziehen wie Handmaßnahmen nach BHB und NHB. Mit abdeckenden Annahmen an die Mindestwirksamkeiten endet die Modellierung, sobald der Kernschadenszustand bzw. ein beherrschter Zustand erreicht ist. Der jeweiligen Sequenz wird daraufhin die entsprechende Konsequenz (z. B. Kernschadenszustand) zugewiesen.

Um zu verstehen, *wie Sicherheitssysteme ausfallen*, bestimmt man zunächst alle Ausfälle der Sicherheitssysteme und stellt dafür Fehlerbäume auf. Die einzelnen Kompo-

nenten der Systeme werden ermittelt, und es werden Basisereignisse für Komponentenausfälle definiert, wobei auch unterschiedliche Ausfallmodi (zum Beispiel, dass ein Bauteil nicht öffnet oder schließt) zu berücksichtigen sind. Anschließend wird die Ausfalllogik der Systeme und Systemfunktionen bestimmt. Dabei fließen Randbedingungen aus den Ereignisabläufen (etwa Mindestwirksamkeiten oder unverfügbare Komponenten) sowie die Versorgungssysteme (wie elektrische Energie, Ölversorgung) mit ein, die Folgeausfälle oder kommandierte Ausfälle verursachen können. Ebenso werden Ausfälle von Messtechnik, Leittechnik und Schutzsystemen, Handmaßnahmen und gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) in die Analyse miteinbezogen.

Die Frage, *wie häufig ein solches Ereignis passiert*, wird anhand von Zuverlässigkeitskenngrößen beantwortet. Hierbei spielen die Ausfallrate bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit eine zentrale Rolle, die mittels mathematischer Verteilungen mit Erwartungswert und Unsicherheitsbereich bestimmt wird. Für auslösende Ereignisse wird eine Häufigkeitsverteilung herangezogen, während für Basisereignisse eine Wahrscheinlichkeitsverteilung gilt – dies umfasst auch Komponenten-Ausfälle, GVA-Ereignisse und Handmaßnahmen. Das PSA-Modell wertet aus, wie hoch die Ausfallwahrscheinlichkeit der Sicherheitssysteme ist, indem es die Ausfallkombinationen der Basisereignisse (Minimalschnitte) betrachtet. Dabei wird die Häufigkeit einer Sequenz bestimmt und die Häufigkeit einer Konsequenz durch das „Addieren“ der jeweiligen Sequenzen ermittelt. Es ist zu beachten, dass es sich hierbei um bedingte Wahrscheinlichkeiten handelt.

Schließlich wird die Modellierung des Ereignisablaufs abgeschlossen, sobald alle Möglichkeiten der Beherrschung des Ereignisablaufs ausgereizt sind, die nach BHB und gegebenenfalls auch NHB vorgesehen sind – in diesem Fall spricht man von einem Gefährdungszustand bzw. Kernschadenszustand. Die Endzustände der Sequenzen (Ereignisabläufe) werden codiert. Gängige Konsequenzcodierungen für die Stufe 1 sind „OK“ – wenn das auslösende Ereignis beherrscht ist – sowie „GFZ“ bzw. „KSZ“ für einen Gefährdungszustand bzw. Kernschadenszustand. Weitere Anforderungen an die Konsequenzcodes und die Detaillierung der Modellierung ergeben sich aus der Schnittstelle zur Stufe 2.

Voraussetzungen

Für die Durchführung einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) müssen zunächst vielfältige Voraussetzungen und grundlegende Festlegungen getroffen werden, die eine systematische und nachvollziehbare Analyse ermöglichen (siehe dazu auch

SSG-3 /IAE 24/, Kapitel 2). Zu den grundlegenden Festlegungen zählt etwa der Umfang der PSA – dies umfasst die zu untersuchenden Stufen sowie die Betriebszustände – sowie die Festlegung eines Referenzzeitpunkts in der Realanlage, der sich am aktuellen Stand der Anlagendokumentation orientiert. Zudem wird die zu nutzende PSA-Software bestimmt, beispielsweise RiskSpectrum®.

Gleichzeitig müssen auch die Anforderungen an das Personal klar definiert werden. Ein kompetentes PSA-Team sollte über fundierte Erfahrung in der PSA-Modellierung und im Umgang mit der entsprechenden PSA-Software verfügen. Eine gute Anlagenkenntnis innerhalb des Teams ist ebenso unerlässlich wie das Vorhandensein eines etablierten Qualitätsmanagementsystems für die PSA. Darüber hinaus ist die fachliche Unterstützung durch die zuständigen Fachbereiche der Anlage gesichert, um eine umfassende und fundierte Analyse zu gewährleisten.

Ergänzend zu diesen personellen und methodischen Grundlagen sind weitere Voraussetzungen zu berücksichtigen. Es müssen ausreichende Ressourcen in Form von Personal und Zeit zur Verfügung stehen. Wichtige Unterlagen, die der Analyse dienen, umfassen unter anderem den Sicherheitsbericht (mit Informationen zu Auslegungsstörfällen und Ereignisbäumen), Systembeschreibungen und Schaltpläne (als Grundlage für die Ereignis- und Fehlerbäume) sowie Gebäude- und Aufstellungspläne, die übergreifende Einwirkungen abbilden. Weitere essenzielle Dokumente sind die leittechnischen Unterlagen, der Reaktorschutzbericht und Funktionspläne, die für die Darstellung von Ereignisabläufen und Störfallanalysen herangezogen werden.

Auch die Grenzwertverarbeitung und das Meldekonzept inklusive Schaltplänen sind von Bedeutung, da sie Handmaßnahmen und die Zuverlässigkeit der Systeme berücksichtigen. Kabeldaten liefern Hinweise auf mögliche Folgeausfälle, beispielsweise im Brandfall. Ergänzt werden diese Informationen durch Komponentenbeschreibungen zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen, das Betriebs- und Notfallhandbuch (für Ereignisabläufe und Handmaßnahmen), das Prüfhandbuch mit den WKP-Intervallen sowie Fehler- und Wartungsberichte, die ebenfalls zu den Zuverlässigkeitskenngrößen beitragen. Ergänzend dazu werden Anlagenbegehungen und anlagendynamische Untersuchungen durchgeführt, um übergreifende Einwirkungen, Ereignisabläufe und Mindestwirksamkeiten realistisch abzubilden. Ein weiterer wesentlicher Aspekt ist, dass für die PSA ein umfassendes Qualitätsmanagementsystem eingerichtet sein muss. Dieses muss den Mindestanforderungen gemäß KTA 1401 und ISO 9001 entsprechen und eine detaillierte Qualitätsplanung für alle PSA-Schritte beinhalten. Hierzu gehört auch

die Festlegung prüfbarer Qualitätsmerkmale, die Benennung eines QS-Beauftragten sowie die Prüfung QS-relevanter Arbeitsschritte durch eine unabhängige Stelle. Ein definiertes Änderungsverfahren rundet diesen Qualitätsanspruch ab. Gleichzeitig müssen die PSA grundsätzlich zu begutachten sein – dies umfasst die Prüfung durch Aufsichtsbehörden und Gutachter (wobei diese Prüfungen keinesfalls das bestehende QS-System ersetzen) sowie eine nachvollziehbare Dokumentation aller PSA-Unterlagen und etwaiger Modifikationen.

Der Betrachtungsumfang der PSA richtet sich nach dem PSA-Leitfaden und dem PSA-Methodenband /FAK05a, FAK 16/, die ein anlagenspezifisches Spektrum aus auslösenden Ereignissen vorgeben. Referenzlisten in diesen Dokumenten und die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke definieren, dass die PSA Stufe 1 sämtliche Betriebszustände – sowohl den Leistungsbetrieb als auch den Nichtleistungsbetrieb– umfassen muss. Die zu analysierenden auslösenden Ereignisse beinhalten dabei Lecks und Transienten sowie übergreifende Einwirkungen: von innen etwa Überflutung und Brand, von außen unter anderem Flugzeugabsturz, Erdbeben, Explosionsdruckwelle oder Hochwasser. Eine detaillierte Analyse eines auslösenden Ereignisses ist dann erforderlich, wenn dessen Beitrag zur Gefährdungs- und Kernschadenshäufigkeit mehr als 10 % des Gesamtergebnisses ausmacht, während der Gesamtbeitrag nicht detailliert betrachteter Ereignisse unter 20 % des Gesamtergebnisses bleiben muss.

Mit diesen umfassenden Voraussetzungen und methodischen Festlegungen wird sichergestellt, dass die PSA auf einer soliden Basis durchgeführt wird und alle relevanten Risiken und Szenarien der Anlage vollständig und nachvollziehbar berücksichtigt werden.

3.2 Auswahl der internen auslösenden Ereignisse

Ausgangspunkt der PSA der Stufe 1 ist die Identifizierung eines umfassenden Satzes von auslösenden Ereignissen. Ein auslösendes Ereignis ist ein Ereignis, das den Normalbetrieb der Anlage so stört, dass sich Anlagenparameter ändern und eine Anforderung von Sicherheitssystemen ausgelöst wird. Die Sicherheitssysteme dienen dazu einen möglichen Kernschaden durch das Ereignis zu verhindern. Alternativ kann ein ausösendes Ereignis auch direkt zu einem Kernschaden führen (z. B. Versagen des Reaktorbehälters). Ein auslösendes Ereignis kann in jedem Anlagenzustand auftreten (Leistungsbetrieb bei voller Leistung bis zum Nichtleistungsbetrieb). Ein auslösendes Ereignis kann alle Quellen der Reaktivität betreffen (Kern, Brennelementlagerbecken,

Zwischenlager für verbrauchten Brennstoff, Lager für radioaktive Abfälle). Die im Folgenden ausgeführten Aussagen basieren neben dem Leitfaden des BfS, „Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“, /FAK 16/ hauptsächlich auf dem in englischer Sprache verfassten PSA-Leitfaden der IAEA, „Specific Safety Guide“ SSG-3 (Rev. 1) /IAE 24/ als grundlegender internationaler Leitfaden für PSA.

Es sollte ein systematischer Prozess angewandt werden, um die auslösenden Ereignisse zu ermitteln, die in der PSA der Stufe 1 behandelt werden sollen. Dabei sollten mehrere unterschiedliche Ansätze verwendet werden:

- Induktive Analysemethoden wie z. B. Risikostudien, Studien zu Betriebserfahrungen, Fehlereffektanalysen oder andere relevante Methoden für alle Sicherheitssysteme, um festzustellen, ob deren partielle oder vollständige Ausfälle zu einem auslösenden Ereignis führen könnten.
- Deduktive Analysen, wie z. B. Logikdiagramme, um Komponenten- oder Systemausfälle oder Kombinationen von mehreren entsprechenden Ausfällen zu ermitteln, die zu einem auslösenden Ereignis führen würden.
- Vergleich mit Listen auslösender Ereignisse, die für Stufe-1-PSA für ähnliche Anlagen entwickelt wurden (mit aktuellen Sicherheitsnormen und -leitlinien).
- Identifizierung von auslösenden Ereignissen durch Analyse von Betriebserfahrungen der zu untersuchende Anlage und von vergleichbaren Anlagen.
- Durch Bedienerfehler verursachte Ereignisse, sofern sie nicht bereits durch Betriebserfahrungen abgedeckt wurden.
- Meldepflichtige Ereignisse der Anlage oder vergleichbarer Anlagen.
- Überprüfung von deterministischen Auslegungsstörfallanalysen, auslegungsüberschreitenden Störfallanalysen sowie von Sicherheitsanalysen.

Tatsächlich ist es nicht möglich, nachzuweisen, dass alle möglichen auslösenden Ereignisse identifiziert wurden. Durch eine Kombination der verschiedenen oben aufgeführten Ansätze kann jedoch dafür gesorgt werden, dass die für die Anlage ermittelten auslösenden Ereignisse so umfassend wie möglich sind. Die wichtigsten Kategorien von auslösenden Ereignissen, die in der Stufe-1-PSA enthalten sind, sind Ereignisse, die die Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen können, wie

- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern,
- Kontrolle des Hauptkühlmittelinventars,
- Integrität des Primärkreislaufs,
- Kontrolle der Reaktivität.

Neben vollständigen Komponentenausfällen sollten auch partielle Funktionsausfälle oder partielle Systemausfälle (z. B. Verringerung der Einspeisung in die Dampferzeuger oder Ausfall der Einspeisung in einen Dampferzeuger sowie vollständiger Ausfall der Einspeisung in alle Dampferzeuger) zu den ermittelten auslösenden Ereignissen gehören. Diese Teilausfälle können erheblich zum Risiko beitragen.

Weiterhin sind folgende Spezialfälle zu beachten:

- Bei neuen Kernkraftwerken, für die keine oder nur geringe Betriebserfahrungen vorliegen, sollten besondere Anstrengungen unternommen werden, um deren einzigartige auslösende Ereignisse, Ausfallarten, Unfallabläufe und Abhängigkeiten zu ermitteln.
- Die Liste der auslösenden Ereignisse sollte auch Ereignisse mit sehr geringer Häufigkeit und potenziell großem Beitrag in der PSA der Stufe 2 umfassen (z. B. Bruch des Reaktordruckbehälters oder Kühlmittelverluststörfälle in angrenzenden Systemen).
- Besondere Beachtung gilt zudem Mehrblockanlagen: Auslösende Ereignisse, die mehr als eine der Blöcke gleichzeitig betreffen können, müssen identifiziert werden (z. B. Verlust der externen Stromversorgung). Dies gilt auch für Ereignisse, die in einem der Blöcke auftreten und zu einem auslösenden Ereignis in einem anderen Block führen könnten, z. B. kann ein Abriss einer Turbine in einem Block die Sicherheitssysteme in einen anderen Block auslösen.
- Je nach definiertem Umfang (Scope) der PSA müssen auch übergreifende Einwirkungen von innen und außen berücksichtigt werden. Weiterhin gibt der SSG-3 /IAE 24/ in den Kapiteln 6, 7 und 8.

Screening

Von den im vorherigen Schritt identifizierten auslösenden Ereignisse können Ereignisse ausgeschlossen werden, wenn die Erfüllung eines der folgenden Kriterien gegeben ist:

- Das Ereignis entspricht nicht der geltenden Definition eines auslösenden Ereignisses. Ein Beispiel hierfür ist der Betrieb einer Komponente oder eines Systems bei maximaler Auslegung. Der Betrieb bei Auslegungsgrenze erhöht zwar das Risiko für ein auslösendes Ereignis, wie "Pumpenversagen", stellt aber selbst kein auslösendes Ereignis dar.
- Das Ereignis überschreitet den gewählten Umfang der PSA (z. B., wenn nur interne auslösende Ereignisse betrachtet werden sollen ohne übergreifende Einwirkungen zu berücksichtigen).
- Die Häufigkeit des Ereignisses ist geringer als ein ausgewählter Schwellenwert, der sich auf das erwartete PSA-Ergebnis bezieht und weder einen systemübergreifenden Kühlmittelverluststörfall, einen Containment-Bypass oder ein Reaktordruckbehälterversagen betrifft.

Zudem sollten auslösende Ereignisse mit potenziell hohem Beitrag in der PSA der Stufe 2 nicht ausgeschlossen werden, auch wenn ihre Häufigkeit sehr gering ist.

Zusammenfassend sollte insbesondere Folgendes dokumentiert werden:

- Definition der auslösenden Ereignisse
- Das Verfahren für die Suche nach bestimmten auslösenden Ereignissen, einschließlich generischer Listen von auslösenden Ereignissen und der für die Suche nach anlagenindividuellen und anlagenspezifischen auslösenden Ereignissen durchgeführten Analyse.
- Der Ansatz zur Bewertung der Vollständigkeit und Konsistenz der auslösenden Ereignisse mit den anlagenspezifischen Erfahrungen, den Erfahrungen der Industrie, anderen vergleichbaren PSAs und generischen auslösenden Ereignissen.
- Die Begründung für das Screening von auslösenden Ereignissen inklusiver einer Liste der ein- und ausgeschlossenen auslösenden Ereignisse.
- Die Grundlage und Annahmen für die Gruppierung und Unterteilung der auslösenden Ereignisse sowie die Liste der Gruppen und der einzelnen auslösenden Ereignisse, denen sie zugeordnet sind.

Gruppierung

Um den Aufwand für die Analyse aller auslösenden Ereignisse zu reduzieren, können diese nach ihren Auswirkungen auf den Betrieb der Sicherheitssysteme gruppiert werden. Die Gruppierung sollte vor der Störfallanalyse durchgeführt werden. Auslösende Ereignisse sollten in Gruppen angeordnet werden, in denen alle folgenden Eigenschaften der auslösenden Ereignisse gleich (oder sehr ähnlich) sind:

- Der Ereignisablauf nach dem auslösenden Ereignis;
- Die Anforderung der gleichen störfallbeherrschenden Systeme sowie derer Erfolgskriterien;
- Die Auswirkung des auslösenden Ereignisses auf die Verfügbarkeit und den Betrieb von Sicherheitssystemen und unterstützenden Systemen, einschließlich des Vorliegens von Bedingungen für Signale, die Schutzmaßnahmen auslösen oder die Betätigung von Systemen blockieren;
- Das vom Betriebspersonal erwartete Verhalten der Anlage.

Für eine Gruppe von auslösenden Ereignissen sollten die Erfolgskriterien für die störfallbeherrschenden Systeme gesetzt werden, die die strengsten Kriterien aller einbezogenen Ereignisse innerhalb der Gruppe haben, sodass Gruppen von abdeckenden Ereignissen erzeugt werden. Dabei sollte die Gruppierung der auslösenden Ereignisse so erfolgen, dass kein unnötig hoher Konservatismus in die Analyse eingebracht wird.

Für das Gruppieren sollte insbesondere folgende Punkte beachtetet werden und entsprechend nicht zu einer gemeinsamen Gruppierung führen:

- Auslösende Ereignisse, die zu einem Containment-Bypass führen könnten (z. B. Dampferzeugerrohrbruch oder systemübergreifende Kühlmittelverluststörfälle), sollten nicht mit anderen Kühlmittelverluststörfällen gruppiert werden, bei denen das Containment intakt bleibt.
- Auslösende Ereignisse mit relativ geringer Häufigkeit, aber schwerwiegenderem Unfallverlauf und anspruchsvolleren Erfolgskriterien (im Vergleich zu den anderen auslösenden Ereignissen in der Gruppe).
- Wenn Signale für die Auslösung mindestens eines Störfallbegrenzungssystems für die verschiedenen auslösenden Ereignisse unterschiedlich sind.

- Es gibt unterschiedliche Prozeduren für Handmaßnahmen oder unterschiedliche Bedingungen für die Handmaßnahmen in Bezug auf verfügbare Informationen, Zeitfenster, Umgebungsbedingungen und Verfahrensvorschriften.
- Auslösende Ereignisse, die Systeme und Anlagen betreffen, die von mehreren Blöcken gemeinsam genutzt werden, werden als separate Gruppen betrachtet.
- Auslösende Ereignisse, bei denen die Strategie der Störfallbegrenzung vom Ort ihrer Entstehung abhängt (z. B. unterschiedliche Möglichkeiten der Leckisolierung), werden in getrennten Gruppen betrachtet. Es sei denn, der Ort des ungünstigsten Ereignisses (Worst Case) umfasst zugleich die Auswirkungen der Ereignisse an den anderen Orten.

Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen

Für die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse sollten, wann immer möglich, anlagenspezifische Daten verwendet werden. Diese können durch Daten ähnlicher Anlagen ergänzt werden, um über eine größere Datenbasis zu verfügen.

Für neue Anlagen oder für Anlagen, die erst seit relativ kurzer Zeit in Betrieb sind, werden jedoch keine anlagenspezifischen Daten verfügbar sein. In diesem Fall sollten Daten von ähnlichen Anlagen verwendet werden, und wenn diese nicht verfügbar sind, sollten generische Daten aus dem Betrieb unterschiedlicher Anlagen verwendet werden.

Für auslösende Ereignisse mit einer geringen Eintrittshäufigkeit werden Daten selten oder gar nicht vorhanden sein, selbst auf einer generischen Basis. In diesem Fall müssen die Werte nach Ingenieurmethoden bestimmt werden. Die Überlegungen dazu sollen dokumentiert und begründet werden. Eine Möglichkeit ist die Analyse anhand eines Fehlerbaums, der auf häufigere Ereignisse (z. B. Ausfall von Komponenten oder Handlungsfehler) zurückführt (siehe SSG-3, § 5.150).

Jeder in der PSA der Stufe 1 modellierten Gruppe von auslösenden Ereignissen sollte eine Häufigkeit zugeordnet werden. Bei der Bestimmung dieser Häufigkeit sollten alle identifizierten auslösenden Einzelereignisse, die in Gruppen zusammengefasst sind, berücksichtigt werden.

Die Häufigkeit für die auslösende Ereignisgruppe sollte die Summe der Häufigkeiten für alle einzelnen auslösenden Ereignisse sein, die dieser Gruppe zugeordnet sind.

Der PSA-Bericht der Stufe 1 sollte eine Beschreibung jedes für die Anlage identifizierten auslösenden Ereignisses zusammen mit dem Mittelwert für die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses, der Begründung für den ihm zugewiesenen numerischen Wert und einer Angabe der Unsicherheit enthalten. Bei der Bewertung der Eintrittshäufigkeit sollte Folgendes dokumentiert werden:

- Das Modell zur Bewertung der Häufigkeit jedes auslösenden Ereignisses.
- Das Verfahren zur Berechnung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse.
- Quellen für allgemeine Schätzungen und Begründung für die Wahl einer bestimmten allgemeinen Datenquelle(n).
- Die anlagenspezifischen Daten, einschließlich der Zeiträume, für die anlagenspezifische Daten für jedes auslösende Ereignisse erhoben wurden.
- Begründung für den Ausschluss von Daten.
- Begründung für alle Verteilungen, die für Häufigkeitsschätzungen verwendet wurden.
- Geschätzte Häufigkeiten, einschließlich der Charakterisierung der Unsicherheit.
- Potenzielle zeitabhängige Aspekte der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse.
- Die wichtigsten Annahmen, die in der Analyse getroffen wurden, und ihre Begründung (technische Beurteilung, spezifische Analyse, statistische Informationen usw.).

3.3 Modellierung von Ereignisabläufen

Die möglichen Ereignisabläufe nach einem auslösenden Ereignis werden in einem Ereignisbaum (s. Abb. 3.1) modelliert, wobei ein Pfad durch den Ereignisbaum als Sequenz bezeichnet wird. Das auslösende Ereignis bildet dabei die Wurzel des Ereignisbaums, gefolgt von Systemfunktionen (RiskSpectrum® verwendet den Begriff „Function Events“) der Sicherheitssysteme oder betrieblichen Systeme, die im Ereignisablauf benötigt werden. Die Verzweigungen an einer Systemfunktion werden durch Erfolg oder Ausfall des Sicherheitssystems gebildet, wobei eine binäre Logik üblich ist. Hinter den Systemfunktionen stehen Fehlerbäume, die die Ausfallwahrscheinlichkeit des Systems detailliert beschreiben (s. Kapitel 3.4).

Die möglichen Sequenzen (mögliche Pfade durch den Ereignisbaum) sind durch den Ausfall oder Erfolg der Systemfunktionen definiert (s. Abb. 3.1). Diese werden durch zwei Analysemethoden systematisch untersucht:

- In der funktionalen Analyse werden Erfolg und Ausfall der angeforderten Sicherheitssysteme sowie von Personalhandlungen zur Störfallbeherrschung untersucht und zur Entwicklung der Szenarien verwendet.
- Mit thermohydraulischen Analysen werden in deterministischen Störfallanalysen die Mindestwirksamkeiten für Systemfunktionen, dynamische Anlagenantworten, Zeitbudgets für Maßnahmen und das Eintreten von Schadenszuständen simuliert.

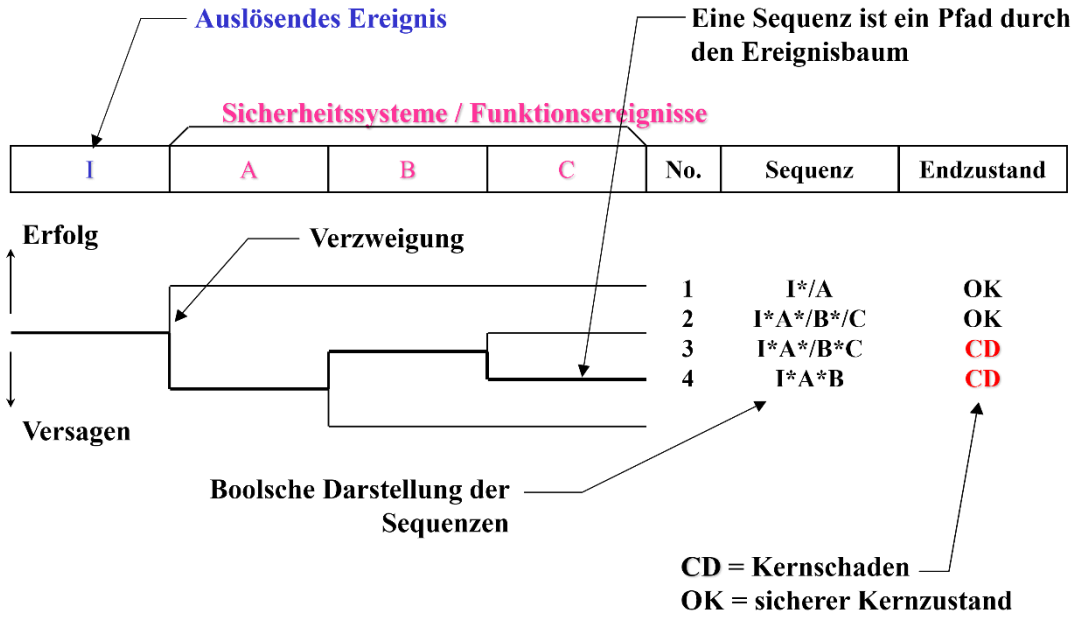


Abb. 3.1 Prinzipieller Aufbau eines Ereignisbaumes

Die einzelnen Schritte zum Erstellen eines Ereignisbaumes sind wie folgt:

- Berücksichtigung der Analyse-Randbedingungen
  - Betrachtungszeitraum (z. B. für anlageninterne Ereignisse i.d.R. 24 h)
  - Kriterien für Endzustände (sicherer Zustand, Kernschaden)
  - Beabsichtigte PSA-Anwendung (z. B. PSÜ, Stufe-3-PSA Kriterien)
- Ermittlung von Verzweigungspunkten im Ereignisbaum (Systemfunktionen)
  - Identifikation der relevanten Systemfunktionen und Handmaßnahmen gemäß Betriebshandbuch (BHB) und Anlagenbeschreibung

- Sicherheitsfunktionen zur Gewährleistung des Reaktorabfahrens, der Nachwärmeabfuhr und der Einschlussfunktion
- Definition der Mindestwirksamkeiten und erforderlichen Missionszeiten
- Nachweisführung durch thermohydraulische Analysen (TH-Analysen)

– Anordnung der Systemfunktionen im Ereignisbaum
  - Logische Anordnung bzw. nach Zeitpunkt der Anforderung
  - Prozeduren des Betriebshandbuchs
  - Optimierung bzw. Simplifizierung des Modells

– Entwicklung der Ereignissequenzen bis zu Endzuständen
  - Fortführung bis zu definierten Endzuständen
  - Zuweisung von Konsequenzen

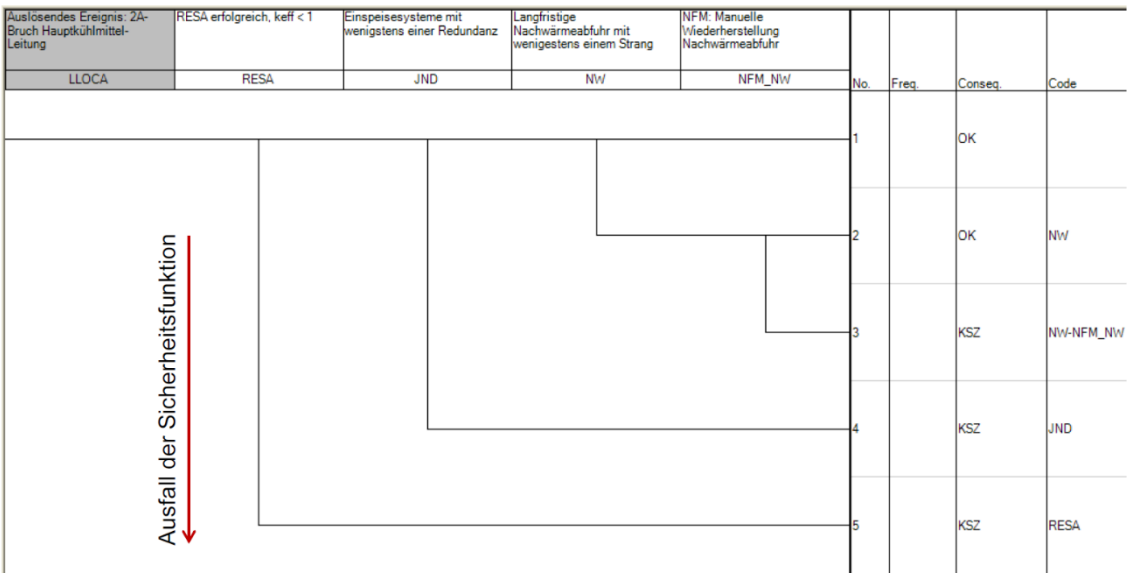


Abb. 3.2 Vereinfachter Ereignisbaum: Leckstörfall LLOCA, Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (Darstellung mit RiskSpectrum®)

Die zu berücksichtigenden Systemfunktionen im Ereignisbaum der PSA der Stufe 1sind üblicherweise:

– Kontrolle der Reaktivität mittels Reaktorschnellabschaltung (RESA) und langfristige Reaktivitätskontrolle über die Boriersysteme (siehe auch SSG-3 § 5.47)

- Erhaltung des Kühlmittelinventar betreffend die Integrität des Kühlkreislaufs und Kühlmittelergänzung (Sicherheitseinspeisung, Volumenregelsystem)
- Wärmesenke: Nachwärmeabfuhr (siehe u. a. Frischdampf, Nachkühlsysteme sowie durch Notfallmaßnahen z. B. Feed & Bleed) und Druckabbau / Kühlung für den Primärkreis

In Abb. 3.2 ist ein vereinfachter Ereignisbaum gezeigt, der die soeben aufgeführten Systemfunktionen berücksichtigt. Es werden folgende System abgefragt: RESA erfolgreich, Einspeisesysteme mit wenigstens einer Redundanz verfügbar, langfristige Nachwärmeabfuhr mit wenigstens einem Strang sowie die Notfallmaßnahme (NFM) manuelle Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr.

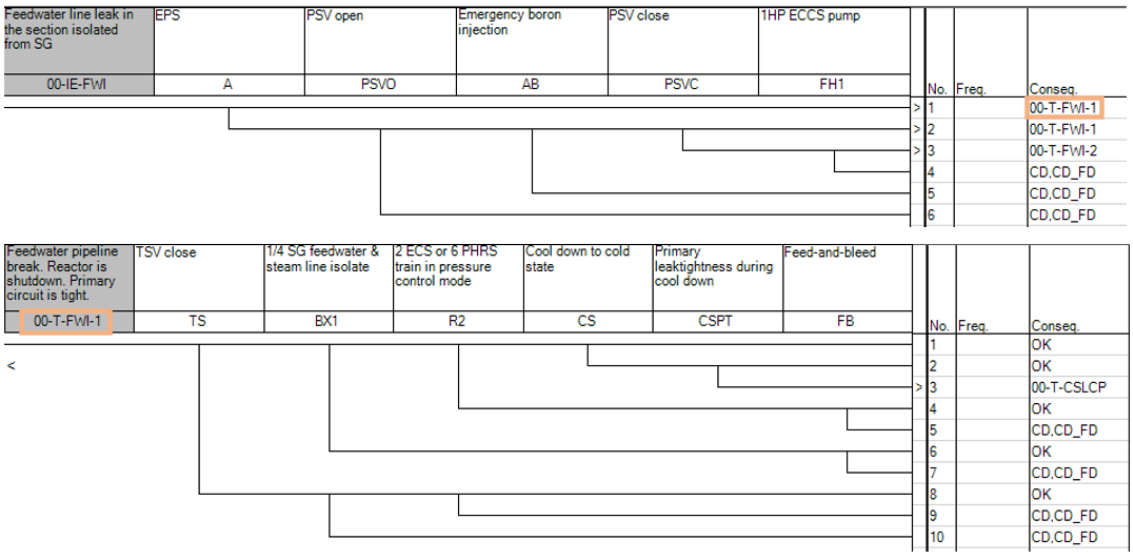


Abb. 3.3 Beispielereignisbaum aus der Stufe-1-PSA eines DWRs. Neben den Konsequenzen Core Damage (CD) und Core bzw. Fuel Pool Damage (CD_FD) gibt es Transferereignisse, die auf weitere Ereignisbäume verweisen. Hier „00-T-FW1“ als Beispiel rosa hervorgehoben und den folgenden Ereignisbaum unten dargestellt

In Ereignisbäumen werden Transfer-Events verwendet, um auf andere Ereignisbäume zu verlinken und die Darstellung kompakt und übersichtlich zu gestalten (siehe Abb. 3.2). Anstelle von Konsequenzen wie „OK“, „Gefährdungszustand“ oder „Kernschadenszustand“ kann ein Verweis auf einen separaten Ereignisbaum stehen. Dieser Ereignisbaum beginnt mit der genannten Konsequenz als einleitendem Ereignis und wird von dort aus weitergeführt.

Typische Probleme bei der Ereignisbaum-Analyse betreffen die drei Bereiche Physik, Personalhandlung und Komponentenverhalten. Physikalisch müssen u. a. die Endzustände von Sequenzen präzise ermittelt, Mindestwirksamkeiten der Sicherheitssysteme definiert, Grenzwerte für Signale des Reaktorschutzes bestimmt werden und die Anforderungen der Personalhandlungen mit verfügbaren Zeitbudgets.

Die Prozeduren der Handmaßnahmen sind in den Prozeduren des Betriebs- und Notfallhandbuchs beschrieben. Hierbei sind verfügbare Zeitbudgets (idealerweise aus Simulationen) zu beachten und Startzeitpunkte von Signalisierungen festzulegen, um mögliche und belastbar bewertbare Strategien des Schichtpersonals zu erhalten. Zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen wurden in der GRS die Methoden von Swain herangezogen:

- Accident Sequence Evaluation Program – Human Reliability Analysis Procedure (ASEP) NUREG/CR-4772ASEP /SWA 87/
- Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications (THERP) NUREG/CR-1278 /SWA 83/

Bezüglich Komponentenverhalten sind u. a. auslegungsüberschreitende Belastungen, das Schließen von Frischdampfsicherheitsventilen bei Wasserdurchströmung, der Betrieb von Pumpen ohne Umluftkühlung bzw. mit heißen Medien über die Auslegung hinaus zu beachten.

Ein Übungsbeispiel zur Modellierung eines Ereignisbaumes für ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung wird in Anhang bereitgestellt.

3.4 Modellierung von Systemausfällen

Um die Ausfälle der im vorigen Kapitel beschriebenen Systemfunktionen eines Ereignisbaums zu modellieren, werden Fehlerbäume genutzt. In Abb. 3.4 ist der Zusammenhang zwischen Ereignisbaum eines auslösenden Ereignisses und den Fehlerbäumen der Sicherheitssysteme schematisch dargestellt.

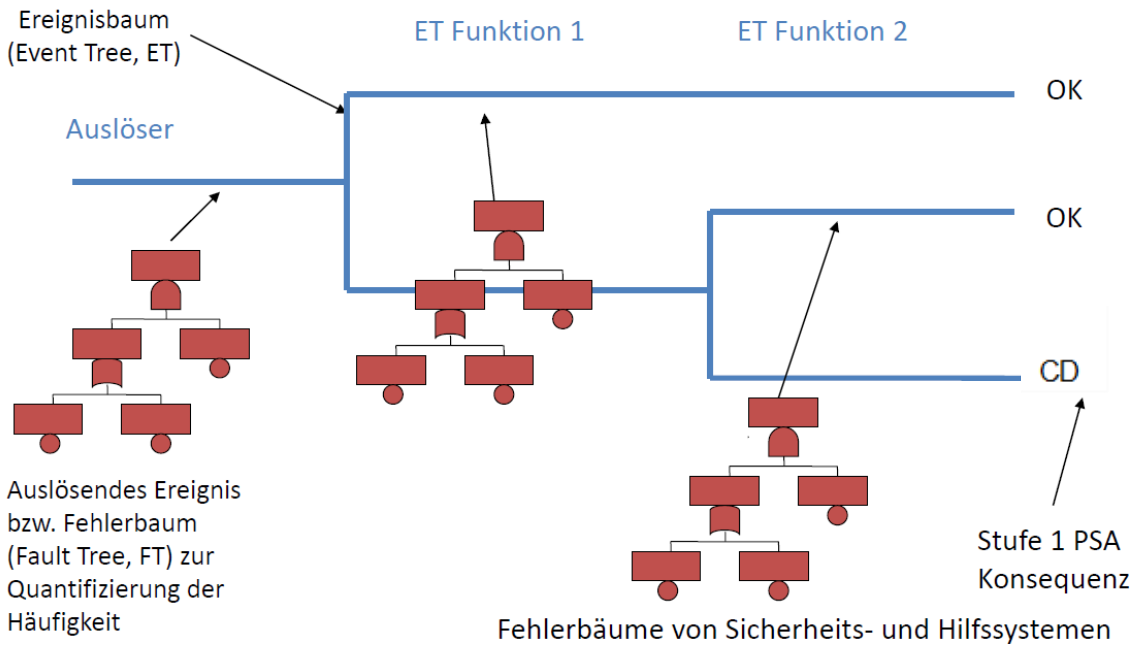


Abb. 3.4 Schema der Ereignisbaum- und Fehlerbaum-Modellierung

Das Erstellen eines Fehlerbaumes ist ein deduktives Verfahren mit Top-Down-Ansatz. Bei der Definition des TOP-Ereignisses (Ausfall einer Systemfunktion) werden die Mindestwirksamkeitsbedingungen der Systemfunktion berücksichtigt. Dabei können auch unterschiedliche Redundanzen eines Systems (mehrere (gleiche) Systeme mit gleicher Funktion) berücksichtigt werden und wie viele davon für die Erfüllung der Systemfunktion benötigt werden. Das TOP-Ereignis wird im nächsten Schritt in eine logische Zusammensetzung (Verknüpfungen UND, ODER, M von N, NICHT) von Funktionseinheiten (bzw. deren Ausfall) zerlegt (siehe Abb. 3.5). Diese Funktionseinheiten werden dann bis auf Ausfälle von Basisereignissen zerlegt. Basisereignisse sind Grundelemente, die nicht weiter durch Fehlerbäume beschrieben sind. Hierunter fallen Komponentenausfälle (genauer Ausfälle von Funktionen der Komponenten, z. B. „Ventil schließt nicht“), Wartung und Instandhaltung eines Systems / Komponente, GVA von gleichartigen Komponenten oder Systemen sowie Personalfehlhandlungen. Der Fehlerbaum ist fertig entwickelt, wenn die Basisereignisse untereinander keine funktionellen Abhängigkeiten mehr haben. Ein Basisereignis ist entweder verfügbar oder ausfallen, die Wahrscheinlichkeit dafür wird mit Zuverlässigkeitskenngrößen wie Ausfallrate, Testintervalle und entsprechende Zuverlässigkeitsmodelle modelliert (siehe Kapitel 3.7).

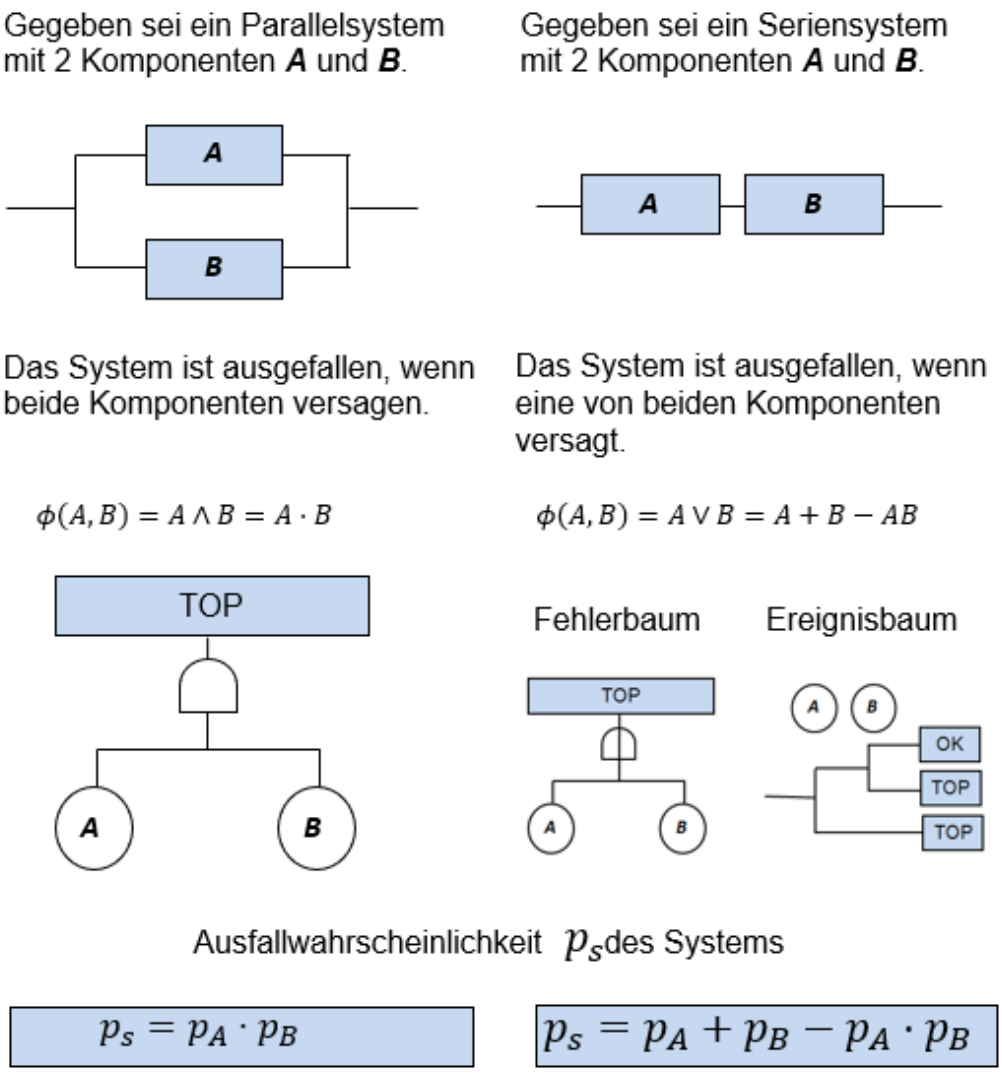


Abb. 3.5 Fehlerbaumanalyse von Parallelsystem mit UND-Gatter und Seriensystem mit ODER-Gatter (bzw. alternativ Nutzung von Ereignisbaum)

Beispiel Fehlerbaum-Modellierung: Zweisträngige Wassereinspeisung

In Abb. 3.6 ist eine einfache zweisträngige Wassereinspeisung dargestellt und Abb. 3.7 zeigt die Implementierung in RiskSpectrum®. Beide Stränge speisen aus demselben Flutbehälter und sind jeweils mit motorangetriebenem Ventil, Einspeisepumpe und Rückschlagklappe ausgestattet. Die Basisereignisse im Fehlerbaum sind mit einem Kreis gekennzeichnet. Die Dreiecke symbolisieren Transfer-Gatter, die auf TOP-Ereignisse in anderen Fehlerbäumen verweisen. Im beschriebenen Beispiel wird der Ausfall einer Notstromschiene berücksichtigt, indem ihr zugehöriger Fehlerbaum über ein Transfer-Gatter in den dargestellten Fehlerbaum integriert wird. Transfer-Gatter die-

nen der Übersichtlichkeit, da sie eine kompaktere Modellierung ermöglichen und wiederholende Abschnitte der Fehlerbäume nicht mehrfach modelliert werden müssen. Eine Übersicht aller in RiskSpectrum® verfügbarer Gatter ist im Anhang: Fehlerbaum-Elemente in RiskSpectrum® gegeben.

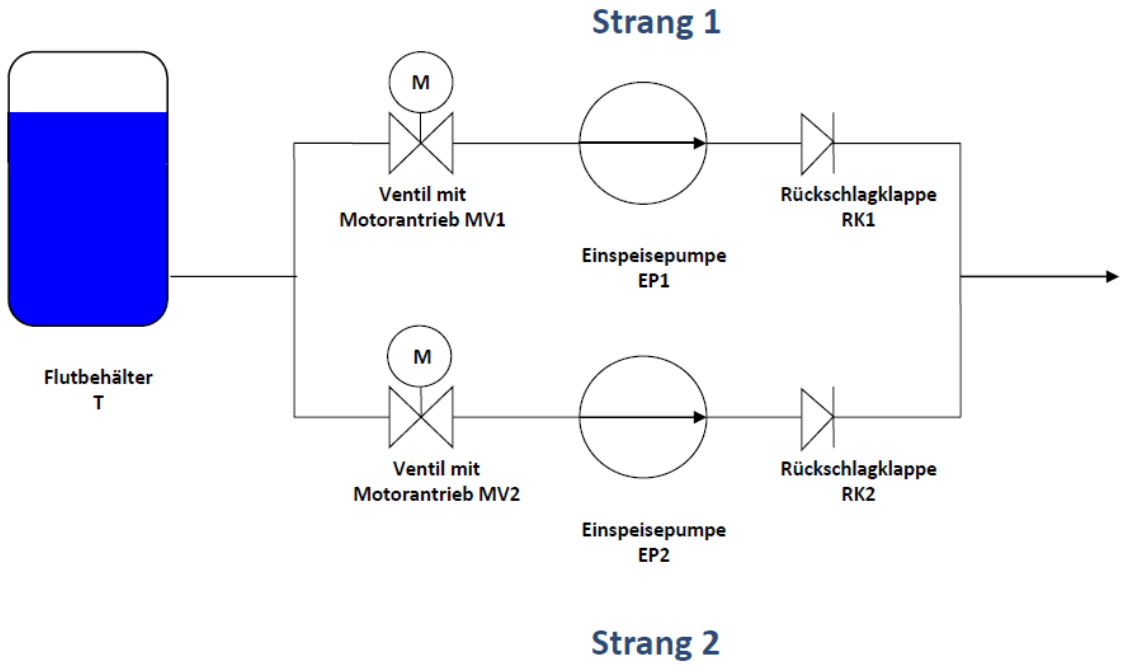


Abb. 3.6 Beispiel eines Systems für zweisträngige Wassereinspeisung

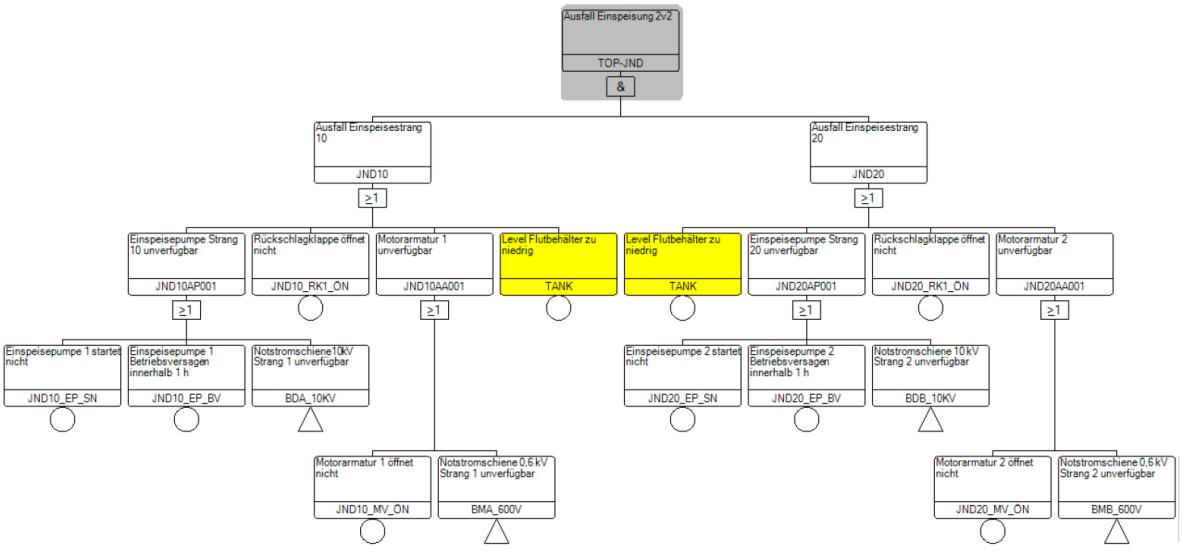


Abb. 3.7 Beispiel Fehlerbaum-Modellierung: Zweisträngige Wassereinspeisung. Konstruktion des Fehlerbaums (Screenshot aus RiskSpectrum®)

Kombinationen, die gemäß Ausfalleffektanalyse zu einem Gesamtausfall des Systems führen, werden als Minimalschnitte der Fehlerbaumanalyse bezeichnet. Dies ist für das obige Beispiel in Abb. 3.8 anschaulich dargestellt. Fällt im abgebildeten System der Flutbehälter T aus, ist das ganze System ausgefallen (grüne Linie). Dasselbe Prinzip gilt für alle Kombinationen von Komponenten auf beiden Strängen, die jeweils zu einem Gesamtausfall führen (violette, rote, blaue Linien). Programme wie RiskSpectrum® erstellen automatisch eine Minimalschnitte. Zur Minimalschnittanalyse siehe auch Kapitel 4.2.1.

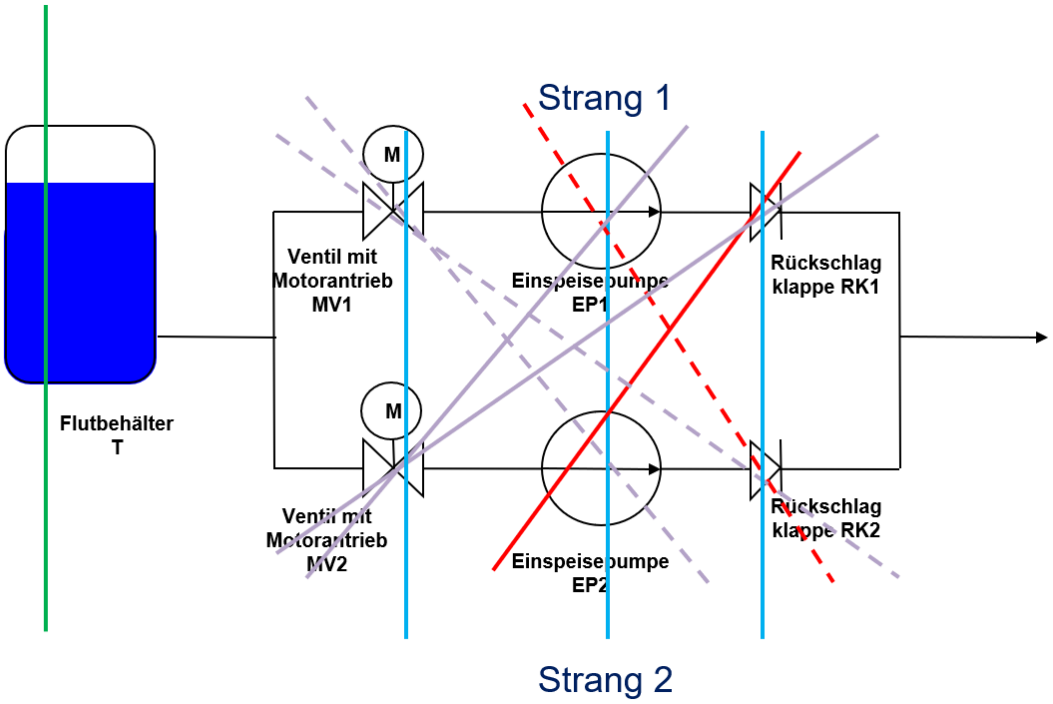


Abb. 3.8 Veranschaulichung aller Minimalschnitte desselben Systems wie in Abb. 3.5

Fehlerbaumaufbau: Beispiel

Für eine Niederdruckeinspeisung des Not- und Nachkühlsystems (TH) werden 2 von 4 vorhandenen Redundanten der Pumpeneinspeisung benötigt. Ein Ausfall von mehr als 3 von 4 Pumpeneinspeisungen führt daher zu einem Ausfall der Systemfunktion. Ein Ausfall der Niederdruckeinspeisung in einem Strang liegt vor, wenn die Pumpe nicht startet, im Betrieb ausfällt oder durch einen GVA ausfällt. Des Weiteren liegt ein Ausfall vor, wenn die Armaturen in der Druck- oder Saugleitung nicht öffnen bzw. fälschlich geschlossen sind (Zufallsausfälle bzw. GVA). Hierbei ist die (zustandsspezifische) Grundstellung der Armaturen vor Anforderung zu berücksichtigen. Der Fehlerbaum hierzu ist in Abb. 3.9 dargestellt (Screenshot aus RiskSpectrum®). Basisereignisse sind mit einem

Kreis gekennzeichnet. Basisereignisse mit „Diamond“ stehen für einen nicht ausformulierten Fehlerbaum.

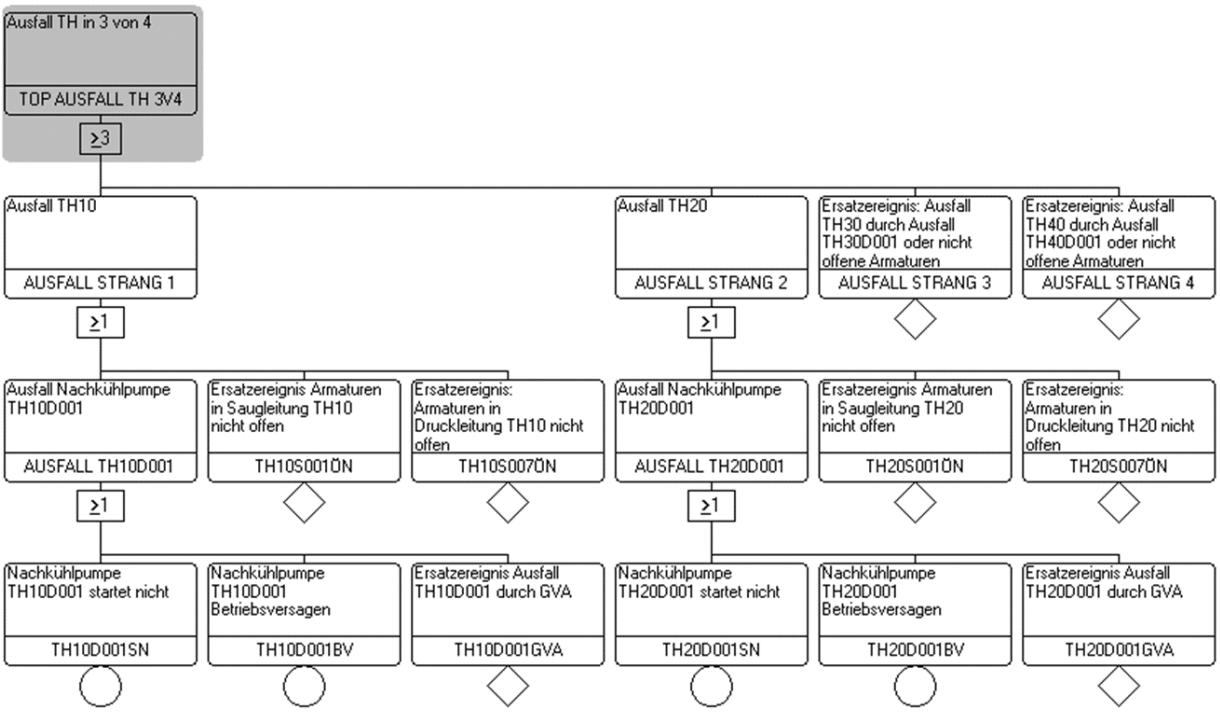


Abb. 3.9 Beispielfehlerbaum Ausfall Niederdruckeinspeisung des Not- und Nachkühlsystems (TH) in 3 von 4 Strängen (Screenshot aus RiskSpectrum®)

Im bisherigen Beispiel wurden nur verfahrenstechnische Ausfälle (Pumpen, Armaturen) berücksichtigt. Zusätzlich sind in den Fehlerbaum kommandierte Ausfälle und Folgeausfälle aufzunehmen. Unter kommandierten Ausfällen versteht man, dass verfahrenstechnische Komponenten noch funktionsfähig sind, aber durch falsche oder fehlende Anregung ausfallen - oder der Ausfall durch das Ausfallen einer Hilfsquelle bedingt wird. Bei Folgeausfälle ändern vorherige Ausfälle die Einsatzbedingungen einer Komponente so, dass sie ausfällt (z. B. Ölkühlung bei Pumpen). Hierunter fällt auch Ausfall der Rückkühlung von Medien, z. B. Kühlwasser (Koka-Kühlwasser durch Zwischenkühlsystem bzw. Nebenkühlwassersystem). In Abb. 3.10 ist ein solcher Fehlerbaum beispielhaft als Ergänzung zu Abb. 3.9 gezeigt.

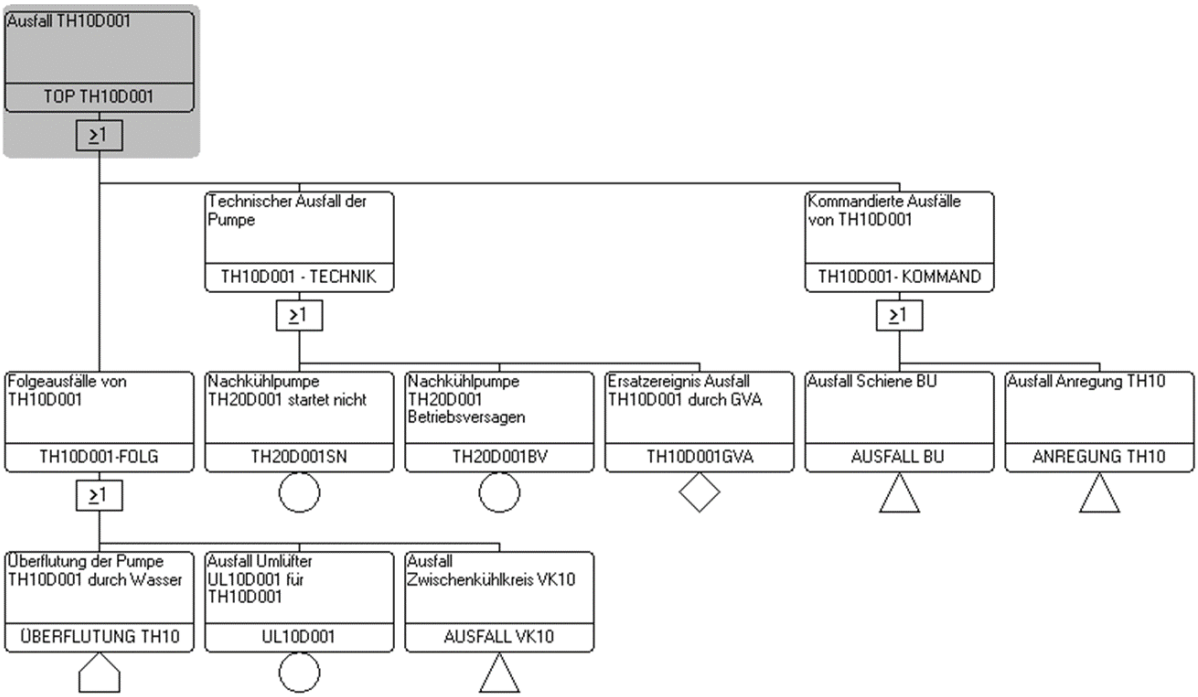


Abb. 3.10 Beispielfehlerbaum Ausfall Nachkühlpumpe TH10D001 (Screenshot aus RiskSpectrum®)

Sogenannte Boundary Condition Sets (BC-Sets, Randbedingungssets) werden verwendet, um Fehlerbäume an unterschiedliche Ereignisabläufe anzupassen, beispielsweise unterschiedliche Mindestwirksamkeiten (2v4, 1v4), ausgefallene Hilfssysteme (Notstromfall) oder Berücksichtigung auslösender Ereignisse (Lecks). BC-Sets sind in RiskSpectrum® den Systemfunktionen bzw. Analysefällen zugewiesen. Ein BC-Set besteht dabei aus Hausereignissen. Hausereignisse sind „logische Schalter“, die entweder auf TRUE oder FALSE gesetzt werden können. Damit ist es möglich, Zweige im Fehlerbaum ein- oder auszuschalten, einen bestimmten Ausfall zu forcieren, und so verschiedene Versionen desselben Fehlerbaums zu erhalten, ohne ihn explizit zu ändern. Hausereignisse können auch Basisereignisse durch den Einsatz von Ersatzereignisse (Exchange Events) manipulieren. Dies kann genutzt werden, um je nach Randbedingungen Basisereignissen andere Wahrscheinlichkeiten zu verwenden. Dies ermöglicht gleiche Fehler- und Ereignisbäume für verschiedene Randbedingungen zu nutzen.

Beispiel: In einem Ereignisbaum für eine Stufe-1-PSA eines deutschen DWRs mit Erdbeben als externes auslösendes Ereignis besteht ein BC-Set aus zehn Hausereignissen, die für verschiedene Erdbeben-Intensitäten stehen. Die Versagenswahrscheinlichkeiten von Systemen und Komponenten sind im Fall eines Erdbebens abhängig von der Intensität des Erdbebens am Standort /FRE 10/ (häufig steigt die Ausfallwahrscheinlichkeit

mit der Erdbebenintensität). Je nach ausgewähltem Hausereignis wird ein Basisereignis durch das entsprechende Ersatzereignis ersetzt. Das Ersatzereignis ist ein Basisereignisse mit der Ausfallwahrscheinlichkeit, die der Erdbebenstärke des BC-Sets entspricht. Da die Verwendung von Randbedingungen mit Haus- / Ersatzereignissen im Systemmodell nur schwer nachvollziehbar ist, ist eine detaillierte Dokumentation entscheidend.

Ein Übungsbeispiel zur Modellierung eines Fehlerbaumes für das Hochdruck (HD)- Einspeisesystem wird in Anhang *PSA Übung Passive Sicherheitssysteme* bereitgestellt.

3.5 Berücksichtigung der Redundanz und Common Cause Failures (CCF/GVA)

Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA), im Englischen als Common Cause Failures (CCF) bezeichnet, werden im Folgenden einheitlich als CCF bezeichnet, da dieses Akronym auch in RiskSpectrum® verwendet wird. CCF beschreibt Ausfälle, die auf dieselbe Ursache zurückzuführen sind und gleichzeitig oder innerhalb eines kurzen Zeitraums eine Reihe redundanter Komponenten betreffen können. Die ermittelten gemeinsamen Elemente (z. B. gemeinsame Unterstützungssysteme) werden explizit in die Systemmodelle aufgenommen und nicht als CCF betrachtet. CCF können z. B. durch Fehler in der Konstruktion, Fertigung oder Installation oder durch Umwelteinflüsse (Normal- oder Unfallbedingungen) entstehen. Ein typisches Beispiel wäre der Ausfall mehrerer Pumpen aufgrund einer ungeeigneten Schmierung /IAE 15/.

CCF müssen in die Stufe-1-PSA aufgenommen werden, da ihre Auswirkungen auf die Systemzuverlässigkeit erheblich sind, insbesondere bei hochredundanten Systemen. Für die Modellierung der CCF können in den PSAs mehrere Methoden verwendet werden: Multiple Greek Letters (MGL), Binomial Failure Rate (BFR), Beta-Faktor oder Alpha-Faktoren /NEA 08/. Die Wahl des Modells ist nicht der wichtigste Punkt bei der Behandlung von CCF, da bei gleichen Basisdaten alle Modelle ähnliche Ergebnisse liefern. Quelle großer Unsicherheit sind die Anzahl der Komponenten (und der Versagensarten), die einem CCF zugeordnet werden können (CCF-Komponentengruppen) und die spärliche Datenlage. Ein Beispiel für die Sammlung von CCF-Daten ist die von der OECD/NEA angebotene CCF-Datenbank /NEA 08/.

CCF-Komponentengruppen werden auf der Grundlage eines logischen, systematisch begründeten Prozesses definiert, der Ähnlichkeiten berücksichtigt. Typische Ähnlichkeiten, die für die Definition verwendet werden, sind Design, Hardware, Hersteller, Arbeitsweise, Installation, Wartung, Prüfintervall, Betriebsbedingungen, Standort und Umgebung. Zu den Kandidaten für CCF-Komponentengruppen gehören im Allgemeinen sowohl aktive als auch passive Komponenten wie: motorbetriebene Ventile, Pumpen, Sicherheitsventile, luftbetriebene Ventile, Magnetventile, Rückschlagventile, Dieselgeneratoren, Batterien, Wechselrichter, Batterieladegeräte, Leistungsschalter, Schrammenventile, Logikkanäle und Logiksensoren des Reaktorschutzsystems, Relais, Siebe, Sammelschienen, Kühlanlagen, Kompressoren, Steuerstäbe, Lufttrockner, Sicherungen (Draht- und elektronisch), elektrische Heizelemente, Schalter, Transformatoren, Lüftungsklappen, Lüftungsventilatoren usw.

Die Berücksichtigung verschiedener funktionaler Fehlermodi kann die Definition von mehr als einer CCF-Komponentengruppe für dieselbe Gruppe von Komponenten erfordern. Ein Beispiel hierfür sind Sicherheits-/Entlastungsventile, bei denen das Nicht-Öffnen und das Nicht-Wieder-Schließen nach dem Öffnen durch zwei CCF-Komponentengruppen behandelt werden: Eine Gruppe für jede Ausfallart.

Diversifizierte Komponenten können normalerweise als unabhängig betrachtet werden. Wenn die diversifizierten Komponenten jedoch identische Teile haben, kann es erforderlich sein, die Komponenten in kleinere Teile zu zerlegen und identische Teile als CCF-Komponentengruppe zu modellieren.

Die Bewertung der Wahrscheinlichkeit von CCF ist eine schwierige Aufgabe. Die Ergebnisse der Kernschadenshäufigkeit hängen stark von einer gründlichen CCF-Bewertung ab.

In RiskSpectrum® kann für Basisereignisse eine CCF-Gruppe definiert werden. Bei Auswertung der CCF-Gruppen fügt RiskSpectrum® automatisch CCF-Basisereignisse in den Fehlerbaum ein. Die CCF-Behandlung ist nur bis maximal vier Komponenten exakt und für größere Gruppen (zu) konservativ. Eine Alternative ist die manuelle Modellierung von CCF-Basisereignissen mit CCF-Raten aus Datenauswertungen. Die GRS verwendet ein Kopplungsmodell, das eine Modifikation des ‘Binomial Failure Rate‘-Modells ist, für die Bestimmung CCF-Häufigkeiten (/KRE 01/ und /FAK 16/). Mehr zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik mit aktueller Datenlage zu CCF findet sich in /HOM 23/.

Anwendungsbeispiel

Im PSA-Modell zum Forschungsreaktor FRM-2 /MAY 22/ war eine spezielle Betrachtung für die Komponentengruppe der Abschaltstäbe erforderlich. Vergleichbar mit den Abschaltstäben sind in Leistungsreaktoren die Steuerstäbe. Hier sind in der Betriebserfahrung der deutschen Kernkraftwerke CCF -Ereignisse aufgetreten, die aber noch nicht abschließend bewertet waren. Deshalb sind in /FAK 16/ keine CCF -Wahrscheinlichkeiten bzw. -raten für diese Komponentenart ausgewiesen. Die beobachteten CCF -Ereignisse wurden deshalb durch vier Experten der GRS auf Übertragbarkeit geprüft. Das Ergebnis der Überprüfung ist in folgender Tabelle zusammengefasst.

Tab. 3.1 Expertenbewertungen des CCF-Ereignisses Ausfall Steuerstäbe /MAY 22/

Experte	GRS 1	GRS 2	GRS 3	GRS 4
Komponentengruppengröße	61	61	61	61
Ausgefallene Komponenten	0	0	0	0
Stark geschädigte Komponenten	3	3	3[1)]	3
Schwach geschädigte Komponenten	58	0	0	0
Sehr schwach geschädigte Komponenten	0	58	58	58
Übertragbarkeitsfaktor	1	1	1	1

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

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

Mit diesen Eingabedaten konnten folgende CCF-Wahrscheinlichkeiten ermittelt werden:

Tab. 3.2 GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Abschaltstäbe eines Forschungsreaktors /MAY 22/

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

Diese Daten sind in das FRM-2-RiskSpektrum-Modell eingepflegt worden (s. Abb. 3.10).

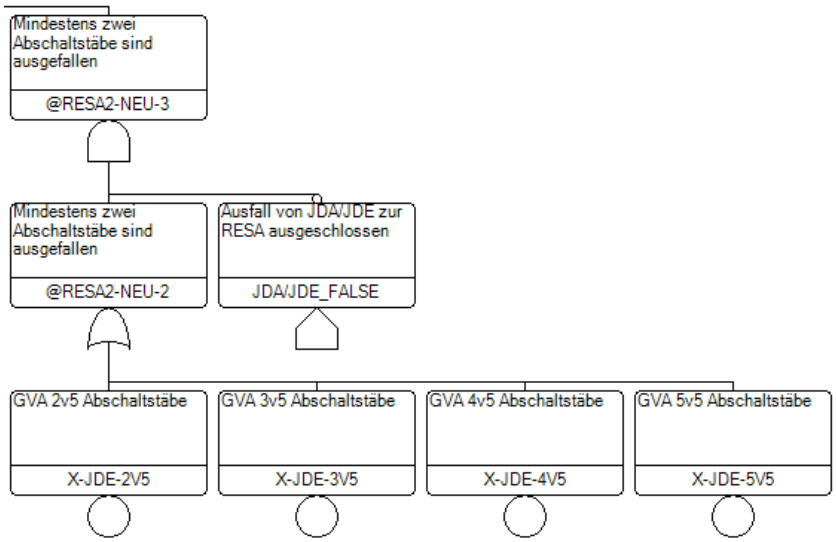


Abb. 3.11 Ausschnitt Implementierung des CCF-Ereignisses in RiskSpectrum®

In den PSA der GRS wurden Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA) generell mit dem Einzelausfall der Komponente in einem Fehlerbaum modelliert, siehe Beispiel. Dafür wurden grundsätzlich die Daten aus den Fachbänden zum PSA-Leitfaden /FAK 05/, /FAK 16/ verwendet, welche mit dem von der GRS entwickelten Kopplungs-modell ermittelt wurden.

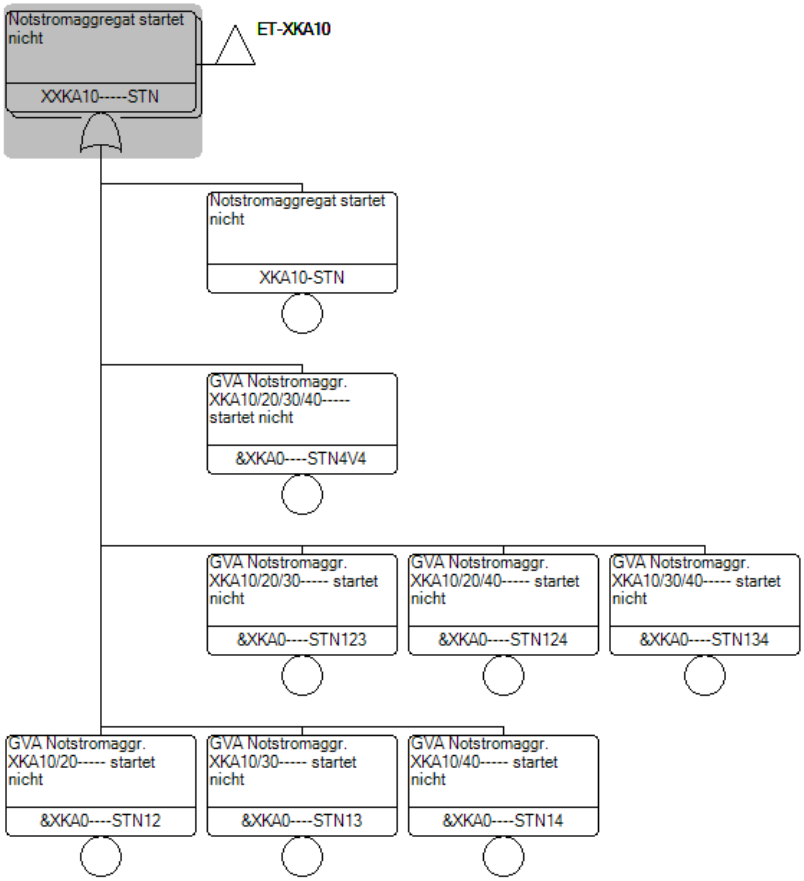


Abb. 3.12 Fehlerbaum für den Ausfall eines Notstromdiesels

3.6 Methoden zur Modellierung passiver Sicherheitssysteme

Einen besonders umfassenden Überblick über passive Systeme bietet der technische Bericht /RIC 17/. Nach internationaler Klassifizierung der IAEA, /IAE 91/, werden vier Grade bzgl. der Passivität in vier Kategorien unterschieden, Tab. 3.3.

Tab. 3.3 IAEA-Kategorien zur Klassifizierung von passiven Systemen, /RIC 17/, /IAE 91/

Kategorie	Beschreibung	Beispiele
A	Keine Ansteuerungsmechanismen, keine bewegten Teile oder Flüssigkeiten – statische Komponenten	Physikalische Barrieren, Druckführende Umschließung, Rohre, Behälter, Kernkühlung basierend auf Wärmestrahlung
B	Bewegliche Arbeitsmedien nach thermohydraulischen Gesetzen bewegt, keine Ansteuerungsmechanismen	Wärmeübertragung durch Naturumlauf mit Luft oder Wasser, Wärmetauscher, autokatalytische Rekombinatoren

Kategorie	Beschreibung	Beispiele
C	Bewegliche mechanische Teile, die durch ein Ungleichgewicht im System (z. B.: über Arbeitsmedien; hydraulisch) bewegt werden, keine Verwendung von aktiven oder elektronischen Komponenten zur Steuerung oder Instrumentierung	Druckspeicher, Überdrucksicherung mit federbelasteten Abblase- bzw. Sicherheitsventilen oder Berstscheiben, vorgespannte Ventile, die über mechanische Auslösemechanismen (z. B.: über Temperatur-, Druck- oder Füllstandauslöser) durch gespeicherte Energie bzw. Schwerkraft in die benötigte Stellung wechseln
D „passive Ausführung/aktive Auslösung“	Energie zur Ansteuerung aus gespeicherten Quellen (Batterie, Druck- oder Federspannung, Gravitation), aktive Komponenten dürfen nur zur Steuerung, Instrumentierung oder als Armaturen (max. ein Umschaltvorgang) eingesetzt werden, keine Handmaßnahmen	Viele der Notkühlsysteme und Nachwärmeabfuhrsysteme im SMR, deren Ventile zur Öffnung vorgespannt sind (fail-safe-Position) und über einen thermohydraulischen Naturumlauf betrieben werden

Die deutsche Klassifizierung für passive Systeme ist wesentlich enger gefasst und ist am ehesten mit Kategorie A vergleichbar. Passive Systeme werden allerdings seit der Entwicklung der SMR, bei denen passive Systeme verstärkt eingesetzt werden, viel beachtet, diskutiert und analysiert. Die Übersetzung des englischen „passive system“ für die aktuell relevanten Reaktorkonzepte soll deshalb vereinfacht „passives System“ lauten unter Berücksichtigung der IAEA-Klassifizierung. Hinsichtlich der Systemmodellierung zur Bestimmung der Systemausfallwahrscheinlichkeiten unterscheiden sich die Modellierungsansätze für die unterschiedlichen IAEA-Kategorien. Insbesondere gibt es verschiedene Versagensmechanismen und bereits ab Kategorie B ein möglicherweise komplexes Zusammenspiel vieler für die Systemfunktion nachteiliger Faktoren, Tab. 3.4, die zu einem Ausfall bzw. Systemversagen führen.

Tab. 3.4 Typische Versagensmechanismen

Kategorie	Typische Versagensmechanismen bzw. Faktoren mit nachteiliger Wirkung auf die Systemfunktion
A	Überdruck- oder Temperaturversagen, Leckage (z. B. durch Alterung[3] oder Fehlbeanspruchung), Wartungsfehler (z. B. geöffnetes oder falsch eingebautes Ventil), Dampfexplosion, Wasserstoffexplosion, -verpuffung
B	Verstopfung von Leitungen, Druckverluste (z. B. durch Oberflächenrauhigkeit oder 2-Phasengrenze), thermische Schichtung im Wärmetauscher, nicht-kondensierbare Gase im System, Wärmeverluste, Kühlmittelverlust oder (fehlerhafte) Überspeisung, fehlende Wärmeabnahme
C	Wartungsfehler (z. B. Feder nicht vorgespannt, Auslösedruck falsch eingestellt, Leitung nicht ausreichend entlüftet), mechanische Reibung (z. B. durch Korrosion, fehlendes Schmiermittel), Bruch von beweglichen Teilen (z. B. nach Korrosion, durch Materialfehler), Versagen des Auslösemechanismus (z. B. durch eine Leckage in einem Auftriebsbehälter). Als Folge öffnen Ventile beispielsweise nur teilweise, gar nicht, zu langsam oder zu spät.
D	Ausfall der Batterien (z. B. aufgrund einer falsch eingestellten Ladespannung, chemischen Alterungsprozessen, falschen Lagerungsbedingungen oder Überflutungsfolgen), Ausfall der Steuerungs- oder Instrumentierungsbauteile durch Fehler in der Bauteilfertigung oder Alterungseffekte.

Die Ausfallwahrscheinlichkeiten für die PSA ergeben sich, nach gängiger Praxis, sehr unterschiedlich für die einzelnen Kategorien A bis D und die Modellierung für die typischen Versagensmechanismen ist auch sehr spezifisch.

Kategorie A

Für die Kategorie A finden sich einige der wichtigsten Versagensmechanismen und deren Quantifizierungsmöglichkeiten in Tab. 3.5.

[3] Alterungsbedingte Schädigungsmechanismen sind insbesondere eine thermische oder mechanische Ermüdung, interkristalline Spannungsrisskorrosion (bei SWR), chloridinduzierte transkristalline Spannungsrisskorrosion, dehnungsinduzierte Risskorrosion und Erosionskorrosion.

Tab. 3.5 Quantifizierung der Versagensmechanismen für passive Systeme der Kategorie A

Versagens-mechanismus	Wahrscheinlichkeitsbestimmung
Überdruckversagen	Typischerweise liegt eine Absicherung durch Überdruckventile vor (passive Komponente der Kategorie C). Versagen die Überdruckventile im Anforderungsfall, so ist die Wahrscheinlichkeit für ein Überdruckversagen mit p = 1 zu bewerten. Ein Versagen des Sicherheitsbehälters durch einen Druckanstieg kann auch über eine druckabhängige Wahrscheinlichkeitsverteilung beschrieben werden. Der maximale Druck im Sicherheitsbehälter kann durch Unfallsimulationen bestimmt werden.
Temperaturversagen	Ein Temperaturversagen ist möglich, wenn heißer Dampf über längere Zeit eine Rohrleitung durchströmt und diese Leitung zusätzlich unter hohem Druck steht (z. B. Larson-Miller-Kriterium zur Bestimmung des Versagenszeitpunktes). Für die druckführende Umschließung ergibt sich eine hohe Wahrscheinlichkeit, dass nach einer Kernschmelze im druckbelasteten RDB (ohne RDB-Außenkühlung), irgendwann entweder das heiße Bein zum Druckhalter (p = 0,9) oder die Dampferzeugerheizrohre (p = 0,1*0,5) versagen, vgl. Tab. 3.6 in /OBE 24/.
Wartungsfehler	Wartungsfehler sind sehr spezifisch für die Anlage (u. a. der Umgang mit Fehlern bzw. das Fehlermanagement) oder den Anlagentyp und die Wahrscheinlichkeiten ergeben sich in der Regel aus der Betriebserfahrung.
Dampfexplosion	Dampfexplosionen sind in Kernkraftwerken relativ unwahrscheinlich, können aber zu einer Durchdringung des RDB und des Sicherheitsbehälters führen, vgl. Tab. 3.6 in /OBE 24/
Wasserstoffexplosion, -verpuffung	Wasserstoffbezogene Schädigungen treten hauptsächlich im Sicherheitsbehälter im Unfallverlauf auf. Einfluss auf die Wahrscheinlichkeit für eine Schädigung haben die Wirkung der autokatalytischen Rekombinatoren (passives System der Kategorie B), die Funktion des Sprühsystems und die Durchmischung im Sicherheitsbehälter. Eine thermohydraulische Berechnung des Unfalls im Sicherheitsbehälter kann für die Wahrscheinlichkeitsbestimmung der Auslösung einer Wasserstoffverpuffung herangezogen werden und die Höhe der entstehenden Druckwelle kann mit der Druckauslegung des Sicherheitsbehälters verglichen werden. Konservativ könnte für einen Ausfall der autokatalytischen Rekombinatoren und einer entstehenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung ein Versagen des Sicherheitsbehälters durch eine Wasserstoffexplosion angenommen werden.

Versagens-mechanismus	Wahrscheinlichkeitsbestimmung
Leckage	Im Falle einer Quantifizierung der Leckagewahrscheinlichkeit sollten zwei Fälle separat betrachtet werden. 1. Fall: Leckagen in Systemen, die dauerhaft den Betriebsbedingungen ausgesetzt sind. Eine Leckage tritt mit einer charakteristischen Häufigkeit auf, die meist aus der Betriebserfahrung bekannt ist. Diese hängt u. a. von den Betriebsbedingungen (Druck, Temperatur), dem Material und Alterungseffekten ab. Generell kann angenommen werden, dass eine Leckage nach einer durchgeführten zerstörungsfreien Rohrprüfung unwahrscheinlicher ist und die Wahrscheinlichkeit über die Zeit ansteigt. Die Leckagehäufigkeiten in den betrieblichen Systemen dienen in der Regel als auslösende Ereignisse in der PSA. Eine Leckage nach einem anderweitigen auslösenden Ereignis wird für diese Systeme generell nicht unterstellt. 2.Fall: Leckagen in Systemen, die nicht dauerhaft den Betriebsbedingungen ausgesetzt sind. Insbesondere in Sicherheitssystemen, die erst im Einsatzfall einen höheren Druck oder höhere Temperaturen führen, ist die Gefahr, dass eine unentdeckte Schwäche der Leitungen oder an exponierten Stellen, wie an Rohrbögen existiert, gegeben. Eine Leckage könnte sich hier erst nach Anforderung ergeben. Die Ausfallwahrscheinlichkeit kann mit Hilfe von Betriebserfahrung ermittelt werden. In französischen Anlagen ist ein entsprechender Fall dokumentiert.

Kategorie B

Die Modellierung und Quantifizierung der passiven Systeme der Kategorie B ist deutlich aufwändiger. Für gut ausgelegte Systeme sind die Ausfallwahrscheinlichkeiten, bzw. -raten sehr gering und mehrere Einflussfaktoren müssen für einen Ausfall zusammenkommen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit kann grundsätzlich über thermohydraulische Simulationen erfolgen, die den Unsicherheitsbereich von einflussreichen Parameterwerten und Randbedingungen abtasten und Parameterwertkombinationen ausfindig machen, unter welchen das System versagt. Die Quantifizierung der Ausfallwahrscheinlichkeiten beruht dann auf den Wahrscheinlichkeitsverteilungen zu den Parameterwerten. Hier sind epistemische und aleatorische Unsicherheiten relevant. Die möglichen Quantifizierungsverfahren sind in Tab. 3.5 aufgelistet und ausführlich in /RIC 17/ und /BER 25/, sowie /IAE 05/ und /IAE 12/ beschrieben. Die wichtigsten Methoden, welche weniger stark auf Experteneinschätzungen beruhen, sind RMPS, APSRA, RBMA und CSAU/ASTRUM.

APSRA und CSAU/ASTRUM basieren u. a. auf experimentellen Ergebnissen, die möglicherweise nicht vorliegen. Das Vorgehen zur Durchführung einer RMPS ist in Abb. 3.13 skizziert.

Methode	Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallsarten	Vereinfachte Modellierung passiver Systeme	Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen	RMPS	APSRA	RBMA	CSAU/ASTRUM
Art der Methode	Probabilistisch	Probabilistisch	Probabilistisch	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen	Konservativ gekoppelt mit TH Rechnungen	Probabilistisch gekoppelt mit TH Rechnungen
Modellierung thermo-hydraulischer Systeme	Nein	Nein	Nein	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Fehlerfortpflanzung	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Bestimmung der failure surface	Simulationsrechnungen zur Bestimmung der Sicherheitsmargen	Best-Estimate Simulationsrechnungen zur Fehlerfortpflanzung
Komplexität des Inputs	Gering	Gering	Gering	Groß	Groß	Mittel	Groß
Versagenskriterium	-	-	Belastbarkeitsverteilung	Punktwert	Punktwert	Punktwert	Punktwert
Ergebnis	Versagenswahrscheinlichkeit (Punktwert)	Versagenswahrscheinlichkeit (Punktwert)	Zuverlässigkeitsverteilung	Zuverlässigkeitsverteilung	Zuverlässigkeitsverteilung	Sicherheitsmarge	Zuverlässigkeitsverteilung/min. Sicherheitsmarge
Experteneinschätzung	Definition der Ausfallswahrscheinlichkeitsverteilungen für jede Ausfallsart	Identifikation der Komponenten mit direkter Auswirkung auf die Funktionsweise des passiven Systems	Definition der Verteilungen von Belastung und Belastbarkeit	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen	Identifikation der Komponenten mit direkter Auswirkung auf kritische Parameter	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen	Quantifizierung der Unsicherheitsverteilungen
Sensitivität des Ergebnisses auf die Experteneinschätzung	Hoch	Hoch	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel	Mittel
Explizite Berücksichtigung von experimentellen Ergebnissen	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Ja

Methode	Analyse unter der Annahme von unabhängigen Ausfallsarten	Vereinfachte Modellierung passiver Systeme	Bestimmung des funktionalen Versagens mit Hilfe von R-S Diagrammen	RMPS	APSRA	RBMA	CSAU/ASTRUM
Berücksichtigung von Betriebserfahrung	n/a	Versagenswahrscheinlichkeit für Komponenten	n/a	n/a	n/a	n/a	n/a
Berücksichtigung von Model Unsicherheiten	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Teilweise	Ja
Berücksichtigung von ungünstigen Randbedingungen	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Ja	Ja
Stärken	Einfache Bestimmung Grenzwerte möglicher kritischer Parameter	Einfache und leicht nachvollziehbare Einbindung des funktionalen Versagens in die PSA	Einfache und leicht nachvollziehbare Methode	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems; Einbindung von experimentellen Ergebnissen	Einfache Bestimmung der Sicherheitsmargen	Berücksichtigung der Komplexität des TH Systems; Einbindung von experimentellen Ergebnissen
Schwächen	Ergebnis der Methode ist stark von der Experteneinschätzung dominiert	Funktionales Versagen aufgrund ungünstiger Randbedingungen wird nicht berücksichtigt	Ergebnis der Methode ist stark von der Experteneinschätzung dominiert	Hoher Rechenaufwand	Hoher Rechenaufwand	Konservative Abschätzung	Hoher Rechenaufwand
Internationale Verbreitung	Niedrig	Niedrig	Niedrig	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel

Abb. 3.13 Überblick über die verschiedenen Quantifizierungsverfahren passiver Systeme der Kategorie B, entnommen aus /RIC 17/

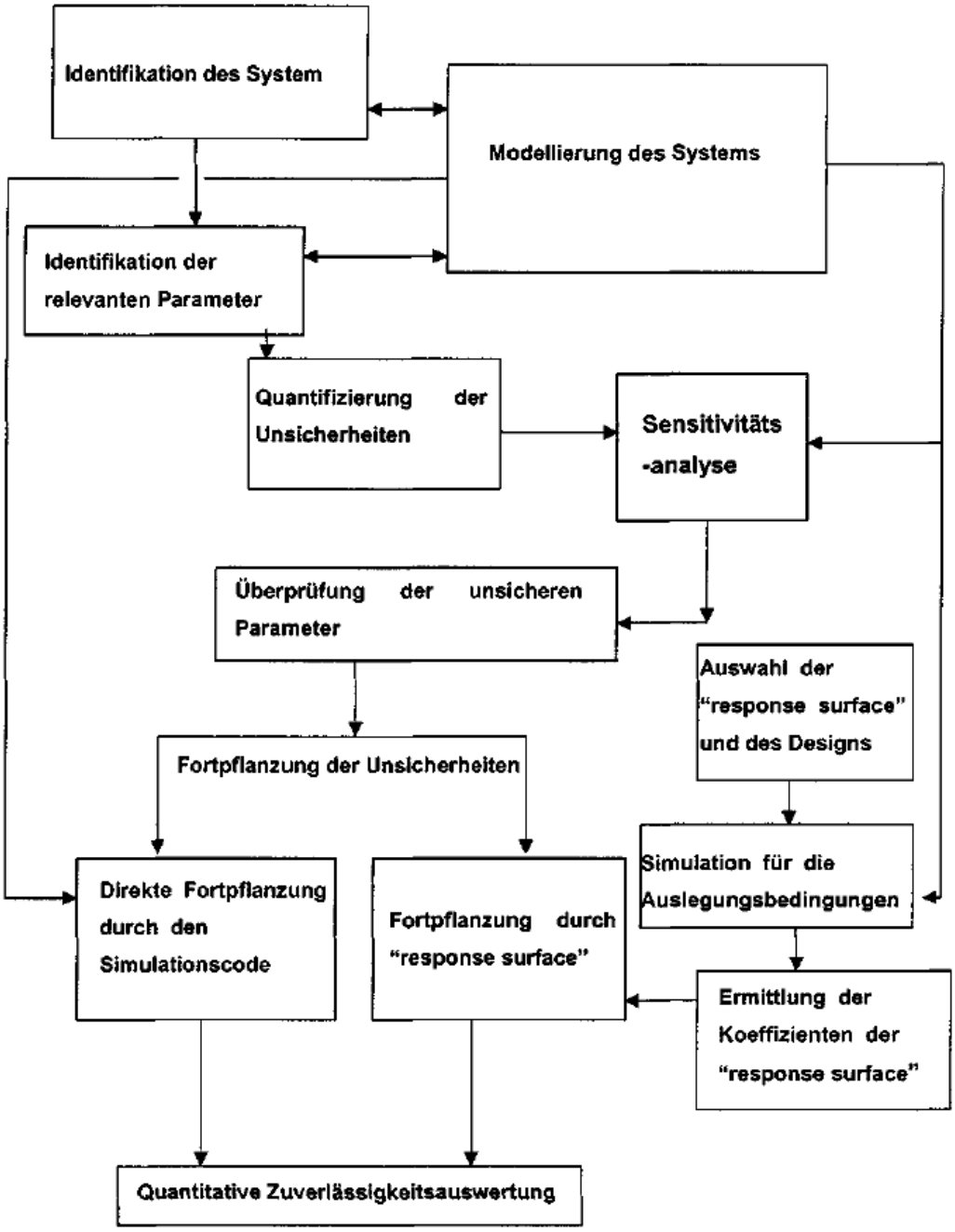


Abb. 3.14 RMPS-Methode zur Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeit eines passiven Systems der Kategorie B

Kategorie C

Passive Systeme der Kategorie C können die Versagensmechanismen aus Kategorie A (insbesondere eine Leckage) und B erfahren, darüber hinaus ergeben sich noch weitere mögliche Versagensmechanismen, einige Beispiele sind in Tab. 3.6 beschrieben. Einige

Versagensmechanismen können auch generisch z. B. mit Hilfe von /INL 18/ quantifiziert werden.

Tab. 3.6 Quantifizierung der Versagensmechanismen für passive Systeme der Kategorie C

Versagens-mechanismus	Wahrscheinlichkeitsbestimmung
Wartungsfehler	Wartungsfehler sind sehr spezifisch für die Anlage (u. a. der Umgang mit Fehlern bzw. das Fehlermanagement) oder den Anlagentyp und die Wahrscheinlichkeiten ergeben sich in der Regel aus der Betriebserfahrung. Wartungsfehler können sich sofort oder im Anforderungsfall oder zeitlich verzögert nach einer Wartung zeigen. Die Ausfallraten aufgrund von Wartungsfehlern kann entweder zeitlich konstant, eine zeitliche sinkende Rate nach einer Wartung oder pro Anforderung des Systems angegeben werden. Auch eine steigende Rate ist denkbar, falls z. B. Schmiermittel nicht nachgefüllt wurde.
Fertigungsfehler und Korrosionsschäden	Fertigungsfehler oder Korrosionsschäden sind zu Beginn des Betriebs der Anlage/des Systems/der Komponente und zum Ende der Laufzeit am wahrscheinlichsten. Zu Beginn treten verstärkt Fertigungsfehler in Erscheinung oder Korrosionsschäden, die auf einem zuvor unbekannten Mechanismus beruhen und zur falschen Materialauswahl führten. Am Ende der Laufzeit treten Versagensmechanismen, die auf Materialermüdung (u. a. Materialversprödung durch Strahlung) beruhen in Erscheinung. Eine Modellierung dieser Ausfallmechanismen beruht in der Regel auf einer „Badewannenkurve“, /BMU 05/. Darüber hinaus kann zur Quantifizierung vor allem die Betriebserfahrung genutzt werden. Das Resultat eines Versagens könnte beispielsweise ein nur teilweise geöffnetes, ein nicht geöffnetes oder ein zu langsam oder zu spät öffnendes Druckentlastungsventil sein
Betrieb außerhalb der Spezifikation	Es kann in der Regel davon ausgegangen werden, dass die mechanischen Teile, welche das System der Kategorie C von einem System der Kategorie B unterscheiden, für den Betrieb innerhalb der Spezifikation mit ausreichend Sicherheitsreserven ausgelegt sind (so dass die reguläre Beanspruchung ohne unerwartete Bauteilschädigung zu einem sicheren Betrieb führt (p = 0)). Ein Betrieb des passiven Systems außerhalb der Spezifikation kann zu einem Ausfall führen. Zum Beispiel kann mit einem Ausfall der Überdruckabsicherung gerechnet werden (p = 1), falls die Ventile für Dampf ausgelegt sind, aber das Kühlmittel (z. B. im Laufe einer Behälterüberspeisung) direkt an den Ventilen ansteht.

Versagens-mechanismus	Wahrscheinlichkeitsbestimmung
Versagen des Auslösemechanismus	Es ist oft notwendig, den Auslösemechanismus separat zu quantifizieren, z. B. falls ein Überdruckventil über mehrere diversitär vorhandene Auslösemechanismen verfügt oder mehrere redundante Ventile über den gleichen Auslösemechanismus angeregt werden. Basis der Quantifizierung ist auch hier die Betriebserfahrung.
Fehlauslösung oder Fehlöffnung	Passive Ventile oder Berstscheiben können fehlerhaft öffnen, wenn beispielsweise der Auslösemechanismus versagt oder eine Befestigung bricht. Dadurch ist es möglich, dass eine Transiente oder ein Kühlmittelverluststörfall ausgelöst wird.

Als Beispiel für ein passives System soll hier das Notkühlsystems (Emergency Core Cooling System) eines integralen Druckwasserreaktors (iDWR) beschrieben werden. Neben der aktiven Aktivierung können die Ventile auch passiv öffnen, wenn der Druckunterschied zwischen primärem Kühlsystem und Sicherheitsbehälter abgebaut ist, der Ausfall dieser Spezialfunktion wurde in den Fehlerbäumen als ein separates Basisereignis mit einer Ausfallwahrscheinlichkeit basierend auf einer Experteneinschätzung modelliert, Abb. 3.15 unten, da für eine entsprechende Öffnungsfunktion keine Betriebserfahrungen in herkömmlichen Anlagen gefunden werden konnte. Bisher existieren von dem SMR nur Testanlagen, weshalb auch für die Ausfallwahrscheinlichkeit der Ventile keine Betriebserfahrung vorliegt. Aus diesem Grund müssen zur Quantifizierung der Ausfallwahrscheinlichkeiten der Ventile Erfahrungswerte aus anderen Anlagen mit ähnlichen Ventilen herangezogen werden. Für die entsprechende Modellierung der aktiven Ventile hängt die Art der Auswertung der Betriebserfahrung ab. Werden Ventilfehler und Fehler in der Auslösekette zusammen analysiert, so wird der Ventilausfall, bzw. dass das Ventil nicht öffnet, durch ein einziges Basisereignis dargestellt, so im Beispiel „ABBLASEVENTIL1B“ in Abb. 3.15 unten. Im Beispiel sind demnach die Versagensmechanismen des Ventils und die Auslösekette über ein einzelnes Basisereignis modelliert. Dies ist nur möglich, weil der Aktivierungsmechanismus der Ventile in der Anlage für jedes Ventil separat realisiert ist. Möglich wäre auch eine getrennte Modellierung der Versagensmechanismen und des Aktivierungsmechanismus in mehreren Basisereignissen und diese im Fehlerbaum über Logikbausteine zu verknüpfen. Im Beispiel in Abb. 3.15 ist nur das Versagen der passiven Öffnungsfunktion separat modelliert. Alle drei Abblaseventile sind redundant und die beiden Rücklaufventile sind ebenfalls redundant. Ein Systemausfall liegt u. a. vor, wenn kein Abblaseventil oder kein Rücklaufventil öffnet (siehe Abb. 3.15 oben). Darüber hinaus könnte der Naturumlauf versagen oder sich eine

zu geringe Kühlrate einstellen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit für den Naturumlauf muss entsprechend der Methodik für ein passives System der Kategorie B erfolgen und wird hier nur als Ausfallwahrscheinlichkeit in einem Basisereignis berücksichtigt. Diese Ausfallwahrscheinlichkeit hängt aber davon ab, welche Redundanz der Ventile vorliegt, da die Druckverluste an den Ventilen wesentlich zur Umlaufrate beitragen, Abb. 3.16.

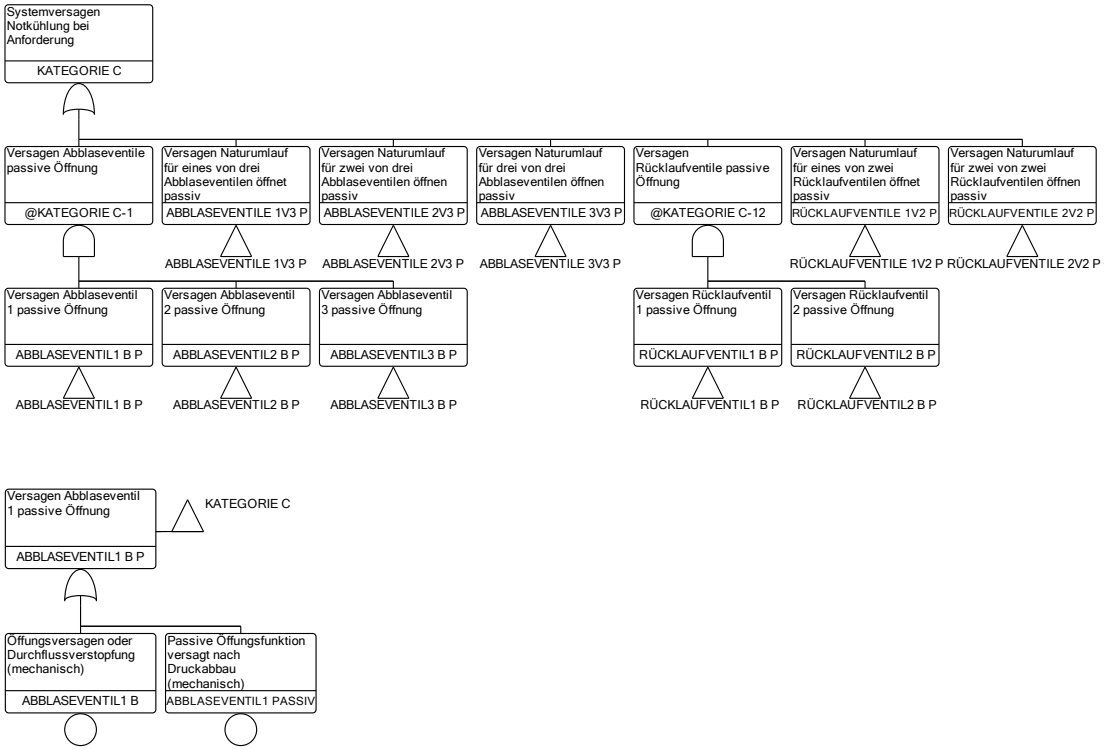


Abb. 3.15 Untersystem eines iDWR Notkühlsystems unter alleiniger Kreditierung der passiven Ventilöffnungsfunktion für alle Notkühlventile

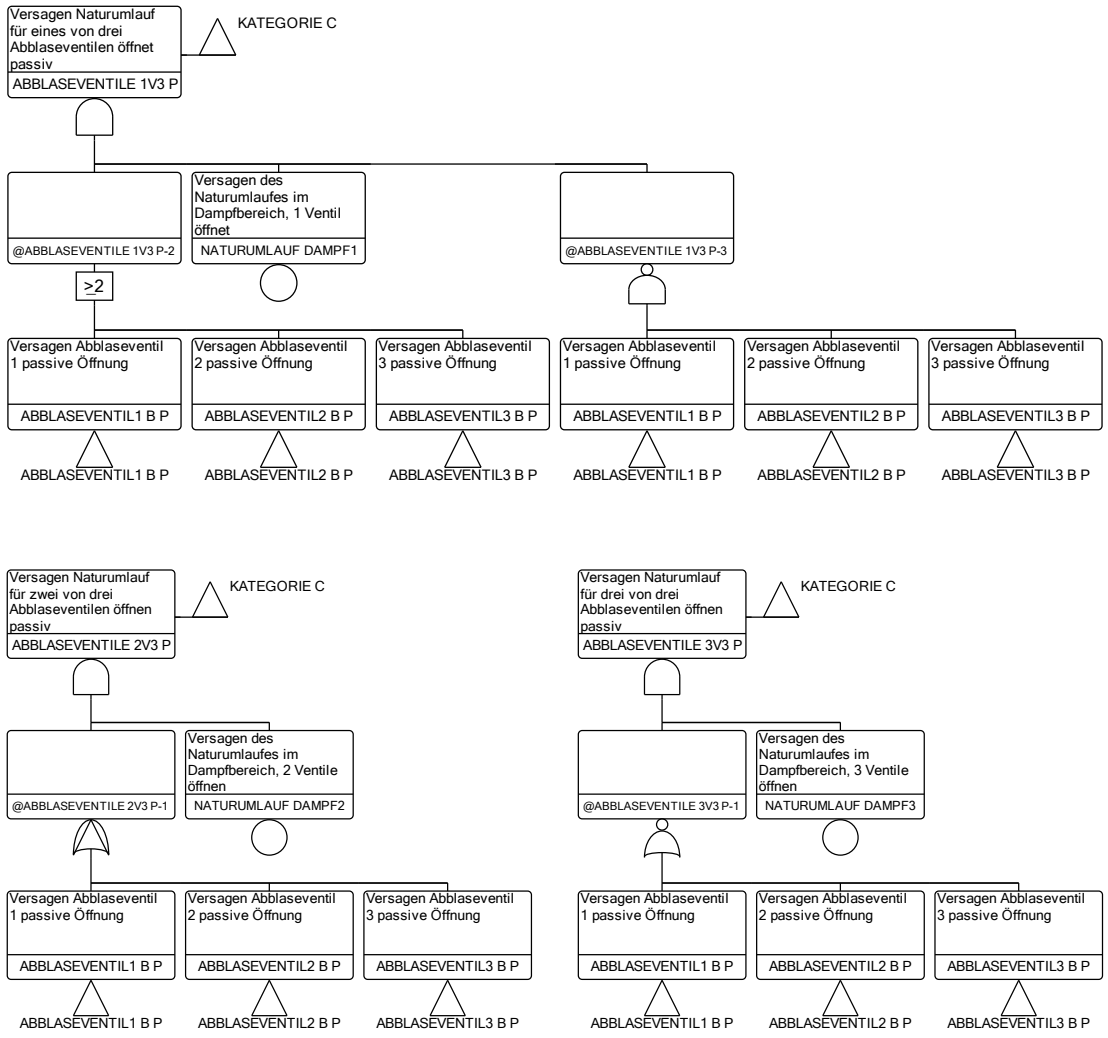


Abb. 3.16 Logik für die Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeit aufgrund eines ungenügenden Naturumlaufes in Abhängigkeit von der Ventilverfügbarkeit der Abblaseventile

Kategorie D

Passive Systeme nach Kategorie D besitzen aktive Steuerungselemente, die automatisch ausgelöst werden. Das System und auch der Fehlerbaum sind wesentlich komplexer aufgebaut im Vergleich zu Systemen anderer Kategorien. Als Beispiel wollen wir das iDWR Notkühlsystem bzgl. der Ausfallmechanismen nochmals aufgreifen. Für den Systemausfall kann zwischen einem Versagen im Systemstandby und einem Versagen bei Inbetriebnahme des Systems oder während des Systembetriebs unterschieden werden. Das System besteht aus drei redundanten Abblaseventilen und zwei redundanten Rücklaufventilen, vgl. Abb. 3.15. Alle Abblase- und Rücklaufventile sind über ein Aktivierungsschutzventil abgesichert. Die Auslöseventile werden über die Auslöseelektronik (zwei

redundante Systeme) angesteuert, vgl. Abb. 3.17. Wenn die Stromversorgung über die Niederspannungsversorgung unterbrochen ist (diese Spannungsversorgung ist über Batterien zusätzlich abgesichert, hier über ein Hausevent, für den Fall eines entsprechenden auslösenden Ereignisses modelliert), so öffnen die Auslöseventile automatisch und die Betriebsmannschaft kann das Notkühlsystem auch nicht fehlerhaft ausschalten. Im System gibt es insgesamt sechs Auslöseventile (eines der Abblaseventile ist zweifach abgesichert, Abb. 3.18). Betrachtet man nur das Untersystem der Abblase- und Rücklaufventile, so erhält man das passive System der Kategorie C, denn die Ventile können nach einer Druckangleichung zwischen primärem Reaktorkühlsystem und Sicherheitsbehälter auch passiv öffnen, Abb. 3.15. Eine detaillierte Implementierung des iDWR Notkühlsystems findet sich in /BER 25/.

Tab. 3.7 Versagensmechanismen eines passiven Systems der Kategorie D, beispielhaft, basierend auf dem Notkühlsystem eines iDWR

Komponenten	Versagensfall	Versagensmechanismen
Abblase- und Rücklaufventile	Standby	Fehlerhafte Öffnung (mechanisch), Leckagerate außerhalb der Spezifikation (mechanisch)
	Anforderung/ Betrieb	Öffnungsversagen (mechanisch), Öffnung zu langsam (mechanisch), Durchflussverstopfung (mechanisch)
Auslöseventile	Standby	Fehlerhafte Öffnung (mechanisch)
	Anforderung/ Betrieb	Öffnungsversagen (mechanisch), Öffnung zu langsam (mechanisch)
Auslöse-elektronik	Standby	Fehlerhafte Systemanforderung (elektronisch)
	Anforderung/ Betrieb	Fehlerhafte Abschaltung der Notkühlung (Fehler der Betriebsmannschaft), verzögerte Auslösung (elektronisch), keine Auslösung (elektronisch)
Signalgeber	Standby	Fehlerhafte Messwerte (mechanisch/elektronisch)
	Anforderung /Betrieb	Fehlerhafte Messwerte (mechanisch/elektronisch)
Aktivierungs-schutzventile	Anforderung	Aktivierungsschutzventil blockiert fehlerhaft (mechanisch) – Passives System der Kategorie C

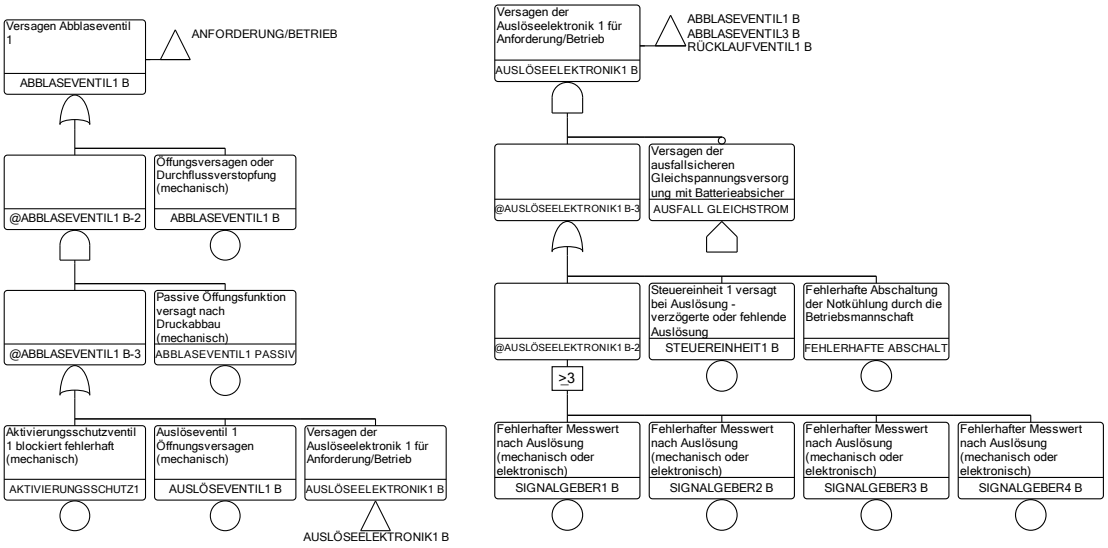


Abb. 3.17 Fehlerbaum zur Auslösung des Abblaseventil 1 über Auslöseventil 1 und die zugehörige Auslöseelektronik

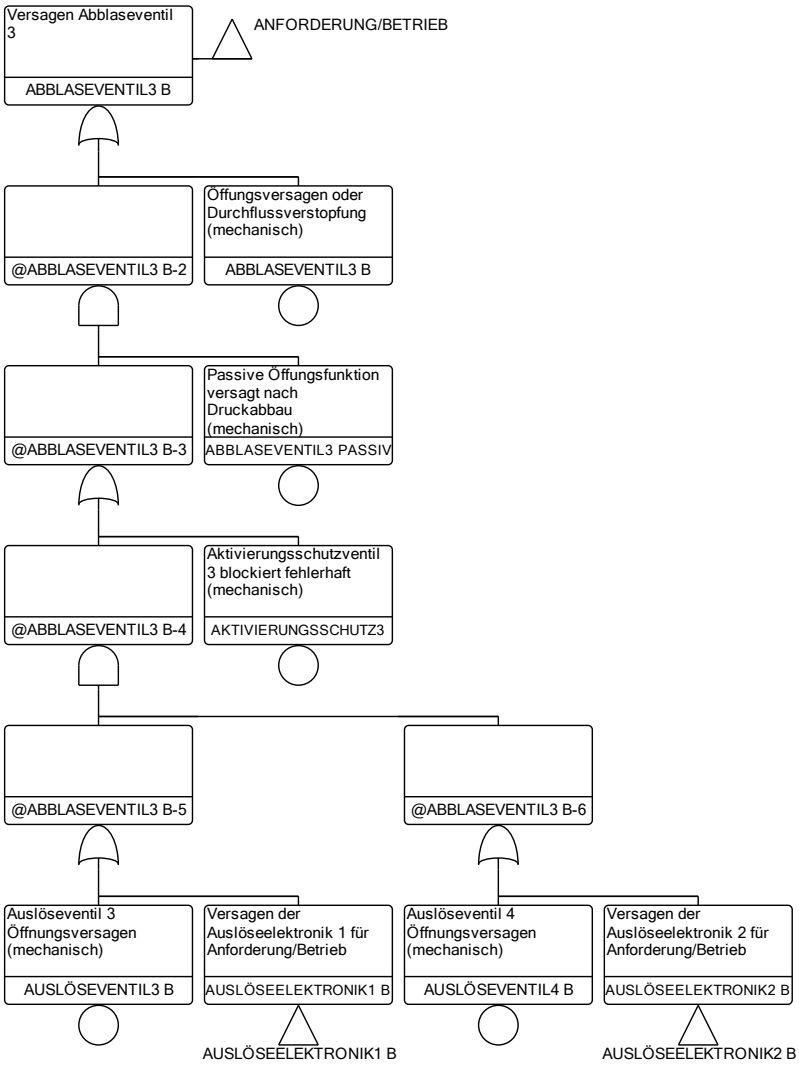


Abb. 3.18 Fehlerbaum zur Auslösung des Auslöseventils 3

Als kleines Übungsbeispiel kann das Versagen des Systems im Leistungsbetrieb (Standby des Notkühlsystems) der Anlage modelliert werden. Ein Systemversagen mit einem sofortigen Kühlmittelverlust soll untersucht werden. Wie könnte ein entsprechender Fehlerbaum aussehen?

Ein ausführliches Übungsbeispiel zur Modellierung von passiven Sicherheitssystemen anhand eines Beispiels zum iDWR SMR wird im Anhang bereitgestellt.

3.7 Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen

In der Stufe-1-PSA werden Daten benötigt für die Häufigkeiten auslösender Ereignisse, unabhängige Ausfälle von Komponenten, Gemeinsam verursachte Ausfälle (CCF) von

Komponenten, Fehlerwahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen, Reparaturzeiten und Testintervalle. Zuverlässigkeitskenngrößen sind hierbei grundsätzlich anlagenspezifisch zu ermitteln. Die Zuverlässigkeitsanalyse kann daher als Fundament bei der Erstellung einer PSA angesehen werden (siehe Tab. 3.8).

Tab. 3.8 Von der Zuverlässigkeitsanalyse einer Komponente zur Stufe-1-PSA

Untersuchungsgegenstand	**Methoden**	**Ziele**
Komponente (Basisereignis)	Statistische Analysen (deskriptiv, klassische Häufigkeitsstatistik, Bayessche Methoden), Auswertung Betriebserfahrung, spezielle Auswertungen in Abhängigkeit von der Art der Komponente (z. B. für PH) und der Einsatzweise (z. B. die Frage der Reparaturmöglichkeit)	Lebensdauerverteilung, Zuverlässigkeit, Verfügbarkeit, Ausfallwahrscheinlichkeit, Komponentenmodell
System	Strukturanalyse, FMEA, Fehlerbaummethode, GVA-Analyse	Verfügbarkeit, Ausfallwahrscheinlichkeit, Minimalschnitte
Komplexes technisches System	Störfallanalysen, Ereignisbaummethode, Sicherheitsfunktionen, Wirksamkeitsbedingungen	Bedingte Eintrittswahrscheinlichkeit eines Systemausfalls bei gegebenem Störfall

Für die Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse werden folgende Zuverlässigkeitskenngrößen benötigt /FAK 05/:

- Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse,
- Häufigkeit und Dauer der Betriebszustände pro Jahr,
- Ausfallrate bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten bzw. Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von unabhängigen Ausfällen,
- Reparaturdauern bzw. Reparaturdauerverteilungen,
- Nichtverfügbarkeiten von Teilsystemen infolge von Test, Wartung, Instandhaltung usw.,
- Zeitlicher Abstand und Abfolge der Wiederkehrenden Prüfungen (Zeitpunkt des ersten Tests) bzw. mittlerer zeitlicher Abstand betrieblicher Anforderungen,
- Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten bzw. Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von CCF,

- Wahrscheinlichkeiten von Folgeausfällen,
- Nichtverfügbarkeiten von Personalhandlungen.

Bei einer PSA technischer Systeme ist man mit dem Problem konfrontiert, dass nur relativ wenig Daten zur Schätzung der Modellparameter zur Verfügung stehen. Daten gewinnt man u. a. durch Auswertung anlagenspezifischer Betriebserfahrung oder meldepflichtiger Ereignisse. Häufigkeiten für auslösende Ereignisse und Zuverlässigkeitskenngrößen werden auf der Basis vorhandener Daten aus der Betriebserfahrung geschätzt. Neben schon existierenden PSAs für vergleichbare Anlagen (mit vergleichbaren Komponenten) als Datenquelle kommen Datensammlung wie /NRC 17/, /YOS 21/ oder /DNV 02/ in Frage. Zudem pflegt die GRS eigene (interne) Datenbanken u. a.: Speicherung der Parameterabschätzungen zur Berechnung von CCF-Wahrscheinlichkeiten (PARAM), Auswertung von Ereignissen mit Ausfällen aufgrund systematischer Ursachen (GVA/GVS), Speicherung der Ergebnisse von CCF-Wahrscheinlichkeiten (ERGEB), Human Factor-Datenbank Ergebnisse vertiefter Analysen menschlicher, organisatorischer und sicherheitskultureller Faktoren in meldepflichtigen Ereignissen aus deutschen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (HUF), Probabilistische Sicherheitsanalyse : Erfassung und einfache Darstellung der Anregesignale und Aktion des Reaktorschutzsystems (PSA), Komponentenbetriebsverhalten: Zuverlässigkeitskenngrößen von aktiven Komponenten (KOMPBET), meldepflichtigen Ereignisse der Bundesrepublik Deutschland (VERA), Auslösende Ereignisse: Speicherung der Parameter, die zur Berechnung der Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen berücksichtigt worden sind (AUSLÖS), Transienten: Erfassung und Auswertung der Betriebsverläufe der deutschen Kernkraftwerke (TRANS).

Verwendung von Zuverlässigkeitskenngrößen in der PSA

In der Zuverlässigkeitsanalyse wird der Zustand einer Komponente K häufig mit einer diskreten Zufallsvariable Z beschrieben. Dabei wird für PSA-Untersuchungen in der Regel zwischen zwei Zuständen unterschieden: $Z = 1$, wenn die Komponente ausgefallen oder nicht verfügbar ist, und $Z = 0$, wenn sie funktioniert bzw. verfügbar ist. Ist Z hingegen binomialverteilt mit den Parametern n und p, so entspricht p der Wahrscheinlichkeit eines Ausfalls, während $q = 1 – p$ die Wahrscheinlichkeit für das Funktionieren der Komponente und $E(Z) = np$ den Erwartungswert angibt.

Die Lebensdauer einer Komponente K wird durch die Zufallsvariable T modelliert, die einer Verteilungsfunktion F unterliegt (T ~ F):

$$F(t) = P(T < t) = 1 - P(T \geq t) = R(t).$$

Eine zentrale Kenngröße ist hierbei die mittlere Lebensdauer μ = E(T). Ergänzend dazu definiert man die zeitabhängige Ausfallrate λ(t) über die Dichte f(t) und die Verteilungsfunktion F(t) als

$$\lambda(t) = \frac{f(t)}{1 - F(t)},$$

wobei λ(t)·Δt näherungsweise die bedingte Wahrscheinlichkeit angibt, dass K im Zeitintervall [t, t + Δt] ausfällt, sofern sie bis zum Zeitpunkt t funktionsfähig war. Der typische Verlauf der Ausfallrate wird häufig durch die sogenannte Badewannenkurve dargestellt, die zunächst eine hohe Ausfallrate (Frühsterblichkeit), anschließend eine Phase konstanter Ausfallraten und schließlich einen Anstieg im Alterungsbereich zeigt.

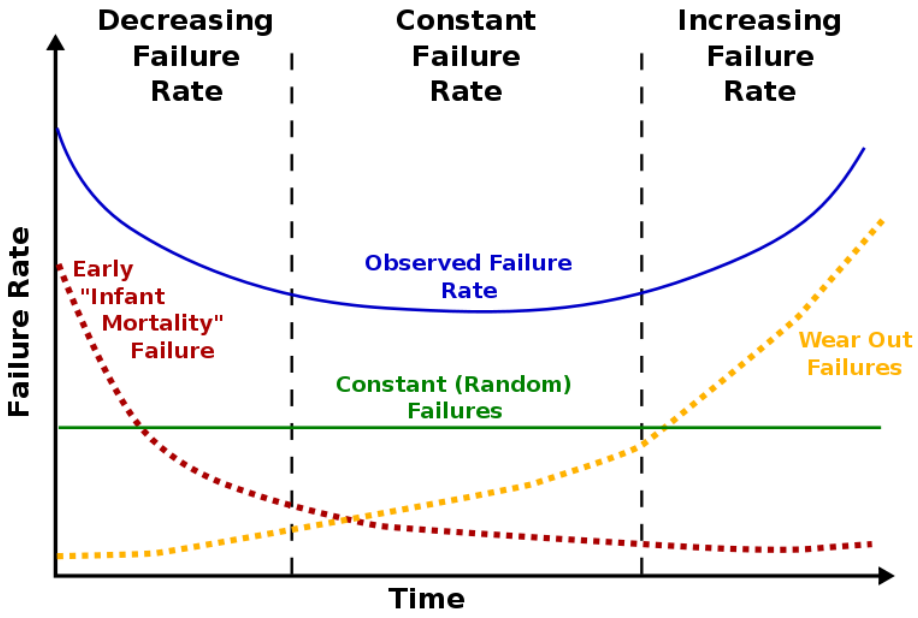


Abb. 3.19 Badewannenkurve /WIK 25/

Die Nichtverfügbarkeit einer Komponente P(t) hängt nicht allein von der zufälligen Lebensdauer ab, sondern wird auch durch die Einsatzart und Wartungsstrategien beeinflusst. Unter der Annahme, dass sowohl die Lebensdauer als auch die Reparaturdauer

exponentialverteilt sind und dass eine reparierte Komponente als „so gut wie neu“ gilt, lassen sich drei typische Szenarien unterscheiden:

1. Nicht reparierbare Komponenten: Hier bestimmt allein die Ausfallrate λ die Nichtverfügbarkeit.

$$P(t) = 1 - e^{(-\lambda t)}$$

2. Selbstmeldende, reparierbare Komponenten (z. B. Überstromsicherungen): Zusätzlich zur Ausfallrate fließt hier die Reparaturrate μ in die Berechnung ein.

$$P(t) = \frac{\lambda}{\lambda + \mu}\left(1 - e^{-(\lambda+\mu)t}\right) \quad P_{mean} = \frac{\lambda}{\lambda + \mu}$$

3. Wiederkehrend geprüfte Komponenten (z. B. Sicherheitsventile): Neben λ und μ sind hier das Testintervall T_I sowie die Zeit bis zum ersten Test T_F wesentliche Parameter.

$$P(t) = 1 - e^{-\lambda(t - T_F - nT_I)}$$

$$P_{mean} = 1 - \frac{1}{\lambda T_I}\left(1 - e^{-\lambda T_I}\right) + \frac{T_R}{T_I}\left(1 - e^{-\lambda T_I}\right)$$

4. Feste Missionszeit (z. B. Batterien bei Anforderung) – Die Komponente wird nur für eine definierte Einsatzdauer T_M betrachtet. Die Ausfallwahrscheinlichkeit wird über die Verteilungsfunktion $F(T_M)$ bestimmt.

$$P(t) = \ 1 - e^{-\lambda T_M} = P_{mean}$$

5. Konstante Ausfallwahrscheinlichkeit – In manchen Anwendungen wird eine konstante Ausfallwahrscheinlichkeit q für eine bestimmte Zeitspanne t angenommen, z. B. bei stark redundant ausgelegten Systemen oder statistisch begrenzten Beobachtungszeiträumen.

$$P(t) = q = P_{mean}$$

In Kapitel 3 des Datenbandes /FAK 05a/ ist ausgeführt, wie ausgehend von vorhandenen Stichproben Verteilungen berechnet werden können: In der Regel werden Ausfallraten/Nichtverfügbarkeiten für bestimmte Ausfallarten benötigt, z. B. "startet nicht", "bleibt stehen", "öffnet nicht", "schließt nicht". Bei der Ermittlung von Ausfallraten und Nichtverfügbarkeiten gibt es grundsätzlich mehrere Wege, z. B. den frequentistischen und den Bayes'schen. Der frequentistischen Auswertung liegt die Auffassung zugrunde, dass Zuverlässigkeitskenngrößen feste unbekannte Werte sind, die auf Grund von Stichproben geschätzt werden. Die ermittelten Vertrauensintervalle sind dabei ein Maß für die

Qualität der Schätzung. Demgegenüber ist die Grundlage der Bayes'schen Vorgehensweise die Annahme, dass die Zuverlässigkeitskenngrößen Zufallsvariable sind. Siehe Kapitel 3.2 und 3.3 in /FAK 05a/.

Unter der Annahme, dass alle Komponenten einer homogenen Gruppe dasselbe Ausfallverhalten aufweisen, unmittelbar nach einem Ausfall instandgesetzt werden und die Ausfallraten im Beobachtungszeitraum konstant bleiben, kann die Anzahl der Ausfälle als Poissonprozess modelliert werden. Im frequentistischen Ansatz ergibt sich daraus für die Maximum-Likelihood-Schätzung der Ausfallrate

$$\hat{\lambda} = \frac{k_{\text{ges}}}{T_{\text{ges}}},$$

wobei k_{ges} die Gesamtzahl der Ausfälle und T_{ges} die gesamte Beobachtungszeit bezeichnet. Zur Bestimmung von Konfidenzintervallen wird die Chi-Quadrat-Verteilung mit 2k Freiheitsgraden herangezogen, sodass etwa unter Verwendung der Quantile $\chi^2(2k,\, 0{,}95)$ und $\chi^2(2k,\, 0{,}05)$ der untere und obere Konfidenzgrenzwert berechnet werden kann:

$$\lambda_{95\%} = \frac{\chi^2(2k, 0.95)}{2T_{\text{ges}}},\ \lambda_{5\%} = \frac{\chi^2(2k, 0.05)}{2T_{\text{ges}}}.$$

Für die Bestimmung von Ausfallwahrscheinlichkeiten wird im frequentistischen Ansatz davon ausgegangen, dass nach jedem Ausfall vor der nächsten Anforderung eine Instandsetzung erfolgt und die Komponenten danach als „so gut wie neu“ gelten. Unter der Voraussetzung, dass die Stichprobe homogen ist und alle Komponenten dieselbe Ausfallwahrscheinlichkeit aufweisen, folgt die Anzahl der Ausfälle einer Binomialverteilung. Der Maximum-Likelihood-Schätzer für die Ausfallwahrscheinlichkeit p bei Anforderung lautet dann

$$\hat{p} = \frac{k_{\text{ges}}}{h_{\text{ges}}},$$

wobei h_{ges} die Gesamtzahl der Schaltspiele, Betätigungen oder Anforderungen darstellt. Auch hier können Konfidenzintervalle analog zu denen bei der Ausfallratenbestimmung unter Anwendung statistischer Methoden ermittelt werden.

Alternativ kann die Ausfallratenbestimmung auch mittels Bayes´scher Methoden erfolgen, die den Vorteil bieten, generisches Vorwissen (a-priori-Wissen) einzubeziehen und so ein lernfähiges Modell zu schaffen. In Abhängigkeit des vorliegenden Umfangs der anlagenspezifischen Beobachtungen werden in Kapitel 3.3.1 des Datenbandes /FAK 05a/ vier Fälle unterschieden, für die unterschiedliche Verfahren zur Anwendung des Ansatzes von Bayes empfohlen werden:

Fall 1: Es liegen ausreichende oder nur anlagenspezifische Beobachtungen vor.

Fall 2, **Fall 3**: Die anlagenspezifischen Beobachtungen sind nicht ausreichend und es liegen Beobachtungen aus vergleichbaren Anlagen vor. Die Verfahren für Fall 2 und Fall 3 unterscheiden sich hinsichtlich der Bewertung der Vergleichbarkeit.

Fall 4: Es liegen keine anlagenspezifischen Beobachtungen, aber Beobachtungen aus vergleichbaren anderen Anlagen vor. Diese unterschiedlichen Fälle sind sowohl bei der Ermittlung von Ausfallraten bzw. Eintrittshäufigkeiten als auch bei der Ermittlung einer Ausfallwahrscheinlichkeit bei Anforderung zu beachten.

Im ersten Szenario, in dem ausreichende anlagenspezifische Beobachtungen vorliegen und ein nichtinformatives Vorwissen verwendet wird, ergibt sich die a-posteriori-Verteilung der Ausfallrate λ aus einer Gamma-Verteilung. Diese ist durch die folgende Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion gegeben:

$$f(\lambda \mid k) = \frac{T_{\text{ges}}^{(k+1/2)}}{\Gamma(k+1/2)} \lambda^{(k-1/2)} e^{-\lambda T_{\text{ges}}}$$

Daraus ergeben sich zentrale Kenngrößen für die Schätzung der Ausfallrate:

$$E(\lambda) = \frac{2k+1}{2T_{\text{ges}}}, \lambda_{5\backslash\%} = \frac{\chi^2(2k+1{,}5\%)}{2T_{\text{ges}}}, \lambda_{95\%} = \frac{\chi^2(2k+1{,}95\%)}{2T_{\text{ges}}}.$$

Hierbei bezeichnet $\chi^2(2k+1, p)$ das entsprechende Quantil der Chi-Quadrat-Verteilung mit $2k+1$ Freiheitsgraden. Diese Methodik ermöglicht eine robuste Parameterschätzung der Ausfallrate unter Berücksichtigung vorhandener Daten, wobei Unsicherheiten durch die Quantile der Verteilung quantifiziert werden können.

Die Bestimmung von Ausfallwahrscheinlichkeiten auch mithilfe der Bayes´schen Methode wird analog zur frequentistischen Methode durchgeführt. Liegen ausreichende anlagenspezifische Beobachtungen vor, führt ein nichtinformatives Vorwissen zu einer a-posteriori-Verteilung der Ausfallwahrscheinlichkeit p, die typischerweise in Form einer Beta-Verteilung auftritt. Bei ausreichenden anlagenspezifischen Beobachtungen und unter Annahme eines nichtinformativen Vorwissens ergeben sich für die Schätzung der Ausfallwahrscheinlichkeiten im Bayes´schen Ansatz folgende Verteilung:

$$f(p \mid k) = \frac{\Gamma(h_{\text{ges}} + 1)}{\Gamma(k + 1/2)\Gamma(h_{\text{ges}} - k + 1/2)} p^{(k+1/2)-1}(1-p)^{(h_{\text{ges}}-k+1/2)-1}$$

Der Erwartungswert der Ausfallwahrscheinlichkeit ist:

$$E(p) = \frac{2k+1}{2(h_{\text{ges}} + 1)}$$

Das γ-Quantil der Verteilung wird durch die Beta-Verteilungsfunktion F_y berechnet:

$$p_\gamma = \frac{2k+1}{2k+1+2(h_{\text{ges}} - k + 1/2)F_y[2(h_{\text{ges}} - k) + 1,2k+1]}$$

Diese Formeln ermöglichen eine präzisere Schätzung der Zuverlässigkeitsparameter durch die Integration vorheriger Erfahrungswerte und anlagenspezifischer Beobachtungen.

Anstatt der üblicherweise in PSA verwendeten logarithmischen Normalverteilungen für die Zuverlässigkeitskenngrößen werden in der GRS grundsätzlich Gamma-Verteilungen für Ausfallraten bzw. Häufigkeiten und Beta-Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten als geeigneter angesehen (s. Kapitel 2.2.1, /KOE 01/). Ein Übungsbeispiel zur Ermittlung von Ausfallwahrscheinlichkeit von vier Nachkühlpumpen wird im Anhang bereitgestellt.

3.8 Übersicht zur Auswertung von PSA-Modellen

Zum Abschluss des Kapitels 3 wird in diesem Abschnitt eine Übersicht zur Auswertung von PSA-Modellen gegeben und dabei sowohl auf die PSA-Quantifizierung als auch auf die Diskussion von Modellannahmen eingegangen. Die konkrete Auswertung eines

PSA-Modells in den Programmen RiskSpectrum® und SAPHIRE wird im Kapitel 4 ausgeführt.

3.8.1 PSA-Quantifizierung

Die Quantifizierung des PSA-Modells, also die Berechnung von Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen (Fehlerbäume), Häufigkeiten für einzelne Ereignisabläufe (Sequenzen), Häufigkeiten für Konsequenzen (OK, Kernschaden bzw. Kernschadenszustand als Schnittstelle zur Stufe 2 PSA) erfordert eine Vielzahl von Rechnungen und Auswertungen. Der IAEA- „Specific Safety Guide“ SSG-3 /IAE 24/ listet zu quantifizierenden PSA-Ergebnisse und Auswertungen auf. Diese sind in Kapitel 4.1 im Detail beschrieben. Die Ergebnisauswertung mit RiskSpectrum® ® ist in Kapitel 4.2 und 4.3 beschrieben.

Eine Quantifizierung über die Ermittlung von Minimalschnitt-Listen (s. Abb. 3.8, Kapitel 3.3) ermöglicht eine schnelle mathematische Auswertung und bildet die Basis für weitere Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen. Siehe hierzu Kapitel 4.2.2 und 4.2.3. Hierfür müssen Abschneidekriterien (Cut-Off) definiert werden. Das Abschneide-Kriterium kann eine absolute Eintrittshäufigkeit sein, die ein Minimalschnitt nicht unterschreiten darf, um in die Analyse einbezogen zu werden. Dadurch kann die Analyse der Minimalschnitte beschleunigt werden. Allerdings werden die Beiträge der nicht-berücksichtigen Minimalschnitte auch nicht im Ergebnis der Minimalschnittanalyse einbezogen, weshalb dadurch ein Fehler im Ergebnis entsteht. Sehr zuverlässige bzw. weniger relevante Komponenten fehlen in der Regel. Eine Faustregel besagt, dass der Abschneidewert drei Größenordnungen niedriger sein sollte als der dominante Wert (z. B. die CDF), der betrachtet wird. Allerdings kann nur eine Sensitivitätsstudie sicherstellen, dass ein geeigneter Abschneidewert angewandt wurde. Erfahrungsgemäß führt ein absolutes Abschneide-Kriterium von 1E-12 bis 1E-15 zu einer ausreichend genauen Analyse. Ein Relativer Cut-off-Wert von1E-3 bis 1E-5 wir empfohlen. Die Wahrscheinlichkeit eines gefundenen MCS wird mit der Wahrscheinlichkeit der bereits gefundenen MCS-Liste verglichen und entfernt, wenn der Wert niedriger als der Grenzwert ist. Die Auswirkungen des Abschneide-Kriteriums sollten bei einer PSA-Auswertung diskutiert und dokumentiert werden.

Darüber hinaus sollte überprüft werden, ob die Cutsets, die Kombinationen von auslösenden Ereignissen und Komponentenausfällen darstellen, von denen erwartet wird,

dass sie zu Kernschäden führen, tatsächlich in der Liste der erzeugten Cutsets enthalten sind /IAE 15/.

Zu beachten ist zudem, dass die Auswahl von BC-Sets die Berechnung des Systemmodells verändert, da Teile von Fehlerbäumen durch Hausereignisse aktiviert/deaktiviert werden und / oder Gatter oder Basisereignisse durch Austauschereignisse ersetzt werden.

Typische Kernschadenshäufigkeiten für den Leistungsbetrieb liegen bei kleiner 10^{-6} /a bis etwa $5 \cdot 10^{-6}$ /a. Die Ergebnisse sind auch stark abhängig vom Erstellungsjahr der PSA: Generell ist über die Zeit eine sinkende Tendenz bei Kernschadenshäufigkeiten zu beobachten, was auf die Wirkung von Nachrüstmaßnahmen, Hardware, Einführung von Notfallmaßnahmen, verbesserte Analysemethoden und bessere Datenlage zurückzuführen ist (siehe Abb. 3.20).

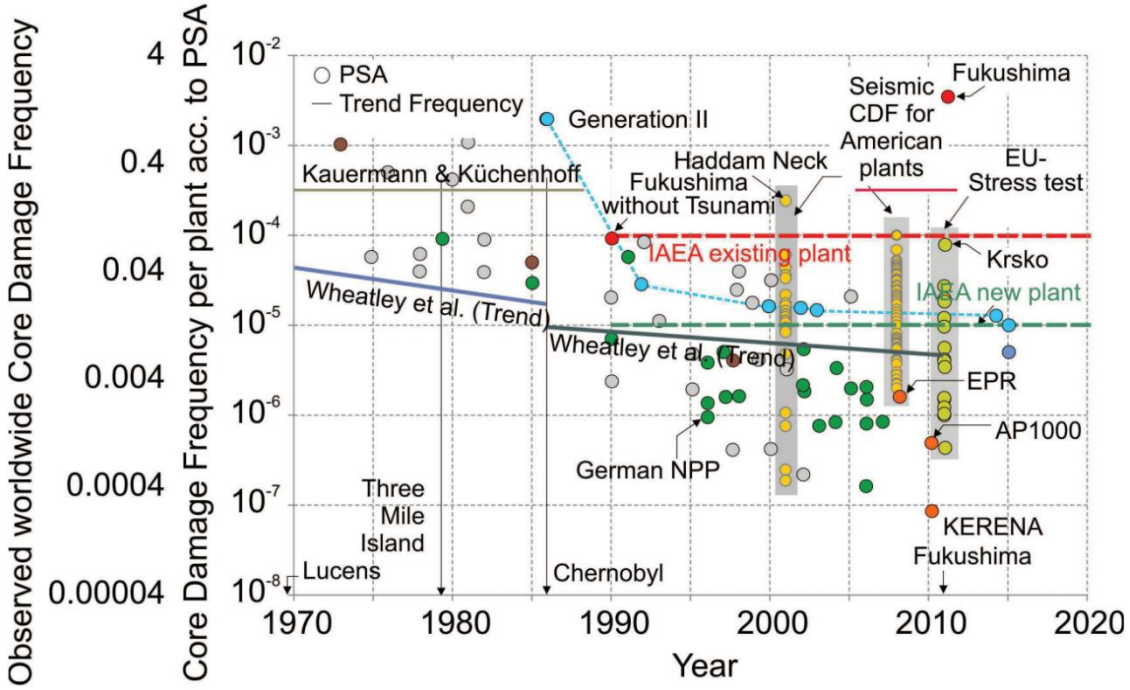


Abb. 3.20 Berechnete Kernschadenswahrscheinlichkeiten in PSA (Punkte) und Trend der beobachteten Kernschadenshäufigkeiten (durchgezogene Linien) /PRO 19/

Beiträge aus EVI/EVA werden in der Regel separat im PSA-Ergebnis ausgewiesen. Außer Brand und ggf. Erdbeben sind diese Beiträge meist relativ gering und werden meist schon vor der Auswertung ausgeschlossen, da entsprechende auslösende Ereignisse

eine Wahrscheinlichkeit haben, die weit unter der CDF liegt. Der Betrag der Gefährdungszustandshäufigkeit ist meist etwa Faktor 2 bis 5 höher als Kernschadenshäufigkeit.

Generell wird für die Erstellung von PSA-Modellen zwischen verschiedenen Betriebszuständen der Anlage (Plant Operational States, POS) unterschieden: Leistungsbetrieb (LB), Nichtleistungsbetrieb (NLB), Nachbetrieb (NB), Restbetrieb (RB). So stellt der Betrieb mit voller Leistung ein größeres Risiko dar als der Nichtleistungsbetrieb oder Nachbetrieb.

Ein Übungsbeispiel zur Quantifizierung eines PSA-Modells am Beispiel eines kleinen Lecks einer Hauptkühlmittelleitung wird im Anhang bereitgestellt.

3.8.2 Diskussion von Modellannahmen

Die Grundannahme einer PSA ist die möglichst realistische Abschätzung der Risiken mit konservativen Annahmen bei Modellierungsunsicherheiten. Daher ist es plausibel, dass das tatsächliche Risiko der Anlage (aus dem Leistungs- bzw. Nichtleistungsbetrieb) nicht größer ist als das in der PSA berechnete.

Unsicherheiten entstehen durch Annahmen und Einschränkungen bei der Modellierung (beispielsweise dadurch, dass es nicht möglich ist komplexe Handlungsfehler zu modellieren, Annahmen für Erfolgskriterien, Anfangs- und Randbedingungen exakt zu spezifizieren, nur spärlich Daten über auslösende Ereignisse, Komponentenausfälle und menschliche Fehler vorliegen oder physikalische Phänomene nicht ausreichend bekannt sind - gerade bei sehr dynamischen Ereignisabläufen). Zudem ist von einer Unvollständigkeit des PSA-Modells auszugehen (z. B. fehlende Identifizierung von Systemversagen, nicht alle Betriebsarten der Anlage modelliert, externe Ereignisse nicht berücksichtigt).

Grundsätzlich lassen sich Unsicherheiten in zwei Kategorien unterteilen: **aleatorische Unsicherheiten** und **epistemische Unsicherheiten**.

Aleatorische Unsicherheiten (stochastische Unsicherheiten) resultieren aus der inhärenten Zufälligkeit von Ereignisabläufen und sind somit bestimmend für das Risiko selbst. Sie lassen sich nicht durch zusätzlichen Erkenntnisgewinn reduzieren, sondern stellen eine grundlegende Eigenschaft stochastischer Prozesse dar.

Epistemische Unsicherheiten (Kenntnisstand-Unsicherheiten) hingegen beziehen sich auf die begrenzte Verfügbarkeit von Wissen und Daten zur präzisen Quantifizierung des Risikos. Sie ergeben sich unter anderem aus Modellierungsannahmen, begrenzten Erfahrungswerten und der Notwendigkeit von Expertenschätzungen.

Zu den Hauptquellen der Ergebnisunsicherheit zählen die Streuung der Zuverlässigkeitskenngrößen, GVA, Personalfehlhandlungen sowie methodische Defizite, beispielsweise bei der Bewertung softwarebasierter Leittechnik. Weitere Unsicherheitsfaktoren umfassen Modellannahmen, mögliche Unvollständigkeiten sowie übergreifende Einwirkungen auf das System. Die Berücksichtigung und Quantifizierung dieser Unsicherheiten ist essenziell, um verlässliche Risikoaussagen treffen zu können.

Da das PSA-Modell versucht, die Realität zu simulieren, ist es unvermeidlich, dass vereinfachende Annahmen über recht komplexe Phänomene getroffen werden, die zu Unsicherheiten führen. Diese Unsicherheiten sollten durch die Durchführung von Sensitivitätsstudien oder einer Unsicherheitsanalyse berücksichtigt werden. Die Durchführung von Unsicherheits- und Importanzanalysen mit RiskSpectrum® sind in Kapitel 4.2.2 und 4.2.3 beschrieben.

Es wird davon ausgegangen, dass die PSA nicht in der Lage ist, das gesamte Spektrum der Aspekte im Zusammenhang mit der Wirksamkeit von Notfallvorkehrungen zu erfassen. Der von der PSA erwartete Input bezieht sich auf Aspekte wie den zeitlichen Ablauf und die Dynamik von Unfallsequenzen, die risikoreichsten Szenarien und detaillierte Informationen über den Kontext während des Szenarios (z. B. Verwüstung vor Ort, Einzelheiten der Freisetzung) /IAE 24/.

Um Unsicherheiten und zeitabhängige Wechselwirkungen in Sicherheitsanalysen umfassend und realitätsnah berücksichtigen zu können und viele in einer klassischen PSA notwendige Einschränkungen und vereinfachende Annahmen zu vermeiden, wird eine sogenannte dynamische PSA angewandt. Das Analysewerkzeug MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) der GRS wurde für diese Zielsetzung entwickelt. Durch die Kopplung von MCDET mit einem deterministischen Rechenprogramm (z. B. ATHLET) wird die Durchführung einer integrierten deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalyse von komplexen Systemen ermöglicht. Im Rahmen solcher Analysen können Abläufe, die sich durch die komplexen Wechselwirkungen zwischen physikalischem Prozess, System- und Komponentenverhalten, menschlichen Handlungen sowie zufälligen Einflüssen

im zeitlichen Verlauf ergeben, simuliert und mit Eintrittswahrscheinlichkeiten bewertet werden /PES 22/.

PSAs für viele Kernkraftwerke werden als „lebende PSAs“ („Living PSA“, LPSA) gepflegt. Das heißt, dass sie ständig aktualisiert werden, um Änderungen in der Auslegung und im Betrieb der Anlage, Verbesserungen im Verständnis des Verhaltens der Anlage unter Störungsbedingungen sowie verbesserte PSA-Methoden, -Modelle und -Daten zu berücksichtigen. Diese LPSAs werden routinemäßig als einer der Inputs für einen integrierten Entscheidungsfindungsprozess verwendet, bei dem die Anforderungen aus der deterministischen Analyse, der PSA und anderen Anforderungen (z. B. gesetzliche und behördliche Anforderungen) gewichtet und kombiniert werden, um eine solide und überprüfbare Begründung für alle Entscheidungen zu Fragen der nuklearen Sicherheit der Anlage zu liefern /NEA 05/.

Eine der spezifischen Anwendungen einer LPSA ist der sogenannte Risikomonitor („risk monitors“), ein aktueller Risikostatus der Anlage durch online Auswertung (z. B. Risk-Watcher© von Scandpower), der von Betreibern und Aufsichtsbehörden eingesetzt wird, um Risikoinformationen für den Entscheidungsprozess zur Gewährleistung des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken bereitzustellen. Ein Risikomonitor dient als Entscheidungshilfe für individuelle Instandhaltungsaktivitäten und deren Planung sowie Verhinderung der gleichzeitigen Nichtverfügbarkeit verschiedener Systeme. Obwohl das im Risikomonitor verwendete PSA-Modell auf dem LPSA-Modell basiert, ist es wichtig zu beachten, dass dieses nicht direkt für die Risikomonitor-PSA verwendet werden kann. Das Ziel des Risikomonitors ist es, eine Schätzung des zeitpunktbezogenen Risikos für die aktuelle Anlagenkonfiguration und die Umgebungsfaktoren zu liefern, während die LPSA eine Schätzung des durchschnittlichen Risikos liefert und daher durchschnittliche Häufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Wartungsausfällen verwendet und in der Regel eine größere Zeitdauer mit verschiedenen auslösenden Ereignissen berücksichtigt, wenn die Anlage die verschiedenen in der PSA modellierten Betriebszustände durchläuft. Daher muss das LPSA-Modell für alle durchschnittlichen oder angenommenen Bedingungen im Modell überprüft werden, um sicherzustellen, dass ein genaues Point-in-Time-Risiko für alle Konfigurationen berechnet wird /NEA 05/.

Insbesondere in folgenden Bereichen besteht Weiterentwicklungsbedarf in PSA-Modellen und Methoden:

- Für die Leistungsbetriebs-PSA insbesondere Human Factors und CCF mit wesentlichen Beiträgen zur Kernschadenshäufigkeit, aber großen Modellunsicherheiten und geringer Basis validierter Daten.
- Verbesserte (deterministische) Simulationswerkzeuge für übergreifende Einwirkungen.
- Detaillierte PSA-Modelle bezüglich digitaler Leittechnik mit Risikobewertung digitaler Baugruppen und Systeme sowie Bewertung von Software und Rechnersystemen.
- Laufzeitverlängerung und Alterungsmanagement.

Die Erstellung von besonderen PSA-Modellen wie Brand, Erdbeben oder Hochwasser, erfordern einen anderen Ansatz bezüglich ihrer Modellierungsannahmen.

So steht bei einer „klassischen“ Stufe-1-PSA für interne Auslöser die Ermittlung und Bewertung der störfallauslösenden Ereignisse im Fokus. Hierfür ist für jedes auslösende Ereignis aus einer (zu bestimmenden) abdeckenden Menge von IEs die jährliche Kernschadenshäufigkeit zu ermitteln. Im Gegensatz dazu steht bei einer Brand-PSA die Ermittlung und Bewertung der relevanten Brandorte im Fokus. Für jede Brandlast ist die brandbedingte jährliche Kernschadenshäufigkeit zu ermitteln. Dazu gehört für jede Brandlast die Ermittlung der brandbedingten Schäden und die Bestimmung der möglichen auslösenden Ereignisse aufgrund dieser Schäden. Siehe hierzu /BAB 11/, /BMU 05/ und /FRE 08/.

Eine seismische PSA (SPSA) behandelt eine probabilistische Bewertung des sicherheitstechnischen Verhaltens einer Anlage mit ihren Einrichtungen bei unterschiedlichen Erdbebenstärken. Aus probabilistischen Untersuchungen der Stufe 1 für interne auslösende Ereignisse während Anlagenzuständen des Leistungsbetriebs sind die wesentlichen störfallauslösenden Ereignisse bekannt. Das Auftreten eines Erdbebens mit der maximal am Standort zu unterstellende Stärke ist ein Auslegungsstörfall, d. h. auch, dass alle zur Störfallbeherrschung benötigten Anlagenteile und Ausrüstungen gegen die Auswirkungen seismischer Lasten ausgelegt sind. Zur Beschreibung des Verhaltens der Anlage bei seismischen Einwirkungen mit einer seismischen PSA kann das PSA-Modell der Stufe 1 genutzt werden. Es ist allerdings wesentlich zu erweitern /FRE 10/.

Zu jedem Basisereignis ist zu fragen, auf welche zusätzliche, seismisch-induzierte Art Ausfälle möglich sind. Der seismisch induzierte Funktionsausfall einer Komponente ist abhängig von der Intensität des Erdbebens, d. h. das PSA-Modell der Stufe 1 ist um einen makroseismischen Parameter zu ergänzen /FRE 10/.

Bei seismischen Untersuchungen wird der Begriff des Funktionselements (Teilsysteme, Aggregate, Komponenten, Betriebsmittel, Personalhandlungen usw.) durch die Abkürzung BSK ersetzt. BSK steht für Bauwerke und bauliche Strukturen, Systeme und Komponenten. Es wird dadurch deutlich gemacht, dass bei seismischen PSA von einem erweiterten Begriff des Funktionselements ausgegangen werden muss, z. B. durch Einbeziehung von Gebäudeausfällen. Eine BSK ist bei und nach Erdbebeneinwirkung nicht verfügbar, wenn sie erdbebenunabhängig ausgefallen ist (entspricht der Nichtverfügbarkeit des Funktionselements aus der PSA der Stufe 1), aufgrund der Erdbebeneinwirkung versagt (unabhängiges seismisches Einzelversagen), aufgrund von Abhängigkeiten zu BSK in einer Menge von BSK versagt, infolge des seismischen Ausfalls von Funktionselementen versagt, die nicht im PSA-Modell der Stufe 1 enthalten sind, infolge eines seismisch bedingten Brandschadens ausgefallen ist oder infolge einer seismisch bedingten Überflutung ausgefallen ist. Es sollte ein Auswahlverfahren durchgeführt werden für die Identifikation der BSK, deren Ausfallverhalten aufgrund der anlagenspezifischen Gegebenheiten tatsächlich relevant sind und für die erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeiten abgeleitet werden müssen. In /TUE 10/ wurde ein systematisches Auswahlverfahren abgeleitet.

Der GRS-Bericht /FRE 10/. befasst sich weiterführend mit der Modellierung und Quantifizierung eines seismischen PSA-Modells.

Bei einem Flugzeugabsturz werden abdeckende Szenarien unter Berücksichtigung unterschiedlicher Flugzeugtypen und unterschiedlicher Triebwerkstypen betrachtet. Hier sind komplexe Unfallszenarien möglich, da eine Vielzahl möglicher Einwirkungsmechanismen zu berücksichtigen sind wie globales Versagen des Reaktorgebäudes mit globalen Funktionsausfällen (inklusive induzierter Folgefehlern wie z. B. Leitungsbrüchen), induzierte Erschütterungen (Leitungsbrüche, abstürzende Lasten, Versagen des Einwurfs von Steuerstäben), lokales Versagen des Reaktorgebäudes, interne Brände, Versagen durch externe Explosionen oder Einwirkung eines externen Kerosinbrandes. Es kann aber beispielsweise auch nur von Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagengebäude ausgegangen werden (s. a. Tab. 2.9 / Kapitel 2.2.3 und Tab. 2.10 / Kapitel 2.2.4).

Bei den möglichen Auswirkungen wird unterschieden zwischen schnellen Unfallszenarien, bei denen es durch verursachte Schäden (z. B. direkter Treffer des Reaktorkühlsystems) so schnell zu einem Kernschaden kommt, dass keine Notfallmaßnahmen mehr möglich sind, und langsamen Unfallszenarien, bei denen Notfallmaßnahmen noch erfolgreich anwendbar sind. Langsame Unfallszenarien können daher in einem lang andauernden Notstromfall oder, bei Versagen der erforderlichen Sicherheitseinrichtungen, in einem Station-Blackout enden. Besonders schwierig stellt sich die Beurteilung der Konsequenzen auf die Funktion von Sicherheits- und Versorgungseinrichtungen dar, die sich in weniger gut geschützten Bereichen der Anlage befinden. Vorauszuberechnen welche Einrichtungen funktionsfähig bleiben oder eine zeitliche Abfolge möglicher Ausfälle zu bestimmen, ist äußerst komplex. Von daher wird hier auf konservative Modelle zurückgegriffen (z. B. ein flugzeuggrößenabhängiger Schadenssektors, innerhalb dessen alle Systeme ausfallen).

Für eine PSA mit Hochwasser als externes Ereignis kann ebenfalls auf schon existierende Ereignisbäume (verschiedener Betriebszustände) zurückgegriffen werden, in dem zusätzlich die zu erwartenden Ausfälle modelliert werden. Für den Ausfall von Sicherheitssystemen ist es sinnvoll in erster Linie Gebäude, anstatt System zu betrachten: Eine Überflutung eines Gebäudes führt zu dem Ausfall der dort befindlichen betroffenen Systeme. Hier können Zeitdauern für Gebäude definiert werden, ab denen das Eindringen von Wasser (mit Erreichen eines gewissen Volumens innerhalb des Gebäudes) zu einem Ausfall der im Gebäude befindlichen Systeme führt.

Zu extremen Wetterereignisse und Witterungsbedingungen siehe auch /KRA 08/: Es ist international übliche Vorgehensweise, im Rahmen der PSA nur ausgewählte Einwirkungen von außen zu betrachten, die aufgrund der klimatischen Gegebenheiten der Region eine besondere Gefahr darstellen. Die wichtigsten Einwirkungspfade, die sich aus den für Deutschland relevanten extremen Wetterereignissen und Witterungsbedingungen ergeben, finden bereits in der PSA Berücksichtigung: Die Transiente „Notstromfall“, die sich in der Regel aus Störungen der Elektrotechnik ergibt, gehört zum Standardspektrum der analysierten anlageninternen Ereignisse. Für die Einwirkung „Hochwasser“ wird im aktuellen PSA-Leitfaden /BMU 05/ bzw. im zugehörigen Fachband zu PSA-Methoden /FAK 05/ eine probabilistische Analyse gefordert, so dass auch die damit verbundenen Aspekte (insbesondere Beeinträchtigung des Nebenkühlwassersystems) abgedeckt sind.

Zur Ermittlung der Standortgefährdung im Hinblick auf naturbedingte Einwirkungen von außen (insbesondere Erdbeben, Hochwasser und Windeinwirkungen) siehe auch /SPE 13/. In /THU 10/ ist Wissen zu Einwirkungen von außen in einem Informationssystem zusammengetragen.

4 Analyse und Auswertung von PSA-Modellen (AP 3)

In diesem Kapitel liegt der Schwerpunkt auf dem vertieften Verständnis der Funktionsweisen und Berechnungsmethoden verschiedener PSA-Programme sowie auf der korrekten Interpretation ihrer Ergebnisse. Ziel ist es, ein praxisorientiertes Verständnis für die Logik und die Berechnungsprozesse der PSA-Programme zu entwickeln und Nutzern eine klare Anleitung zur Interpretation und Aussagekraft der Ergebnisse zu bieten.

Dazu wird die Auswertung in Bezug auf den Kernschaden beschrieben, sie gilt jedoch allgemein für alle möglichen Endzustände (Brennelementeschaden, …). Die Kernschadenshäufigkeit kann somit auch generell als „Risiko“ für einen bestimmten Schaden gesehen werden.

4.1 Internationale Empfehlungen zur Auswertung von PSA-Modellen

Neben den nationalen Leitfäden gibt es auch zahlreiche internationale Leitfäden, die auf die Auswertung von PSA-Modellen eingehen. Die nationalen Leitfäden für PSA in Deutschland sind insbesondere:

- der PSA-Methodenband /FAK 05/ (Kap. 3.7 und Kap. 4.4.2 zur Auswertung)
- das RS-Handbuch /BMU 05/ (Kap. 4.1.9, 4.1.10 zur Auswertung)

Der „Specific Safety Guide“ SSG-3 (Rev. 1) /IAE 24/, der im Jahr 2024 die Vorgängerversion von 2010 /IAE 10/ abgelöst hat, ist der grundlegende internationale Leitfaden für PSA. Ergänzend wurden weitere Leitfäden und Berichte zur Bewertung von PSA durch die IAEA herausgegeben:

- SRS-25 /IAE 02/ zur Begutachtung von PSA durch Regulierungsbehörden,
- TECDOC-1511 /IAE 06/ zur Bewertung der Qualität einer PSA, und
- TECDOC-1804 /IAE 16a/ zur Spezifizierung von relevanten Eigenschaften (Attributen) einer PSA.

Bei der Auswertung und Interpretation der Ergebnisse kann gerade die TECDOC-1804 /IAE 16a/ ergänzend zum SSG-3 hilfreich sein, da die Attribute sehr detailliert beschrieben sind. Des Weiteren gibt es einige themenspezifische Berichte für die PSA, die sich auch auf die Auswertung und Interpretation der Ergebnisse beziehen, beispielsweise:

- SRS-96 /IAE 19/ und SRS-110 /IAE 23/ zur Durchführung von Mehrblock-PSA, oder
- TECDOC-724 /IAE 93/ zur Durchführung von Erdbeben-PSA.

Der SSG-3 (Rev. 1) /IAE 24/, im Folgenden als „SSG-3“ bezeichnet, wurde insbesondere mit den Bereichen Mehrblock-Anlagen-PSA und übergreifende Einwirkungen zu seiner Vorgängerversion von 2010 erweitert und wird hier als Ausgangspunkt für die Auswertung von PSA-Modellen genommen. Die Auswertung sollte demnach auf den Umfang und die Zielsetzung (PSA-Stufe, Leistungs- oder Nichtleistungsbetrieb, sowie die auslösenden Ereignisse und übergreifenden Einwirkungen) /IAE 24/ (§ 3.1) eingehen.

Die Auswertung von PSA-Modellen für interne auslösende Ereignisse wird in den §§ 5.160-181 des SSG-3 beschrieben. Üblicherweise wird in PSA-Modellen mit RiskSpectrum® oder SAPHIRE der „fault tree linking approach“ gewählt, in dem umfangreiche Fehlerbäume in relativ kleinen Ereignisbäumen kombiniert werden (§ 5.161). Mit diesem Ansatz können logische Schleifen verursacht werden (häufig durch Support-Systeme), die dann zum Abbruch der Berechnung führen. Diese Schleifen müssen vor einer Berechnung entfernt werden. Vor der Auswertung müssen ebenfalls die Abschneide-Kriterien (cut-off) für die Eintrittshäufigkeit von Minimalschnitten festgelegt und dokumentiert werden, bis zu der die Minimalschnitte analysiert werden (§ 5.170). Anschließend erfolgt die Auswertung des PSA-Modells in vier Schritten: der Minimalschnittanalyse (im Fault Tree Linking Approach), der Importanzanalyse, der Unsicherheitsanalyse und in Sensitivitätsstudien, auf die einzeln später eingegangen wird. Damit sollen folgende Ergebnisse erstellt werden (§ 5.164):

- Kernschadenshäufigkeit (engl.: Core Damage Frequency, CFD) (Punktwert, Wahrscheinlichkeitsverteilung bzw. Quantile der Verteilung);
- Beiträge der Auslösenden Ereignisse (der Gruppen) zur CFD;
- Minimalschnitte und deren Häufigkeiten;
- Ergebnisse der Sensitivitätsstudien und Unsicherheitsanalyse;
- Ergebnisse der Importanzanalyse;
- Eintrittshäufigkeiten der Anlagenschadenszustände (wenn für die PSA der Stufe 2 benötigt und definiert).

Nach der Minimalschnittanalyse sollten einige Minimalschnitte auf ihre Plausibilität überprüft werden, ob sie tatsächlich zu einem Kernschaden führen können (§ 5.165). Zudem

sollte überprüft werden, ob das Abschneide-Kriterium der Minimalschnitte einen Einfluss auf das PSA-Ergebnis hat. Es sollte definiert werden, welche Minimalschnitte und Sequenzen als „signifikant“ eingestuft werden (§ 5.166). Hierfür können absolute oder relative Kriterien verwendet werden. Die signifikanten Minimalschnitte und Sequenzen, sowie die oben gelisteten Ergebnisse sollen dokumentiert werden (§ 5.168).

In der Importanzanalyse werden Importanz-Maße als Kenngrößen verwendet, um den Einfluss von Basisereignissen auf das PSA-Ergebnis zu charakterisieren und damit die Interpretation der Ergebnisse zu unterstützen. Typischerweise werden folgende Importanz-Maße dafür verwendet (§ 5.171), die sich jeweils auf ein bestimmtes Basisereignis (BE) beziehen:

- Fussell-Vesely Importanz (FVI): Beitrag zur Gesamten CDF von allen Minimalschnitten, die das BE enthalten.
- Risk Reduction Worth (RRW): Relative Abnahme der CDF, wenn die Ausfallwahrscheinlichkeit des BE auf null gesetzt wird. Mit dieser Kenngröße kann der Beitrag eines BE zur CDF gezeigt werden.
- Risk Achievement Worth (RAW): Relativer Anstieg der CDF, wenn die Ausfallwahrscheinlichkeit des BE auf eins gesetzt wird. Durch diese Kenngröße wird die Wichtigkeit der Funktion des BE ausgedrückt. Damit können BE identifiziert werden, die eine maßgebliche Rolle zur Sicherheit der untersuchten Anlage beitragen, dies gilt auch für BE mit sehr geringen Ausfallwahrscheinlichkeiten.
- Birnbaum Importanz: Verhältnis der CDF, wenn das BE die Ausfallwahrscheinlichkeit 1 hat, geteilt durch die CDF, wenn das BE die Ausfallwahrscheinlichkeit 0 hat.

Diese Importanz-Maße zeigen somit die Basisereignisse,

- die den größten Beitrag zur CDF (FVI, RRW) und
- den größten Beitrag zur Sicherheit einer Anlage (RAW) haben, sowie
- auf die die CDF besonders sensitiv (Birnbaum) sind.

Deswegen sollten immer mehrere Importanz-Maße für die Interpretation der Ergebnisse herangezogen werden.

Im SSG-3 (§ 5.172) werden drei Typen von Unsicherheiten beschrieben:

- Unsicherheit durch Unvollständigkeit (incompleteness uncertainty): Generell ist das Ziel einer PSA, die relevanten Auslösenden Ereignisse und Sequenzen zum Kernschaden vollständig zu berücksichtigen. Die Möglichkeit der Unvollständigkeit des PSA-Modells verursacht Unsicherheiten in den Ergebnissen der PSA, die schwer zu bestimmen sind. Diese Unsicherheit wird deswegen nicht explizit in der PSA untersucht.
- Modellunsicherheit (epistemische Unsicherheit) verursacht durch fehlendes Wissen über Methoden, Modelle oder Parameter, die durch Annahmen in das PSA-Modell integriert werden. Die Auswirkungen ausgewählter Annahmen auf das PSA-Ergebnis können in Sensitivitätsstudien diskutiert werden.
- Parameterunsicherheit (aleatorische Unsicherheit) durch Unsicherheiten in Parametern des PSA-Modells. Diese Unsicherheiten werden typischerweise durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben und in der Unsicherheitsanalyse der PSA quantifiziert.

Die Unsicherheitsanalyse der Parameterunsicherheiten wird in den PSA-Programmen basierend auf Monte Carlo-Simulationen meist direkt im Anschluss an die Minimalschnittanalyse durchgeführt.

Sensitivitätsstudien (§§ 5.174-5.178) werden durchgeführt, um die Sensitivität der PSA-Ergebnisse auf Annahmen im PSA-Modell zu untersuchen. Dabei sollten die Annahmen untersucht werden, die zu einem gewissen Grad unsicher sind und relevante Auswirkungen auf das PSA-Ergebnis haben können. Bei der Untersuchung einer Annahme, wird diese durch eine andere Annahme ersetzt und die Auswirkung auf das PSA-Ergebnis diskutiert (typisches Beispiel: Verwendung unterschiedlicher Extremwertverteilungen zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit eines auslösenden Ereignisses). Die Ergebnisse der Studien dienen zur Einschätzung des Vertrauens in die Ergebnisse des PSA-Modells und zur Identifizierung notwendiger Überarbeitungen von Annahmen. Auf das Vorgehen in einer Sensitivitätsstudie wird im Abschnitt 4.5 eingegangen.

Der SSG-3 beschreibt zudem weitere Bereiche der PSA für

- Einwirkungen von innen, insbesondere Brand und Überflutung (Abschnitt 7)
- Einwirkungen von außen, insbesondere Erbeben, Überflutung, Starkwinde und zivilisatorische Einwirkungen (Abschnitt 8),
- Nichtleistungsbetrieb (Abschnitt 9),

- dem Brennstoff-Lagerbecken (Abschnitt 10) und
- Mehrblock-Anlagen (Abschnitt 11).

Die entsprechenden Auswertungen basieren aber generell auf den Empfehlungen für interne Ereignisse im Abschnitt 5. Der Fokus bei übergreifenden Einwirkungen liegt dabei mehr auf den gewählten Szenarien. Bei Mehrblock-Anlagen sollten insbesondere die Minimalschnitte kontrolliert werden, um die Implementierung mehrerer Blöcke im PSA-Modell auf Fehler zu überprüfen. Für weitere Informationen zur Auswertung wird auf den SSG-3 sowie die TECDOC-1804 verwiesen.

4.2 Berechnungsmethoden in RiskSpectrum® und SAPHIRE

Die Berechnungsmethoden in Minimalschnitt-, Unsicherheits- und Importanzanalysen von RiskSpectrum® und SAPHIRE sind für das Verständnis der PSA-Ergebnisse von zentraler Bedeutung. Das RiskSpectrum® Theory Manual /RIS 22/ und die SAPHIRE Technical Reference (NUREG/CR-7039, Vol. 2) /INL 11/ beschreiben dazu die theoretischen Hintergründe. Die beiden Quellen können wie folgt erreicht werden.

- Das RiskSpectrum® Theory Manual /RIS 22/ wird bei der Installation von RiskSpectrum® in einem Unterordner des Installationspfades gespeichert.
- Die SAPHIRE Technical Reference (NUREG/CR-7039, Vol. 2) /INL 11/ kann über einen Link im Programm-Menü (Help à SAPHIRE 8 NUREG/CR-7039) heruntergeladen werden.

Die nachfolgenden Beschreibungen basieren auf dem RiskSpectrum® Theory Manual /RIS 22/, da die meisten PSA-Modelle der GRS mit RiskSpectrum® erstellt wurden. Besonderheiten aus SAPHIRE werden zusätzlich angemerkt. Es werden nur die zentralen Aspekte bei einer Analyse dargestellt. Vor der ersten Analyse eines PSA-Modells sollten die Handbücher des entsprechenden PSA-Programms gelesen werden.

4.2.1 Minimalschnittanalyse

Ein Minimalschnitt (Minimal Cut Set, MCS) eines Fehlerbaums ist eine Kombination von Basisereignissen, die zu einem Ausfall eines Systems führen können. In diesem Minimalschnitt sind keine Basisereignisse enthalten, die zum Ausfall des Systems nicht unbedingt benötigt werden.

Die Minimalschnittanalyse in RiskSpectrum® kann für die Analyse von Fehlerbäumen, Sequenzen oder Konsequenzanalysen durchgeführt werden. Das dafür zuständige Modul heißt „RiskSpectrum® Analysis Tool“ (RSAT). Die Minimalschnittanalyse besteht aus mehreren Schritten /RIS 22/ (Kapitel „Minimal Cutset Analysis“):

- Nachdem die Daten der Analyse eingelesen wurden, wird aus den betreffenden Ereignisbäumen und Fehlerbäumen unter Berücksichtigung der Boundary Condition Sets (BCS) ein einziger „Master“-Fehlerbaum mit einem TOP-Ereignis erstellt.
- Der Master-Fehlerbaum wird auf Schleifen untersucht, die zu logischen Kurzschlüssen führen können. Diese logischen Schleifen entstehen, wenn ein Gatter einen Eingang besitzt, der wieder das gleiche Gatter einschließt (siehe Figure 7 in der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/). Dies kann bei großen PSA-Modellen zum Beispiel durch die Einbindung von Support-Systemen (Ventilation, Strom- oder Wasserversorgung) vorkommen. RiskSpectrum® bricht dann die Minimalschnittanalyse mit einer Fehlermeldung ab. Die logische Schleife muss anschließend beseitigt werden, z. B. durch Entfernen des untergeordneten Gatters (da der Ausfall des Gatters weiter oben im Fehlerbaum berücksichtigt wird, hat das Entfernen keine Folgen für die Minimalschnittanalyse).
- Der Master-Fehlerbaum wird nach Basisereignissen durchsucht, die in Common-Cause-Fehlergruppen eingebunden sind. Diese Basisereignisse werden durch eine Fehlerbaumstruktur der Common-Cause-Fehlergruppe ersetzt.
- Anschließend erfolgen die Umstrukturierung und Modularisierung des Master-Fehlerbaums (siehe entsprechenden nachfolgenden Abschnitt).
- Mit dem modularisierten Master-Fehlerbaum werden die modularisierten Minimalschnitte für das TOP-Ereignis erzeugt. Dabei werden die Abschneide-Kriterien (cut-off criteria) der Analyse berücksichtigt (siehe nachfolgenden Abschnitt zur Erzeugung von Minimalschnitten).
- Auf Basis der modularisierten Minimalschnitte wird das Ergebnis des Top-Ereignisses (Ausfallwahrscheinlichkeit bzw. -häufigkeit) berechnet. Dabei können unterschiedliche Annäherungen gemacht werden (siehe nachfolgenden Abschnitt zur Quantifizierung).
- Danach werden die Module in den modularisierten Minimalschnitte in die einzelnen Bestandteile der Module aufgelöst und es entstehen die finalen Minimalschnitte, die nur noch aus Basisereignissen bestehen.

– Anschließend erfolgt die Datenausgabe der Minimalschnitte (u. a. Basisereignisse, Häufigkeiten / Wahrscheinlichkeiten)

Behandlung von negierten Basisereignissen

Ein zentraler Aspekt bei einer Minimalschnittanalyse ist die Behandlung von negierten Basisereignissen (siehe /RIS 22/, „Negation Treatment Settings“ bzw. Abschnitt 6.2 in der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/). Durch eine günstig gewählte Methode zur Behandlung von negierten Basisereignissen kann die Dauer der Analyse deutlich reduziert werden, ohne große Fehler in der Analyse zu machen. Allerdings kann bei der Auswahl einer ungünstigen Methode die Analysezeit zwar klein sein, der Fehler in den berechneten Ergebnissen der Analyse aber groß.

Die Standard-Methode von RiskSpectrum® ist „Logical ET Success“. Dabei werden erfolgreiche Systemfunktionen in einer Sequenz und negierte Basisereignissen in Fehlerbäumen mit der Erfolgswahrscheinlichkeit 1 berücksichtigt. Durch diese Annahme kann zum einen der Master-Fehlerbaum deutlich vereinfacht und die Rechenzeit reduziert werden. Die Annahme ist gut, wenn die Ausfallwahrscheinlichkeiten von Systemfunktionen oder negierten Basisereignissen sehr klein (nahe Null) sind, da dementsprechend das Komplementärereignis nahe 1 ist und mit der Erfolgswahrscheinlichkeit 1 (genau) angenommen werden kann. Zum anderen verursacht „Logical ET Success“ große Fehler in den Ergebnissen von Sequenzen oder Fehlerbäumen, wenn die Ausfallwahrscheinlichkeit von Systemfunktionen oder negierten Basisereignissen groß sind. Die Methode “Logical ET Success” sollte damit nur bei kleinen Ausfallwahrscheinlichkeiten in Systemfunktionen, bzw. in negierten Basisereignissen in Fehlerbäumen verwendet werden.

Beispiel zu großen Ausfallwahrscheinlichkeiten von Systemfunktionen in Abb. 4.1 (entsprechendes gilt für negierte Basisereignisse in Fehlerbäumen): Das Initialereignis hat die Wahrscheinlichkeit 1. Die Systemfunktionen haben die Ausfallwahrscheinlichkeiten $p(FE1) = 0{,}5$ und $p(FE2) = 0{,}9$. Dementsprechend müssten die Sequenzen S die Wahrscheinlichkeit $p(S1) = 0{,}5$, $p(S2) = 0{,}05$ und $p(S3) = 0{,}45$ haben, die Ergebnisse mit „Logical ET Success“ sind aber 1,00, 0,5 und 0,45. Da die Sequenz 2 in der Regel einen günstigeren Ereignisablauf darstellt als die Sequenz 3 (Sequenz 3 hat einen Ausfall einer Systemfunktion mehr), kann sich die gewählte Methode auf die Bewertung der Sicherheit auswirken.

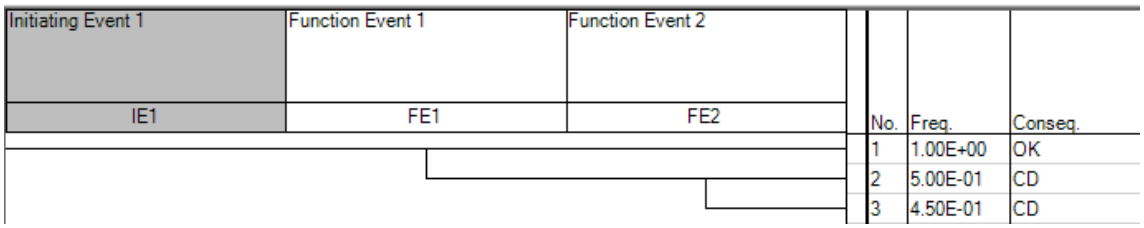


Abb. 4.1 Ereignisbaum mit Ausfallwahrscheinlichkeiten 0,5 und 0,9 in den Systemfunktionen FE1 und FE2. Die Ergebnisse in den Sequenzen wurden mit „Logical ET Success“ berechnet und entsprechen nicht den realen Ergebnissen 0,5, 0,05 und 0,45

Mit der Methode „DeMorgan in FT and ET“ werden negierte Basisereignisse in Fehlerbäumen und erfolgreiche Systemfunktionen in Sequenzen direkt in den Minimalschnitten berücksichtigt. Der Nachteil der Methode ist, dass die Bestimmung der Minimalschnitte bei großen PSA-Modellen deutlich länger dauern kann.

Die relevanten Aspekte werden nochmal zusammengefasst:

- „Logical ET Success“ ist die Standard-Einstellung von RiskSpectrum® und gut bei kleinen Ausfallwahrscheinlichkeiten in Systemfunktionen und in negierten Basisereignissen, verursacht aber Fehler bei großen Ausfallwahrscheinlichkeiten.
- Große Ausfallwahrscheinlichkeiten können beispielsweise bei der Modellierung von übergreifenden Einwirkungen oder bei der Berücksichtigung von Handmaßnahmen im PSA-Modell vorkommen.
- Die Methode „DeMorgan in FT and ET“ berücksichtigt die erfolgreichen und negierten Basisereignisse exakt in den Minimalschnitten und kann als Alternative verwendet werden. SAPHIRE bietet die Möglichkeit der „Cut Set BDD“ beim Erstellen der Minimalschnitte (siehe „Binary Decision Diagrams“ in Abschnitt 6.2 der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/).
- Bei der ersten Analyse eines PSA-Modells sollten unterschiedliche Methoden für die Behandlung von negierten Ereignissen getestet und deren Ergebnisse bewertet werden.
- Bei der Auswahl der Methode in RiskSpectrum® ist zu beachten, dass die Methode sowohl in den Eigenschaften der Systemfunktionen sowie in den Analysen vorgegeben wird und RiskSpectrum® die jeweils restriktivere Methode berücksichtigt (z. B. „Logical ET Success“ vor „DeMorgan in ET and FT“). Deswegen müssen immer die Einstellungen in den Systemfunktionen und in den Analysen angepasst werden.

Umstrukturierung und Modularisierung von Fehlerbäumen

Die Umstrukturierung und Modularisierung von Fehlerbäumen wird im Abschnitt „Fault Tree Restructuring and Modularisation“ von /RIS 22/ beschrieben. Zunächst wird der Fehlerbaum vereinfacht und Gates entfernt, deren Eingänge identisch zu den Eingängen von übergeordneten Gates sind. Anschließend wird der Fehlerbaum modularisiert. Module sind Bestandteile (Gatter und deren Eingänge) eines Fehlerbaumes, die nur Basisereignisse oder andere Module als Eingänge haben sowie dessen Eingänge nur an einer einzigen Stelle im Fehlerbaum vorkommen. Dementsprechend kann ein ganzer Fehlerbaum ein einziges Modul sein, wenn alle Basisereignisse nur ein einziges Mal vorkommen (Vergleich in der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/, Abschnitt 5.10). Danach werden K/N-Gatter in „OR“ und „AND“-Gates umgewandelt. Abschließend werden die Gatter möglichst über Regeln der Boolschen Algebra vereinfacht.

Die Modularisierung des Fehlerbaums ist ein zentraler Bestandteil in der Minimalschnittanalyse, da damit die (modularisierten) Minimalschnitte erzeugt werden. Zudem wird auch die „Top Event Frequency“ einer Analyse auf Basis der modularisierten Minimalschnitte berechnet (siehe nachfolgenden Abschnitt zur Quantifizierung).

Erzeugung von Minimalschnitten und Abschneide-Kriterien

Die Erzeugung der Minimalschnitte ist ein komplexes Verfahren, das von RiskSpectrum® nicht im Detail beschrieben wird (siehe „Generation of Minimal Cutsets“ in /RIS 22/). Für SAPHIRE wird die Bestimmung der Minimalschnitte im Abschnitt 5 der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/ ausführlich beschrieben.

Ein wichtiger Aspekt ist die Vorgehensweise beim „Abschneiden“ von Minimalschnitten (siehe Abschnitt „Cut-off Procedure“ in /RIS 22/ bzw. Abschnitt 5.13 in der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/). Beim Erstellen der Minimalschnitte werden Minimalschnitte nicht berücksichtigt, die unter ein vor der Analyse festgelegtes Abschneide-Kriterium fallen. Das Abschneide-Kriterium kann eine absolute Eintrittshäufigkeit sein, die ein Minimalschnitt nicht unterschreiten darf, um in die Analyse einbezogen zu werden. Dadurch kann die Analyse der Minimalschnitte beschleunigt werden. Allerdings werden die Beiträge der nicht-berücksichtigen Minimalschnitte auch nicht in dem Ergebnis der Minimalschnittanalyse einbezogen, weshalb dadurch ein Fehler im Ergebnis entsteht.

Dieser „Cut-off“ oder „Truncation”-Fehler wird mit einer Obergrenze von RiskSpectrum® wie folgt abgeschätzt. Bei der Analyse eines Minimalschnitts wird dessen Ausfallwahrscheinlichkeit durch die Multiplikation der Ausfallwahrscheinlichkeiten der Bestandteile des Minimalschnittes (Basisereignisse, Module und Gatter) berechnet. Dabei sind allerdings die Ausfallwahrscheinlichkeiten der Gatter unbekannt und werden mit 1 in die Multiplikation einbezogen. Da die wirkliche Ausfallwahrscheinlichkeit der Gatter immer kleiner oder gleich 1 sein muss, stellt die berechnete Minimalschnitt-Ausfallwahrscheinlichkeit eine Obergrenze dar. Wenn diese Ausfallwahrscheinlichkeit kleiner als das Abschneide-Kriterium ist, wird sie zu einer Variable addiert. Diese Variable bildet am Ende der Minimalschnittanalyse den „Abschneide-Fehler“ als Obergrenze des real gemachten Fehlers.

Normalerweise kann das Abschneide-Kriterium so gewählt werden, dass der Abschneide-Fehler (bzw. die Obergrenze davon) klar kleiner ist als die gesamte Ausfallwahrscheinlichkeit des TOP-Ereignisses des Fehlerbaums. Sollte das nicht der Fall sein, gibt es zwei Möglichkeiten mit dem Fehler umzugehen:

- das Abschneide-Kriterium senken, oder falls nicht möglich oder gewünscht,
- die Minimalschnitte bewerten: Wenn die obersten (z. B. 100) Minimalschnitte das Gesamt-Ergebnis des Fehlerbaums deutlich dominieren, ist von einem entsprechend kleineren realen Abschneide-Fehler auszugehen als er durch RiskSpectrum® mit der Obergrenze angegeben wurde.

Erfahrungsgemäß führt ein absolutes Abschneide-Kriterium von 1E-12 bis 1E-15 zu einer ausreichend genauen Analyse. Die Auswirkungen des Abschneide-Kriteriums sollten bei einer PSA-Auswertung diskutiert und dokumentiert werden.

Quantifizierung der Ergebnisse für Minimalschnitte des TOP-Ereignisses

Zunächst werden in RiskSpectrum® /RIS 22/ („MCS Quantification“) die Ergebnisse der Basisereignisse, der CCF und der Module berechnet, wobei diese Berechnungen schon während der Analyse der Minimalschnitte gemacht werden, um den Abschneide-Fehler abschätzen zu können. Die Berechnung der Ausfallwahrscheinlichkeiten der Module erfolgt durch exakte Gleichungen anhand der Ausfallwahrscheinlichkeiten der eingehenden Elemente.

Das Ergebnis des TOP-Ereignisses des Fehlerbaumes wird mit der Methode „Min Cut Upper Bound“ über die Summe der Ausfallwahrscheinlichkeiten aller modularisierten Minimalschnitte MCS („rare event approximation“) bzw. über $Q_{top} = 1 - \Pi(1 - Q_{MCS,i})$ in der „First Order Approximation“ berechnet, wobei Q Ausfallwahrscheinlichkeiten bzw. Eintrittshäufigkeiten sind. Aufgrund von potenziellen Abhängigkeiten zwischen den Minimalschnitten kann das Ergebnis ungenau sein (siehe Abschnitt 6.2 in der SAPHIRE Technical Reference /INL 11/). Das Ergebnis ist konservativ, wenn mehrere Minimalschnitte ein gleiches Basisereignis beinhalten. Bei modularisierten Minimalschnitten sind die Anzahl der Minimalschnitte und die Abhängigkeiten untereinander geringer, was zu genaueren Ergebnissen im TOP-Ereignis führt.

In RiskSpectrum® besteht die Möglichkeit, die Berechnung des TOP-Ereignisses mit der „Second-“ und „Third Order Approximation“ durchzuführen. Dabei werden jeweils die Schnittmengen der Minimalschnitte berücksichtigt. Beide Möglichkeiten sind zwar genauer, benötigen aber auch mehr Rechenzeit.

Zur Quantifizierung der Minimalschnitte und des TOP-Ereignisses sollte deswegen folgendes beachtet werden:

- Das Ergebnis des TOP-Ereignisses kann ungenau sein. Dies ist insbesondere der Fall, wenn viele Minimalschnitte die gleichen Basisereignisse beinhalten (beispielsweise durch die Modellierung von Ausfällen von übergreifenden Einwirkungen).
- Deswegen sollte bei der ersten Analyse eines Modells der Fehler im TOP-Ereignis abgeschätzt werden. Die „First Order Approximation“ gibt die erste konservative Obergrenze an: $P(TOP1) = P_{first}$. Mit der „Second Order Approximation“ kann die Untergrenze berechnet werden: $P(TOP2) = P_{first} - P_{second}$. Die „Third Order Approximation“ stellt eine weniger konservative zweite Obergrenze dar: $P(TOP3) = P_{first} - P_{second} + P_{third}$. Dabei ist zu beachten, dass die Abschätzung in „Second Order“ nicht konservativ ist.

4.2.2 Unsicherheitsanalyse

Die Unsicherheitsanalyse erfolgt in RiskSpectrum® und SAPHIRE in ähnlicher Weise (siehe /RIS 22/, Abschnitt „Uncertainty Analysis“; /INL 11/, Abschnitt 9). In beiden Programmen basiert die Unsicherheitsanalyse auf den zuvor berechneten Minimalschnitten,

sowie einer Monte Carlo-Simulation. In der Monte Carlo-Simulation werden in N_{sim} Simulationsschritten die Ausfallwahrscheinlichkeiten jedes Basisereignisses aus der entsprechenden Zufallsverteilung gezogen (Sampling). In jedem Simulationsschritt wird mit den zufällig gezogenen Ausfallwahrscheinlichkeiten die Ausfallwahrscheinlichkeit des TOP-Ereignisses berechnet und in einer Datenbank abgespeichert. Aus der Datenbank kann der Mittelwert sowie die Quantile der Verteilung des TOP-Ereignis-Ergebnisses berechnet werden. Wichtig ist, dass die Anzahl der Simulationsschritte N_{sim} ausreichend groß ist (in der Regel 10^5 bis 10^7), was anhand mehrerer Simulationsläufe und einem Vergleich der Ergebnisse gezeigt werden kann. Im Folgenden wird auf Besonderheiten in RiskSpectrum® und SAPHIRE eingegangen.

In RiskSpectrum® /RIS 22/ (Abschnitt „Uncertainty Analysis“) können die zufälligen Ausfallwahrscheinlichkeiten entweder auf Parameter-Ebene (Standardeinstellung) oder auf Basisereignis-Ebene gezogen werden. Die Parameter-Ebene hat den Vorteil, dass sich systematische Unsicherheiten in den Parametern auf alle Basisereignisse in jedem Simulationsschritt gleich auswirken und so Parameter-bedingte Abhängigkeiten in den Basisereignissen abgebildet werden können. Basisereignisse mit den gleichen Parametern haben somit in jedem Simulationsschritt die gleichen Ausfallwahrscheinlichkeiten. Mit dem alternativen Sampling auf Basisereignis-Ebene werden die Ausfallwahrscheinlichkeiten für jedes einzelne Basisereignis separat anhand der Parameter gezogen. Somit können Basisereignisse mit gleichen Parametern auch unterschiedliche Ausfallswahrscheinlichkeiten in einem Simulationsschritt haben. Zusammenfassend, ist die Varianz der Ausfallwahrscheinlichkeit des TOP-Ereignisses mit den Samples auf „Parameter-Ebene“ eventuell größer als auf Basisereignis-Ebene, der Unterschied sollte aber oft vernachlässigbar sein. Ein Vergleich der Ergebnisse mit beiden Möglichkeiten kann die Einflüsse genauer zeigen.

SAPHIRE bietet die Möglichkeit das Sampling mit einer reinen Monte Carlo-Simulation oder einem Latin Hypercube Sampling durchzuführen. Bei der reinen Monte Carlo-Simulation werden die Ausfallwahrscheinlichkeiten der Basisereignisse zufällig und unabhängig voneinander gezogen. Im Latin Hypercube Sampling (siehe /INL 11/, Abschnitt „Overview of Latin Hypercube Sampling“) werden die Ausfallwahrscheinlichkeiten aufeinander abgestimmt und gleichmäßig über die Verteilungsfunktionen der Parameter verteilt gezogen. Für ähnlich stabile Ergebnisse in den Ausfallwahrscheinlichkeiten, benötigt das Latin Hypercube Sampling im Vergleich zur normalen Monte Carlo-Simulation eine geringe Anzahl an Simulationsschritten (siehe /INL 11/, Abschnitt „Comparison of Simple

Monte Carlo and Latin Hypercube Sampling“). Der Effekt beider Möglichkeiten und von N_{sim} kann mit einem Vergleich von mehreren Unsicherheitsanalysen bestimmt und dokumentiert werden.

4.2.3 Importanzanalyse

Die Importanzanalyse wird in RiskSpectrum® und SAPHIRE ähnlich durchgeführt (siehe /RIS 22/, Abschnitt „Importance and Sensitivity Analysis“; /INL 11/, Abschnitt 8). Die relevanten Importanz-Maße werden im SSG-3 /IAE 24/ (siehe Abschnitt 4.1) beschrieben, allerdings in RiskSpectrum® und SAPHIRE wie in Tab. 4.1 gezeigt anders benannt. Die Analysen basieren in beiden Fällen auf den Minimalschnitten. Dabei wird die Ausfallwahrscheinlichkeit des zu untersuchenden Basisereignisses entsprechend des gewünschten Importanz-Maßes angepasst und das Ergebnis des TOP-Ereignisses berechnet (beispielsweise wird die Ausfallwahrscheinlichkeit auf 1 oder auf 0 gesetzt).

Tab. 4.1 Übersicht zu Importanz-Maßen aus dem SSG-3 /IAE 24/ und deren Entsprechungen in RiskSpectrum® und SAPHIRE

IAEA SSG-3 /IAE 24/	RiskSpectrum®	SAPHIRE
Fussell-Vesely Importance	Fussell-Vesely Importance	Fussell-Vesely Importance
Risk Reduction Worth	Risk Decrease Factor	Risk Reduction Ratio
Risk Achievement Worth	Risk Increase Factor	Risk Increase Ratio
Birnbaum Importance	---	Birnbaum Importance

4.3 Auswertung des PSA-Modells in RiskSpectrum®

In diesem Abschnitt wird gezeigt, wie die im SSG-3 (§ 5.164) geforderten Ergebnisse (siehe Abschnitt 4.1) in RiskSpectrum® erstellt werden können. Weiterhin werden weitergehende Berechnungsmethoden in RiskSpectrum, sowie eine automatisierte Aufbereitung mit Python-Methoden gezeigt.

Dafür wird auf das PSA-Modell des Forschungsreaktors aus Abschnitt 2.2.5 als Basis verwendet und auf die internen Ereignisse reduziert. Das PSA-Modell hat den Namen FRMII_4724R01310 und einen voreingestellten User „NEW“ (Passwort „NEW“). Hintergrundinformationen zu dem PSA-Modell sind in den Berichten GRS-544 /MAY 19/ und GRS-667 /MAY 22/ beschrieben.

4.3.1 Vorbereitung der Auswertung

Übergeordnete Einstellungen für Analysen

Die übergeordneten Einstellungen können in RiskSpectrum® im Project Explorer über „Analyses&Results → Analysis Settings → Analysis Settings“ erreicht werden (siehe Abb. 4.2). Es können folgende Änderungen von den Standardeinstellungen sinnvoll sein:

– „Thread Level“: Die Auswahl „Analysis Case Threading“ bewirkt, dass mehrere Analysen von RiskSpectrum® parallel auf verschiedenen Kernen durchgeführt werden können. Diese Einstellung ist generell sinnvoll. Mit der Standard-Einstellung „No Threading“ werden alle Analysen nacheinander auf dem gleichen Kern durchgeführt.

– „Inherit BC Sets through event trees”: Durch die Einstellung “Inherit BC Sets” werden Boundary Condition (BC) Sets von einem Ereignisbaum in den nächsten übertragen. Die Übertragung kann zum Beispiel sinnvoll sein, wenn BC-Sets zusammen mit dem Auslösenden Ereignis definiert werden und der Ereignisbaum anschließend in weitere Ereignisbäume verzweigt /RIS 22/ (Boundary Condition Set at the Initiating Event).

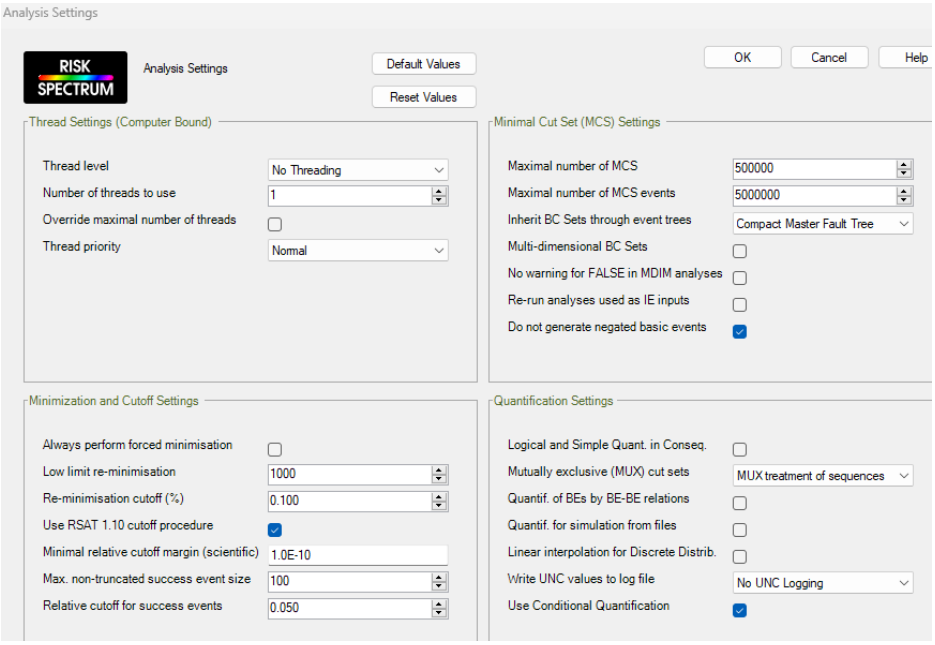
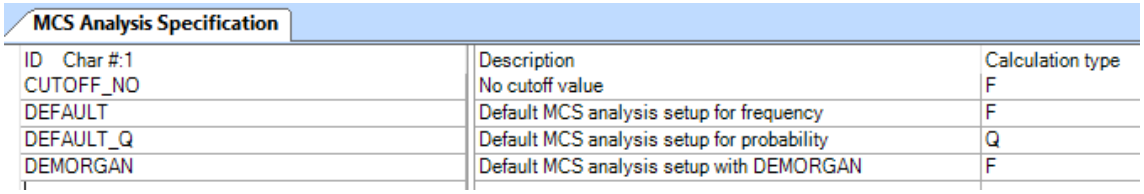


Abb. 4.2 Analysis Setting mit Standard-Einstellungen in RiskSpectrum®

Spezifikation von Analysen

Im „Project Explorer“ unter „Analysis&Results à Analysis Specifications“ können unterschiedliche Spezifikationen für die verschiedenen Analyse-Methoden (MCS-Analyse, Uncertainty Analysis, …) definiert werden. Die Spezifikationen werden als Grundeinstellung für die Analyse-Fälle („Analysis Case“) zur Berechnung der Ergebnisse (Minimalschnitte, TOP-Ergebnis) verwendet. Einige Parameter der Spezifikation sind für die unterschiedlichen Analyse-Methoden gleich und werden bei der Minimalschnittanalyse erläutert.

In „MCS Analysis Specification“ werden die Voreinstellungen für Minimalschnittanalysen gemacht. In der Liste werden alle erstellten Spezifikationen angezeigt (siehe Abb. 4.3). Durch Doppelklick kann eine Spezifikation in einem Fenster geöffnet und bearbeitet werden (siehe Abb. 4.4). Mit „Calculation Type“ kann festgelegt werden, ob Eintrittshäufigkeiten (Frequency „F“ mit der Einheit 1/a) oder eine Wahrscheinlichkeit („Q“ ohne zeitliche Bezugsgröße) berechnet werden soll. Dieser Parameter kann in jeder Analyse einzeln geändert werden. Der Parameter „Time“ hat nur in der „Time-dependent Analysis“ eine Auswirkung auf die Ergebnisse. Da eine entsprechende Analyse vom SSG-3 nicht gefordert wird, wird im Folgenden nicht weiter darauf eingegangen. Zusätzlich wird in der „MCS Analysis Specification“ das Abschneide-Kriterium („Absolute Cut-off“ / „Relative Cut-off“), der Grad der Annäherung („Approximation“, z. B. „First Order“), sowie die Behandlung der negierten Basisereignisse („Negated“) festgelegt (siehe Abschnitt 4.2.1).


MCS Analysis Specification

ID Char #:1	Description	Calculation type
CUTOFF_NO	No cutoff value	F
DEFAULT	Default MCS analysis setup for frequency	F
DEFAULT_Q	Default MCS analysis setup for probability	Q
DEMORGAN	Default MCS analysis setup with DEMORGAN	F

Abb. 4.3 Liste mit unterschiedlichen Spezifikationen für Minimalschnittanalysen

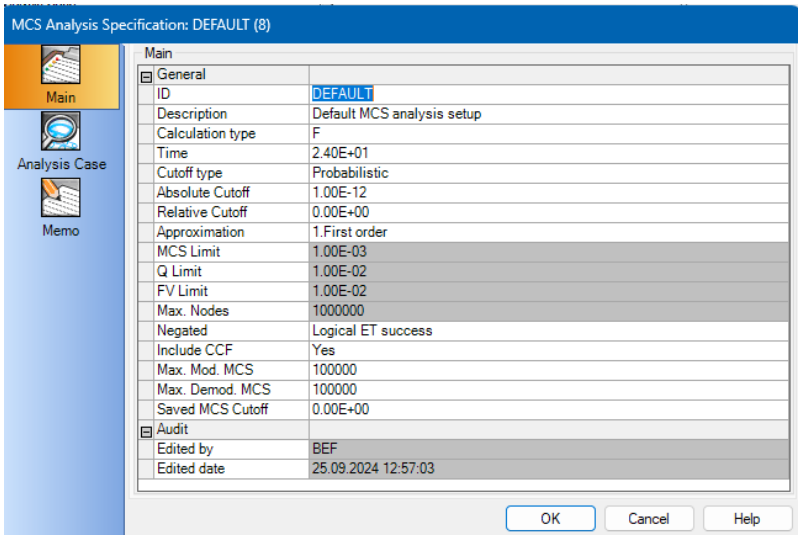


Abb. 4.4 Standard-Spezifikation „Default“ für Minimalschnittanalysen im FRMII PSA-Modell

Weiterhin können noch Spezifikationen für die Unsicherheitsanalyse und die Importanzanalyse gemacht werden (siehe Abschnitte 4.2.2 und 4.2.3). Bei Unsicherheitsanalysen kann beispielsweise das Sampling (Anzahl der Simulationen) und die Methode zur Wahl der Zufallszahlen („Seed type“, „Seed“) ausgewählt werden. Durch die Einstellung „Manual Seed“ werden die gleichen Zufallszahlen in unterschiedlichen Analysen verwendet, wodurch exakt reproduzierbare Ergebnisse erzeugt werden können. Für Importanzanalysen kann der „Sensitivity factor“ definiert werden. Mit diesem Faktor werden die Parameter eines Basisereignisses multipliziert bzw. dividiert und so die Sensitivität des TOP-Ergebnisses auf die Parameter im Basisereignis bestimmt. Weiterhin können die Objekt-Typen (Parameter, Attribute, System, Component, Event Group) bestimmt werden, für die die Analyse ausgeführt werden soll, wobei Basic Event, CCF-Group und Parameter die grundlegenden Objekt-Typen für eine Importanz-Analyse sind.

4.3.2 Berechnung der Ergebnisse nach SSG-3

Um die vom SSG-3 (§ 5.164) geforderten Ergebnisse zu erzeugen (siehe Abschnitt 4.1), müssen Minimalschnitt-, Unsicherheits- und Importanzanalysen für mehrere Konsequenz-Analyse-Fälle („Consequence Analysis Case“) in RiskSpectrum® ausgeführt werden (Project Explorer: Analysis&Results à Analysis Case à Consequence Analysis Case“). Generell müssen Konsequenzanalysen für alle entsprechend des „Scope“ der PSA (siehe SSG-3, § 2.2 bzw. Abschnitt 3.2) relevanten auslösenden Ereignisse hinsichtlich der relevanten Konsequenz durchgeführt werden. Die Auswertung kann durch

eine zusätzliche Konsequenzanalyse erleichtert werden, die alle auslösenden Ereignisse zusammen berücksichtigt.

Die für den Forschungsreaktor relevanten Analyse-Fälle sind in Tab. 4.2 dargestellt. Diese Analyse-Fälle beziehen sich auf die einzelnen internen Ereignisse im Forschungsreaktor mit der Konsequenz „Brennstoffschaden (BS)“, sowie auf eine Gesamtanalyse aller internen Ereignisse zusammen („INTERNE_BS“).

Tab. 4.2 Analyse-Fälle für die Auswertung des Brennstoffschadens bei jedem Internen Ereignis und bei allen internen Ereignissen zusammen (INTERNE_BS)

Analyse-Fall (ID)	Beschreibung in RiskSpectrum
INT_LB-L1_BS	Leck am Beckenboden im Leistungsbetrieb
INT_LB-NB_BS	Leck am Beckenboden im Nichtleistungsbetrieb
INT_LP_BS	Primärkühlmittelverlust außerhalb des Beckens
INT_RR_BS	Ausfahren des Regelstabs mit max. Geschw.
INT_TN-LB_BS	Notstromfall
INT_TN-NB_BS	Notstromfall im Nichtleistungsbetrieb
INT_TS_BS	Ausfall der sek. Wärmesenke
INTERNE_BS	Alle internen Ereignisse

Ein neuer Analyse-Fall kann mit einem Eintrag der „ID“ in der angezeigten Liste erstellt werden. Häufig besteht die ID aus der Abkürzung für das Auslösende Ereignis (z. B. TN für Notstromfall, LB für Leistungsbetrieb) und der Konsequenz (BS) getrennt durch einen Unterstrich. Durch Doppelklick auf diesen Eintrag öffnet sich ein Eingabefenster (siehe Abb. 4.5), in dem die Analyse definiert werden kann. Der Reiter „Main“ zeigt die vorhandenen Ergebnisse des Analysefalls (wenn schon berechnet). Weiterhin kann hier die Ausgabe der Ergebnisse in Text-Dateien aktiviert werden „Text result“. Für die spätere Auswertung mit Python sollte diese Einstellung aktiviert werden. Im Reiter „Specification“ werden die Spezifikationen für die Minimalschnittanalyse, die Unsicherheitsanalyse und die Importanz-Analyse festgelegt (siehe vorherigen Abschnitt). In der Spalte „Run“ müssen die Spezifikationen für die Minimalschnittanalyse, die Unsicherheitsanalyse und die Importanz-Analyse auf „Yes“ gesetzt werden, um die Ergebnisse nach SSG-3 zu erzeugen (wie in Abb. 4.5 dargestellt). Im Reiter „Consequence“ wird die auszuwertende Konsequenz festgelegt. Zur Erstellung der SSG-3 Ergebnisse wird die Konsequenz „Kernschaden“ bzw. „Brennstoffschaden“ im Forschungsreaktor gewählt. Anschließend erfolgt die Eingabe der Ereignisbäume, die in der Analyse berücksichtigt werden. Hier brauchen

nur die Ereignisbäume mit den entsprechenden auslösenden Internen Ereignissen eingegeben werden. Nachfolgende Ereignisbäume können wie folgt automatisiert eingefügt werden: Schließen des Fensters für den „Consequence Analysis Case“ à die Liste aller Konsequenz-Analyse-Fälle wird angezeigt à Markieren des Analyse-Falls durch Links-Klick links neben dem Listeneintrag (rote eingekreister Bereich in Abb. 4.6). Durch Rechts-Klick auf den markierten Analyse-Fall kann die Auswahl „Add Subsequent Event Trees“ gewählt werden. Im Analyse-Fall „INTERNE_BS“ werden alle in Tab. 4.2 gezeigten Ereignisbäume einbezogen.

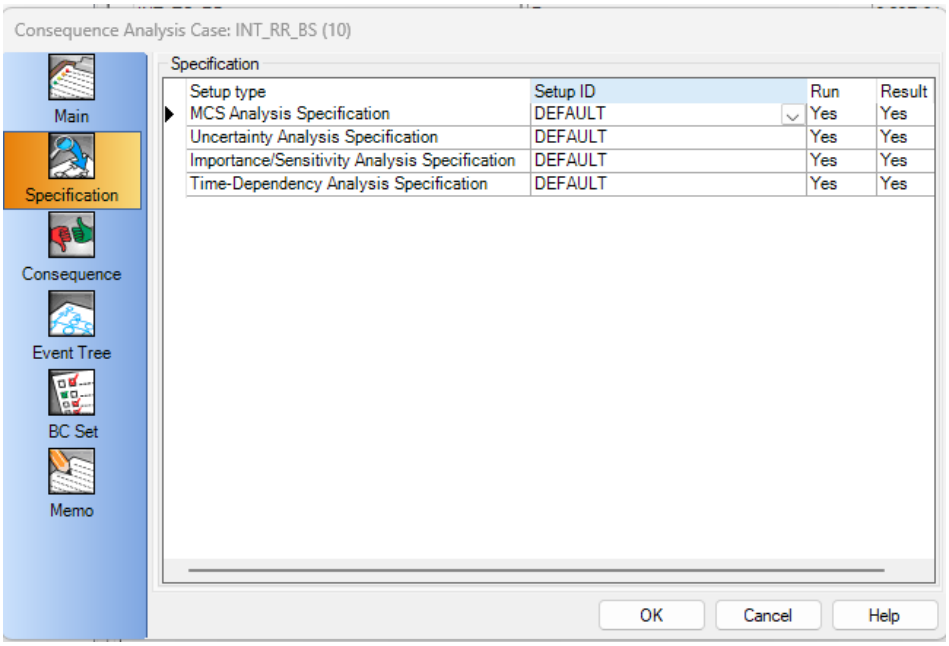


Abb. 4.5 Fenster zur Definition eines Konsequenz-Analyse-Falls

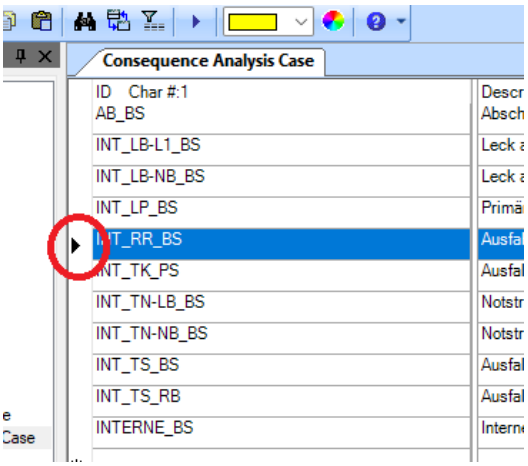


Abb. 4.6 Auswahl eines Konsequenz-Analyse-Falls in RiskSpectrum® durch Links-Klick in den rot markierten Bereich

Die im SSG-3 geforderten Ergebnisse werden für jeden Analysefall mit folgenden Analysen erzeugt:

- Minimalschnittanalyse: Punktwert der Kernschadenshäufigkeit, Minimalschnitte und deren Häufigkeiten;
- Unsicherheitsanalyse: Kernschadenshäufigkeit mit Mittelwert und den Quantilen der Verteilung); sowie
- Importanzanalyse: Importanz-Werte für Basisereignisse, Parameter und CCF-Gruppen.

Die Ergebnisse für alle internen Ereignisse kann mit dem übergeordneten Analyse-Fall „INTERNE_BS“ erzeugt werden. Die Beiträge der einzelnen Auslösenden Ereignisse werden mit den weiteren Analyse-Fällen berechnet. Die Durchführung einer Sensitivitätsstudie wird im Abschnitt 4.5 erläutert und auf die Eintrittshäufigkeiten der Anlagenschadenszustände (Übergang zur Stufe 2) hier nicht weiter eingegangen.

Zum Ausführen aller Konsequenz-Analysen werden die relevanten Analyse-Fälle markiert. Anschließend können im RiskSpectrum-Menü „Analysis à Run“ die Analysen im „RiskSpectrum® Analysis Tool“ gestartet werden. Wenn mehrere Analyse-Fälle ausgewählt wurden, werden sie durch die übergeordnete Einstellung „Analysis Case Threading“ parallel berechnet (siehe Abschnitt 4.3.1). Wenn nur ein Analyse-Fall ausgeführt wird, werden die einzelnen Schritte angezeigt (siehe Abb. 4.7). Solle die Analyse abbrechen, kann im Menü des RiskSpectrum® Analysis Tools über View à Log File das Analyse-Protokoll angezeigt werden lassen. Dies ist bei der Fehlerbebung häufig hilfreich. Wurden alle Analysen ausgeführt, kann die Auswertung der Ergebnisse beginnen (siehe Abschnitt 4.3.4).

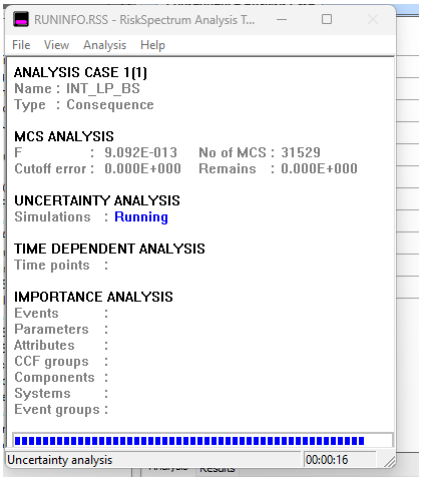


Abb. 4.7 RiskSpectrum® Analysis Tool während einer Unsicherheitsanalyse im Analyse-Fall „INT_LP_BS“

4.3.3 Weitergehende Berechnungsmethoden

Neben der Konsequenzanalyse stehen im Project Explorer noch weitere Analyse-Methoden zur Verfügung. Die Fehlerbaumanalyse („FT Analysis Case“) und die Sequenzanalyse („Sequence Analysis Case“) sind ähnlich der Konsequenzanalyse und dienen der einzelnen Auswertung von Fehlerbäumen oder Sequenzen. Diese beiden Analyse-Methoden sind vor allem zur Überprüfung eines PSA-Modells hilfreich.

Eine weitere Möglichkeit zur Auswertung eines PSA-Modells besteht über „MCS Analysis Case“. Damit werden Minimalschnitte mehrerer bereits berechneter Analyse-Fälle zusammengefasst und erneut ausgewertet. Die Definition welche Analyse-Fälle berücksichtigt werden erfolgt im Reiter „MCS list“ des Analyse-Falls. Dabei können mehrere einzelne Analyse-Fälle in der Liste zusammengestellt werden. Alternativ kann der „ID filter“ mit Wildcards „?“ (genau ein beliebiges Zeichen) oder „*“ (beliebig viele beliebige Zeichen) so gewählt werden, dass sie den IDs der gewünschten Analyse-Fälle entspricht („*_BS“ entspricht allen Analyse-Fällen mit Brennstoffschaden). Hierfür ist eine systematische Bezeichnung der Analyse-Fälle vorteilhaft (z. B. alle internen Ereignisse mit „INT_“ vorangestellt).

Mit „Analysis Case Group“ kann eine Gruppe von Analyse-Fällen definiert werden, die dann parallel inklusive der Minimalschnittanalysen berechnet werden. Die Auswahl der gewünschten Analyse-Fälle ist entsprechend des „MCS Analysis Case“.

Eine spezielle Auswertung von RiskSpectrum-Modellen erfolgte im Rahmen des BMU-Vorhabens 4719R01372, Arbeitspaket 2, „Redundanzübergreifende Ausfälle in der Elektrotechnik“ und wurde im Bericht GRS-695 (Kapitel 4.1.4) dokumentiert. Ohne hier auf Hintergründe einzugehen, wurde in den „Ansätzen C und D“ mithilfe von pyRiskRobot insgesamt 1000 PSA-Modelle erzeugt, die Minimalschnittanalysen ausgewertet und anschließend die Ergebnisse in einer Unsicherheitsverteilung der 1000 Ergebnisse wieder zusammengefasst. Über diese Zwischenschritte wurden in vielen Basisereignissen jeweils die Abhängigkeit der mittleren Ausfallwahrscheinlichkeit und der zugehörigen CCF-Parameter modelliert. Diese Abhängigkeiten sind in RiskSpectrum® nicht direkt implementierbar.

4.3.4 Auswertung der Ergebnisse in RiskSpectrum®

Im SSG-3 (§ 5.164) werden folgende Ergebnisse gefordert (siehe Abschnitt 4.1), die mit den in Abschnitt 4.3.2 dargestellten Analysen erzeugt wurden:

- Gesamte Kernschadenshäufigkeit: Punktwert mit Ergebnissen der Unsicherheitsanalyse (Quantile, Unsicherheitsverteilung)
- Beiträge der Auslösenden Ereignisse zur gesamten Kernschadenshäufigkeit (Punktwerte, Quantile, Unsicherheitsverteilungen)
- Minimalschnitte und deren Häufigkeiten
- Ergebnisse der Importanzanalyse

Die Sensitivitätsanalyse wird im Abschnitt 4.5 beschrieben. Die Auswertung der Eintrittshäufigkeiten der Anlagenschadenszustände erfolgt entsprechend der Eintrittshäufigkeit des Kernschadenschadens und wird deswegen hier nicht weiter beschrieben. Im Folgenden wird dargestellt, wie man die in der Aufzählung genannten Ergebnisse in RiskSpectrum® auswerten kann.

Die Darstellung der Ergebnisse einer Konsequenzanalyse erfolgt im gleichen Fenster wie die Definition der Analyse (siehe Abb. 4.8). Das TOP-Ergebnis (Ergebnis des Top-Ereignisses, z. B. die Kernschadenshäufigkeit) ist direkt in der Zeile der Analyse zu sehen (blau hinterlegt, rot umkreist). „MCS Result“ ist der Punktwert der Minimalschnittanalyse, „UNC Mean“ sowie die weiteren Spalten sind die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse. Weitere Ergebnisse werden unterhalb der Liste im Reiter „Results“ angezeigt (hellblau umreist). Dort werden im Unter-Reiter „MCS“ (grün umkreist), der gesamte

Punktwert der Analyse aller Minimalschnitte (rot umkreist), sowie die Minimalschnitte (Spalten „Event 1“, „Event 2“, …) gemäß ihrem Beitrag (orange umkreist) gezeigt. Im Unter-Reiter „Mod. MCS“ werden die modularisierten Minimalschnitte dargestellt (siehe Abschnitt 4.2.1). Die nachfolgenden Unter-Reiter enthalten die Ergebnisse der Importanz-Analysen der jeweiligen RiskSpectrum® Objekte („Basic Event“, „CCF Group“, …). Die Unter-Reiter „CDF“ und „PDF“ zeigen die kumulierte Verteilungsfunktion bzw. die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion des TOP-Ereignisses. Der Unter-Reiter „STAT“ enthält Statistiken zur durchgeführten Analyse.

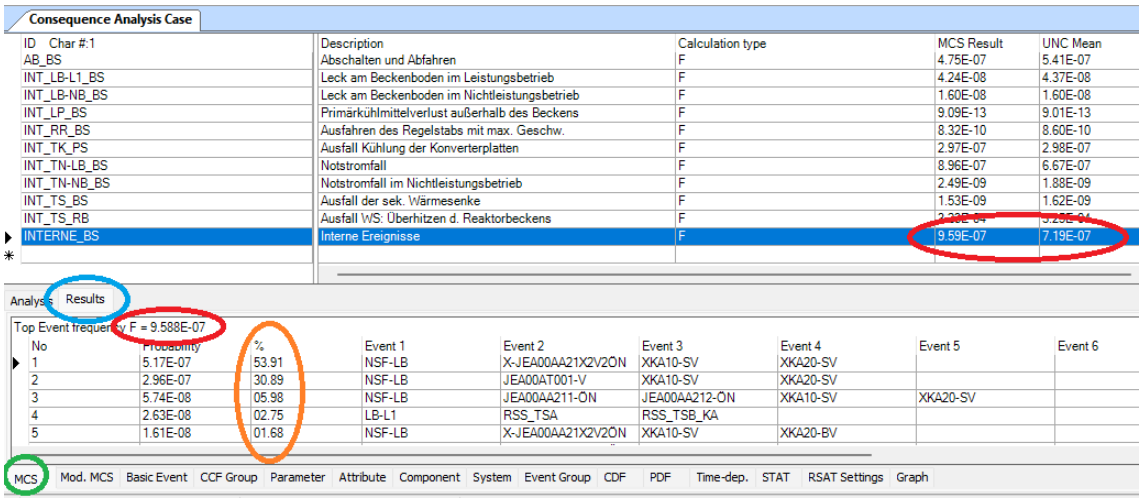


Abb. 4.8 Darstellung der Ergebnisse einer Konsequenzanalyse in RiskSpectrum

Zur Übertragung der Ergebnisse in andere Programme kann über Datei à „Save Table / Result as“ die Speicherung der Ergebnisse in Textdateien erfolgen, die anschließend mit Excel oder einem anderen Programm dargestellt werden. Da jede Tabelle einzeln übertragen werden muss, bietet sich allerdings die Verwendung von Python zur Unterstützung der Auswertung an.

Gesamte Kernschadenshäufigkeit

Die gesamte Kernschadenswahrscheinlichkeit aller berücksichtigten auslösenden Ereignisse wurde im Analyse-Fall „INTERNE_BS“ berechnet. Wie oben beschrieben, wird der Punktwert, sowie die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse in den rot umkreisten Feldern aus Abb. 4.8 gezeigt. Die Verteilungsfunktionen der Kernschadenshäufigkeit sind in den Unter-Reitern „CDF“ und „PDF“.

Beiträge der Auslösenden Ereignisse

Die Beiträge der einzelnen Auslösenden Ereignisse (Zeilen oberhalb der blau hinterlegten Zeile in Abb. 4.8) können nur absolut angezeigt werden. Die Anzeige erfolgt entsprechend der Gesamtanalyse „INTERNE_BS“ in der Zeile der Analyse bzw. im Reiter „Results“.

Minimalschnitte und deren Häufigkeiten

Die Minimalschnitte der Gesamtanalyse sind wieder im Unter-Reiter „MCS“ der Gesamtanalyse zu finden. Bei der Auswertung der PSA-Ergebnisse ist es wichtig, einige Minimalschnitte auf deren Plausibilität zu überprüfen. Dies gilt insbesondere für sehr kurze Minimalschnitte.

Ergebnisse der Importanzanalyse

Wie in Abschnitt 4.1 beschrieben, geben die Importanz-Werte weitere Informationen zu den Basic Events, CCF-Gruppen, sowie Parametern. Die Darstellung in RiskSpectrum® erfolgt in den entsprechenden Unter-Reitern der Ergebnisse der Gesamtanalyse bzw. der Ergebnisse zu den auslösenden Ereignissen.

4.3.5 Auswertung der Ergebnisse mit Python-Methoden

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden Python-Methoden erstellt und aufbereitet, mit denen die Auswertung von RiskSpectrum® Ergebnissen automatisiert durchgeführt werden kann. Die Python-Methoden sind im Modul „RiSp.py“ gruppiert und können in GitLab heruntergeladen werden. Aufgrund der Automatisierung können mehrere Analyse-Fälle identisch ausgewertet und deren Ergebnisse gleich dargestellt werden.

Die Auswertung mit Hilfe von Python wird am Beispiel des Forschungsreaktors im Python Modul „Risp_Eval_Kompetenzerhalt.py“ erklärt. Im vorliegenden Bericht wird nur das prinzipielle Vorgehen zur Auswertung und zu den Einsatzmöglichkeiten der Methoden erläutert. Weitere Informationen zur Funktionalität der Methoden werden direkt in „RiSp.py“ dokumentiert und nur dort aktuell gehalten.

Vorbereitende Schritte der Auswertung

Vor der Durchführung der Auswertung müssen die Ergebnisse aus Abschnitt 4.3.2 als Text-Dateien ausgegeben werden. Die Text-Dateien werden in einem Unterordner des RiskSpectrum-Modells mit gleichen Namen und der Endung „RPR“ gespeichert (siehe Abb. 4.9). Die Text-Dateien der Analyse-Fälle werden mit aufeinanderfolgenden eindeutigen Nummern bezeichnet und haben die Endungen „MCS“ (Minimalschnittanalyse), „UNC“ (Unsicherheitsanalyse) oder „IMP“ (Importanzanalyse).

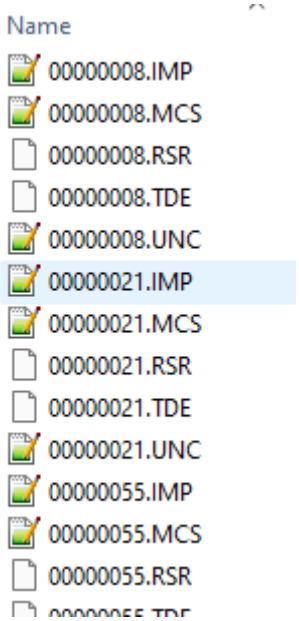


Abb. 4.9 Von RiskSpectrum® erstellte Ergebnis-Dateien der Analyse-Fälle. Jeder Analyse-Fall hat eine eineindeutige Nummer, der Name des Analyse-Falls ist aber nicht ersichtlich

Zur Unterstützung der Durchführung von Berechnungen und zur Übersichtlichkeit über die von RiskSpectrum® erstellten Ergebnis-Dateien stehen im Modul „RiSp.py“ zwei Methoden zur Verfügung. Mit der Methode „Start_Simulations()“ können mehrere RiskSpectrum-Analysen automatisiert gestartet werden. Diese Methode wurde beispielsweise im Vorhaben 4719R01372 zur sequenziellen Berechnung von 1000 Analyse-Fällen in unterschiedlichen RiskSpectrum-Modellen (siehe Abschnitt 4.3.3) angewendet. Die Methode „rename_ResultFiles()“ erlaubt eine Übersicht zwischen den laufenden Nummern der RiskSpectrum® Ergebnis-Dateien und den Analyse-Namen in RiskSpectrum. Die Übersicht kann einerseits in einer Excel-Liste „EventNameList.xlsx“ ausgegeben werden, in der auch ersichtlich ist, welche Analyse-Methoden (Minimalschnitt-, Unsicherheits-, Importanzanalyse) durchgeführt wurden (siehe Abb. 4.10). Zum anderen

können die Dateien mit den Analysenahmen umbenannt und in einem anderen Ordner gespeichert werden.

	A	B	C	D	E	F
1	EventName	.TXT	.txt	.IMP	.MCS	.UNC
2	AB_BS		00000091	00000091	00000091	00000091
3	INTERNE_BS		00000408	00000408	00000408	00000408
4	INT_LB-L1_BS		00000079	00000079	00000079	00000079
5	INT_LB-NB_BS		00000095	00000095	00000095	00000095
6	INT_LP_BS		00000080	00000080	00000080	00000080
7	INT_RR_BS		00000008	00000008	00000008	00000008
8	INT_TK_PS		00000078	00000078	00000078	00000078
9	INT_TN-LB_BS		00000021	00000021	00000021	00000021
10	INT_TN-NB_BS		00000096	00000096	00000096	00000096
11	INT_TS_BS		00000055	00000055	00000055	00000055
12	INT_TS_RB		00000056	00000056	00000056	00000056
13						

Abb. 4.10 Von „rename_ResultsFiles()“ erstellte Excel-Liste zur Verbindung zwischen Name des Analyse-Falls und der nummerierten Ergebnis-Datei von RiskSpectrum

Die automatisierte Auswertung der RiskSpectrum® Ergebnis-Dateien im Ordner des RiskSpectrum-Modells (Pfad: „filepath“) wird mit der Methode „get_results()“ gestartet. Diese Methode lädt die aus den Ergebnis-Dateien gesammelten und in Ergebnis-Objekten (Pandas Dataframes bzw. Dictionaries) gespeicherten Ergebnisse in den Arbeitsspeicher. Tab. 4.3 gibt eine Übersicht über die möglichen Ergebnis-Objekte und mit welchen Optionen sie von „get_result()“ zurückgegeben werden. Die Methode „get_result()“ lädt dafür entweder schon vorhandene Ergebnis-Objekte von der Festplatte (Pickle-Objekte im Pfad „resultspath“) oder verweist auf die Methode „__collect_results()“, um die Ergebnis-Objekte neu zu erstellen.

Tab. 4.3 Übersicht der Ergebnis-Objekte der Methode „get_results()“

Ergebnis-Objekt	**Inhalt**	**Aufruf über get_result()**
Ergebnis-Dataframe	Ergebnisse aus der Minimalschnitt- und Unsicherheitsanalyse des Top-Ereignisses für alle Analysefälle	Standard-Rückgabe mit Default-Werten für die Optionen „MCS_number=np.nan“ und „imp_filter_str=““
Minimalschnitt-Dictionary	Ein Dataframe mit den Minimalschnitten der Minimalschnittanalysen eines Analyse-Falls mit dem Analyse-Fall-Namen als „Key“ des Dictionaries	Angabe der Anzahl von Minimalschnitten über die Option „MCS_number>0“

Ergebnis-Objekt	Inhalt	Aufruf über get_result()
Importanz-Dictionary	Ein Dataframe mit den Importanz-Werten der Importanz-Analyse eines Analyse-Falls mit dem Analyse-Fall-Namen als „Key“ des Dictionaries	Angabe eines zusätzlichen Filters für Analyse-Fälle mit der Option „imp_filter_str“ (regulärer Ausdruck)

Die Methode „__collect_results()“ (siehe Abb. 4.11) iteriert über alle Dateien im Ordner „filepath“ und startet je nach Dateityp eine passende Auswerte-Methode (MCS-Datei: „__read_DotMcs()“; UNC-Datei: „__read_DotUnc()“; IMP-Datei: „__read_DotImp()“). Diese Auswerte-Methoden untersuchen die jeweilige Text-Datei auf Informationen und sammeln sie in den Ergebnis-Objekten. Diese Ergebnis-Objekte werden als Pickle-Objekte (ResultsDF.pkl, McsDCT.pkl, ImportanceDCT.pkl) gespeichert und können erneut von get_results() geladen werden. Anschließend werden die Ergebnis-Objekte an die Auswerte-Methoden übergeben.

```
for filename in os.listdir(filepath):
    #print(filename)
    fpath=os.path.join(filepath,filename)
    if re.search("\.UNC", filename) is not None:
        dsu=__read_DotUnc(filename=fpath,filter_str=filter_str)#series
        if dsu is None: continue
        dfu=pd.concat([dfu, dsu.to_frame().T])
    elif re.search("\.IMP", filename) is not None:
        dsTENV=read_DotImp(filename=fpath,filter_str=filter_str,TopEventNomValue=True,get_group='EVENTS')#series
        if dsTENV is None: continue
        dfTENV=pd.concat([dfTENV, dsTENV.to_frame().T])
        if imp_filter_str!='' and re.search(imp_filter_str,dsTENV.name) is not None:
            dct_imp[dsTENV.name]=read_DotImp(filename=fpath,filter_str='',TopEventNomValue=False,get_group='EVENTS')#frame
    elif re.search("\.MCS", filename) is not None:
        if np.isnan(MCS_number)==True:#series with frequency result of MCS file (MCS result)
            dsf=__read_DotMcs(filename=fpath,filter_str=filter_str,MCS_number=np.nan)
            if dsf is None: continue
            dff=pd.concat([dff, dsf.to_frame().T])
        else:
            df_mcs=__read_DotMcs(filename=fpath,filter_str=filter_str,MCS_number=MCS_number)
            if df_mcs is None: continue
            dct_mcs[df_mcs.event]=df_mcs
    else: continue
```

Abb. 4.11 Python-Code in „__collect_results()” zur Iteration über die Ergebnis-Dateien von RiskSpectrum

Zusätzlich kann die verwendete Schriftgröße in den nachfolgend beschriebenen Abbildungen mit der Methode „set_figure_font_size()“ angepasst werden.

Gesamte Kernschadenshäufigkeit und Beiträge – Numerische Ausgabe

Mit der Methode „print_report()“ können die TOP-Ergebnisse aller Analyse-Fälle dargestellt werden. Dazu wird der Methode das Ergebnis-Dataframe von „get_results()“ (siehe Tab. 4.3) übergeben. Die Ausgabe der Ergebnisse kann entweder auf dem Bildschirm oder in einer Excel-Datei erfolgen (siehe Abb. 4.12).

	A	B	C	D	E	F	G
1	Analysis case	MCS_result	Mean	Median	5th percentile	95th percentile	Frequency
2	INT_TS_RB	0,000322	0,000322	0,000169	0,0000107	0,00114	0,000322
3	INTERNE_BS	0,000000959	0,000000738	0,000000241	2,47E-08	0,00000272	0,000000959
4	INT_TN-LB_BS	0,000000896	0,000000678	0,000000178	7,07E-09	0,00000264	0,000000896
5	AB_BS	0,000000475	0,000000536	0,000000194	0,000000022	0,00000196	0,000000475
6	INT_TK_PS	0,000000297	0,000000296	2,08E-08	1,03E-10	0,00000105	0,000000297
7	INT_LB-L1_BS	4,24E-08	4,23E-08	9,11E-09	6,75E-11	0,000000157	4,24E-08
8	INT_LB-NB_BS	0,000000016	0,000000016	4,24E-09	3,25E-11	6,81E-08	0,000000016
9	INT_TN-NB_BS	2,5E-09	1,82E-09	4,9E-10	1,91E-11	7,16E-09	2,5E-09
10	INT_TS_BS	1,53E-09	1,66E-09	3,03E-10	1,92E-11	5,23E-09	1,53E-09
11	INT_RR_BS	8,32E-10	9,09E-10	6,36E-11	2,27E-12	2,6E-09	8,32E-10
12	INT_LP_BS	9,09E-13	9,14E-13	1,47E-13	7,43E-15	3,3E-12	9,09E-13

Abb. 4.12 Automatisierte Ausgabe der Ergebnisse der TOP-Ereignisse aller Analyse-Fälle in Excel durch die Methode „print_report()“

Diese Ausgabe aller Analyse-Fälle im Ergebnis-Dataframe kann weiter spezifiziert werden (siehe Abb. 4.13), sodass für einen Bericht die gesamte Kernschadenshäufigkeit, sowie die Anteile der Auslösenden Ereignisse mit allgemein verständlichen Begriffen von „print_report()“ ausgegeben werden. Dazu kann eine Summe über bestimmte Analyse-Fälle angezeigt werden lassen, sowie die Ausgabe auf bestimmte Analyse-Fälle beschränkt werden (in der Abbildung nur Interne Einwirkungen mit Brennstoffschaden). Für die Auswahl der jeweiligen Analyse-Fälle kann ein regulärer Ausdruck als Filter („filter_str“, „sum_str“) definiert werden, der auf die Bezeichnungen der gewünschten Analyse-Fälle passt (hier „INT_.*_BS“ mit dem regulären Ausdruck „.*“, der eine beliebige Anzahl von beliebigen Zeichen darstellt). Aus diesem Grund ist eine systematische Bezeichnung der Analyse-Fälle sinnvoll (z. B. Interne Ereignisse mit INT, alle internen Brandereignisse mit IB, oder Kernschaden mit CD am Ende). Zudem wurden in Abb. 4.13 die Bezeichnungen im Vergleich zu Abb. 4.12 geändert. Dafür kann allen hier beschriebenen Ausgabe-Methoden ein „Begriffs-Dictionary“ („label_dct“) übergeben werden, in dem die neuen Bezeichnungen definiert werden (Abb. 4.14). Die für alle Methoden relevanten Schlüssel sind im Modul „RiSp.py“ beschrieben.

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	Analyse-Fall	Punktwert	Mittelwert	Median	5% Quantil	95% Quantil	Häufigkeit /a	Mittelwert/Summe
2	Summe	0,000000959	0,000000741	0,000000193	7,21E-09	0,00000288	0,000000959	1
3	Notstromfall (LB)	0,000000896	0,000000678	0,000000178	7,07E-09	0,00000264	0,000000896	0,915
4	Leck Becken (LB)	4,24E-08	4,23E-08	9,11E-09	6,75E-11	0,000000157	4,24E-08	0,0571
5	Leck Becken (NB)	0,000000016	0,000000016	4,24E-09	3,25E-11	6,81E-08	0,000000016	0,0216
6	Notstromfall (NB)	2,5E-09	1,82E-09	4,9E-10	1,91E-11	7,16E-09	2,5E-09	0,00246
7	Ausfall sek.tert. Wärmesenke	1,53E-09	1,66E-09	3,03E-10	1,92E-11	5,23E-09	1,53E-09	0,00224
8	Ausfahren Regelstab	8,32E-10	9,09E-10	6,36E-11	2,27E-12	2,6E-09	8,32E-10	0,00123
9	Primärkühlmittelverlust außerhalb Becken	9,09E-13	9,14E-13	1,47E-13	7,43E-15	3,3E-12	9,09E-13	0,00000123
10								

Abb. 4.13 Angepasste automatisierte Ausgabe der Ergebnisse durch die Methode „print_report()“

```
label_de_dct={
    'AB_BS':'Abschalten und Abfahren',
    'INT_LB-L1_BS':'Leck Becken (LB)',
    'INT_LB-NB_BS':'Leck Becken (NB)',
    'INT_LP_BS':'Primärkühlmittelverlust außerhalb Becken',
    'INT_RR_BS':'Ausfahren Regelstab',
    'INT_TK_PS':'Ausfall Kühlung Konverterplatten',
    'INT_TN-LB_BS':'Notstromfall (LB)',
    'INT_TN-NB_BS':'Notstromfall (NB)',
    'INT_TS_RB':'Ausfall sek.tert. Wärmesenke (RB überhitzt)',
    'INT_TS_BS':'Ausfall sek.tert. Wärmesenke',
    'INTERNE_BS':'Interne Ereignisse (BS)',
    'MCS_result':'Punktwert',
    'Mean':'Mittelwert',
    'mean':'Mittelwert',
    'MCS_result':'Punktwert',
    '5th percentile':'5% Quantil',
    '95th percentile':'95% Quantil',
    'TopEventNomValue':'TOP-Ereignis',
    'xlabel':'CDF /a',#für plot_CDF()
    'ylabel':'kumulative Verteilung in %',#für plot_CDF()
    'Frequency':'Häufigkeit /a',#print_MCS()
    '%':'Beitrag in %',#print_MCS()
    'XKA10-SV':'Ausfall Notstromaggregat 10',
    'NSF-LB':'IE Notstromfall LB',
    'sum':'Summe',#Ausgabe in print_report
    'group':'Gruppe',#Ausgabe in print_report
    'Analysis case':'Analyse-Fall'#Ausgabe in print_report
    }
```

Abb. 4.14 Beispiel für ein Dictionary zur Neudefinition der Bezeichnungen in den Ergebnis-Ausgaben

Gesamte Kernschadenshäufigkeit und Beiträge – Graphische Ausgabe

In PSA-Berichten ist eine graphische Darstellung der Endergebnisse einer PSA typisch. Dazu bietet das Modul „RiSp.py“ drei Methoden. Alle drei Methoden verwenden als Eingabe das Ergebnis-Dataframe von „get_result()“ und haben die Optionen zur Filterung der Analyse-Fälle (filter_str) und zur Neudefinition der Bezeichnungen („label_str“).

Die Methode „plot_cdf“ stellt die kumulative Verteilungsfunktion des TOP-Ergebnisses (Kernschadenshäufigkeit) aller gefilterten Analyse-Fälle dar (siehe Abb. 4.15). Mit der Option „sum_up=True“ kann auch eine Gesamtverteilung aus allen angezeigten Analysefällen abgebildet werden. Hier wurden die Kurzbezeichnungen für die Analyse-Fälle verwendet, um die Legende in dem Plot positionieren zu können. Zusätzlich stehen aber Optionen in der Methode zur Verfügung, um die Position einer eventuell großen Legende anzupassen.

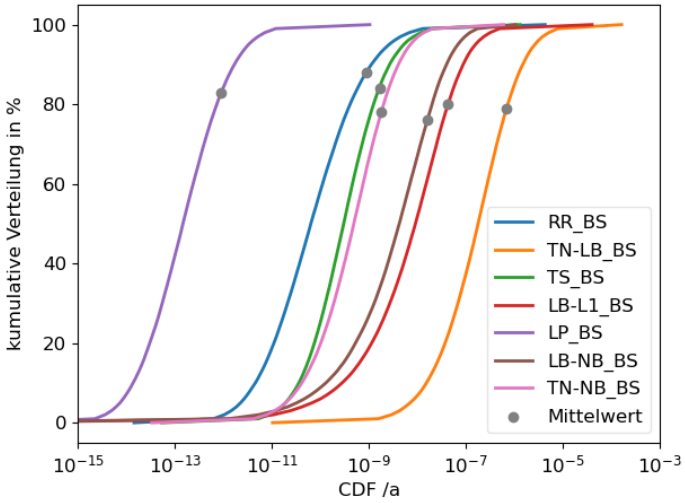


Abb. 4.15 Darstellung der kumulativen Verteilungen der CDF der Analysefälle durch die Methode „plot_cdf()“

In Berichten ist es oft gewünscht, die Anteile der auslösenden Ereignisse am gesamten Kernschaden in einem Kreisdiagramm darzustellen. Dazu eignet sich die Methode „plot_cdf_pie()“. Mit der Option „key_result“ kann das dargestellte Ergebnis (Punktwert, Mittelwert, …) definiert werden. Durch „outer_legend=True“ wird eine Legende in die Abbildung eingefügt, andernfalls werden die Bezeichnungen der Analyse-Fälle direkt in der Grafik angezeigt. Zur Übersichtlichkeit können nur die obersten Analyse-Fälle abgebildet werden (Option „head“).

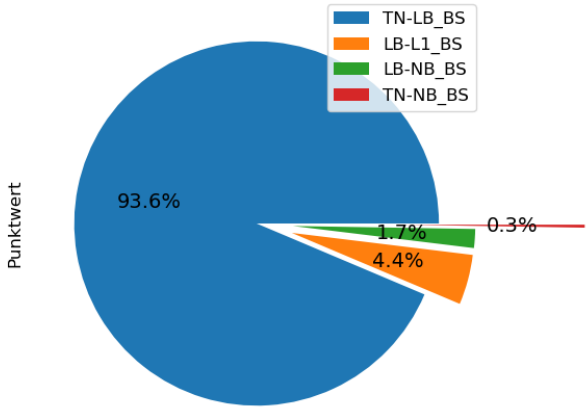


Abb. 4.16 Darstellung der Anteile der Analysefälle an der gesamten CDF in einem Kreisdiagramm durch die Methode „plot_cdf_pie()“

Mit der Methode „plot_errorbars“ können die Unsicherheiten in den TOP-Ergebnissen grafisch mit Fehlerbalken dargestellt werden (siehe Abb. 4.17). Diese Darstellungsweise kann in Berichten in Ergänzung zu den oben gezeigten Darstellungen interessant sein.

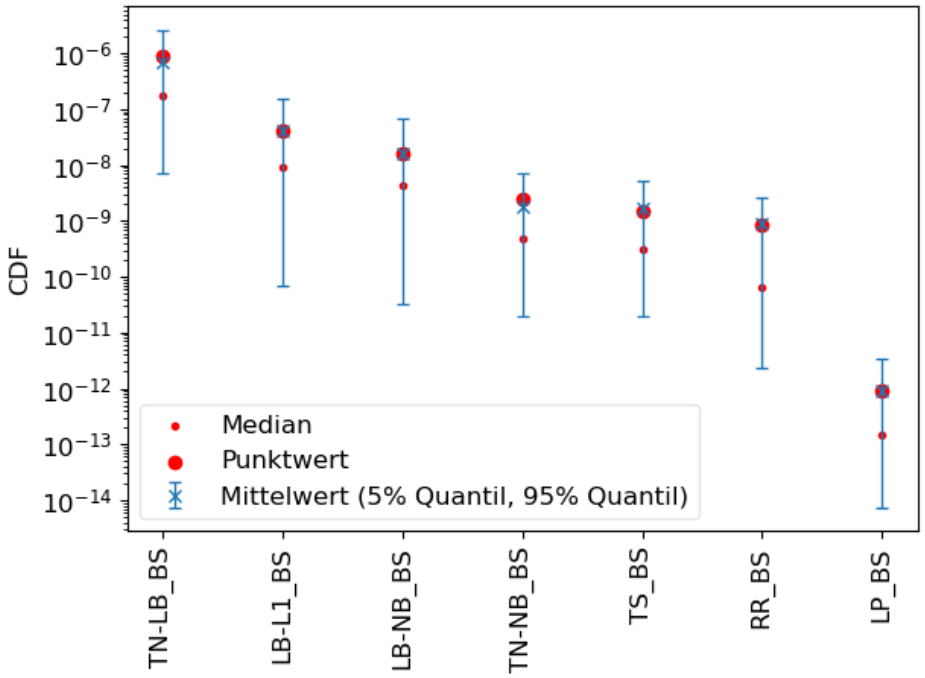


Abb. 4.17 Darstellung der Fehlerbalken der CDF der Analysefälle durch die Methode „plot_errorbars()“

Minimalschnitte und deren Häufigkeiten

Die Minimalschnitte der Analyse-Fälle können mit der Methode „print_mcs()“ angezeigt werden. Die Methode benötigt das Minimalschnitt-Dictionary (siehe Tab. 4.3), das über die Methode „get_result()“ mit der Option „MCS_number>0“ geladen wird. Die Ausgabe erfolgt entweder auf dem Bildschirm oder in einer Excel-Datei mit jeweils einem Arbeitsblatt für jeden Analyse-Fall.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	Notstromfall (LB)	Häufigkeit /a	Beitrag in %	BE_00	BE_01	BE_02	BE_03	BE_04	
2	1	0,000000517	57,7	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XKA10-SV	XKA20-SV		
3	2	0,000000296	33,1	NSF-LB	JEA00AT001-V	XKA10-SV	XKA20-SV		
4	3	5,74E-08	6,4	NSF-LB	JEA00AA211-ÖN	JEA00AA212-ÖN	XKA10-SV	XKA20-SV	
5	4	1,61E-08	1,8	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XKA10-BV	XKA20-SV		
6	5	1,61E-08	1,8	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XKA10-SV	XKA20-BV		
7	6	9,24E-09	1	NSF-LB	JEA00AT001-V	XKA10-SV	XKA20-BV		
8	7	9,24E-09	1	NSF-LB	JEA00AT001-V	XKA10-BV	XKA20-SV		
9	8	4,47E-09	0,5	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	X-XKAX02V2-BV			
10	9	3,26E-09	0,4	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XJH20AP001-SV	XKA10-SV		
11	10	3,26E-09	0,4	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XJH10AP001-SV	XKA20-SV		
12	11	2,56E-09	0,3	NSF-LB	JEA00AT001-V	X-XKAX02V2-BV			
13	12	1,87E-09	0,2	NSF-LB	JEA00AT001-V	XJH20AP001-SV	XKA10-SV		
14	13	1,87E-09	0,2	NSF-LB	JEA00AT001-V	XJH10AP001-SV	XKA20-SV		
15	14	1,79E-09	0,2	NSF-LB	JEA00AA211-ÖN	JEA00AA212-ÖN	XKA10-SV	XKA20-BV	
16	15	1,79E-09	0,2	NSF-LB	JEA00AA211-ÖN	JEA00AA212-ÖN	XKA10-BV	XKA20-SV	
17	16	9,37E-10	0,1	NSF-LB	JDA-AUSFALL	X-JDE-2V5			
18	17	9,04E-10	0,1	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XJY10EY001-BL	XKA20-SV		
19	18	9,04E-10	0,1	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XJY20EY001-BL	XKA10-SV		
20	19	7,03E-10	0,1	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	X-XKAX02V2-SV			
21	20	6,41E-10	0,1	NSF-LB	X-JEA00AA21X2V2ÖN	XKA10-SV	XKA20AG001-SN		

Abb. 4.18 Darstellung der Minimalschnitte des Analyse-Falls „INT_TN_LB“ (Notstromfall im Leistungsbetrieb) in Excel durch die Methode „print_mcs()“

Importanz-Werte für die Interpretation der PSA

Mit der Methode „print_importances()“ können die Importanz-Werte für alle Analyse-Fälle entweder am Bildschirm oder in einer Excel-Datei ausgegeben werden. Dafür benötigt die Methode das Importanz-Dictionary (siehe Tab. 4.3), das über die Methode „get_result()“ und der Option „imp_filter_str“ (regulärer Ausdruck) geladen werden kann. Die Importanz-Maße können mit der Option „imp_meas“ (Liste) gewählt werden, wobei die im SSG-3 (§ 5.171) hervorgehobenen Werte Fussell-Vesely (FV), Risk Decrease Factor RDF (entspricht Risk Reduction Worth) und Risk Increase Factor (entspricht Risk Achievement Worth) voreingestellt sind.

Zur Veranschaulichung können die Importanz-Maße mit der Methode „plot_importances()“ in Balkendiagrammen dargestellt werden (siehe Abb. 4.19). Zur Verbesserung der Verständlichkeit können mit der Option „label_dct“ die Basisereignisse umbenannt werden. Zudem wird über „tick_rotate“ die Ausrichtung der x-Achsenbeschriftung vorgegeben. Die Darstellungsweise eignet sich allerdings nur für eine geringe Anzahl an Komponenten.

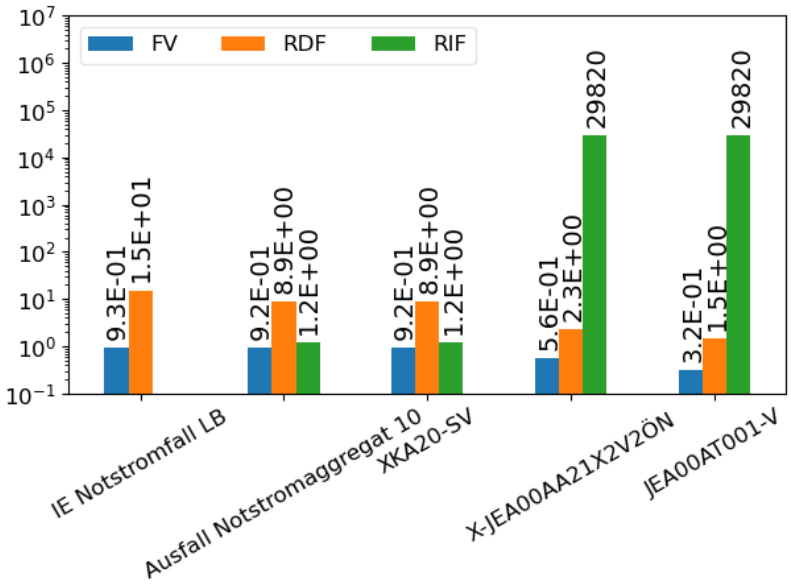


Abb. 4.19 Darstellung der Importanz-Werte von Basisereignissen im Analyse-Fall „INTERNE_BS“ (alle internen auslösenden Ereignisse) in Excel durch die Methode „plot_importances()“

4.3.6 Abschließende Hinweise zur Auswertung eines PSA-Modells

Bei der im Abschnitt 4.3 beschriebenen Auswertung gemäß SSG-3 (§ 5.164) sollten zusätzlich die Hinweise aus den Abschnitten 4.1 und 4.2 beachten werden. Dabei sind insbesondere folgende übergeordneten Einstellungen in RiskSpectrum® sowie die Spezifizierungen der Analysen zu überprüfen.

- Ist die Weitergabe der Boundary Condition Sets an nachfolgende Ereignisbäume notwendig?
- Welchen Einfluss hat das Abschneide-Kriterium in der Minimalschnittanalyse?
- Welchen Einfluss hat der Grad der Annäherung (z. B. First Order Approximation) auf das TOP-Ergebnis?
- Ist die Methode zur Behandlung von negierten Basisereignissen ausreichend genau (insbesondere im Hinblick auf die Ergebnisse von Sequenzen)?

Zudem ist zu berücksichtigen, dass das TOP-Ergebnis sowie die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse ungenau sein können. Ungenauigkeiten im TOP-Ereignis sind insbesondere zu erwarten, wenn mehrere Minimalschnitte die gleichen Basisereignisse haben. Ungenaue Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen können durch eine nicht

ausreichende Anzahl an Simulationsschritten in der Monte Carlo-Simulation verursacht werden. Für entsprechende Überprüfungen, ob das PSA-Modell richtig funktioniert, können Fehlerbaum- oder Sequenz-Analysen hilfreich sein.

Weiterhin sollten die Dokumentation und Diskussion der signifikanten Minimalschnitte und Sequenzen erfolgen. Hierbei ist die Plausibilität der Minimalschnitte und der zugehörigen Sequenzen zu überprüfen.

Im Abschnitt 4.3.4 wurde die Auswertung mithilfe des Python-Moduls „RiSp.py“ dargestellt. Die erforderlichen Schritte zur Auswertung gemäß SSG-3 (§ 5.164) können in wenigen Zeilen beschrieben und automatisiert durchgeführt werden (siehe Abb. 4.20). Durch die oben erläuterten Überprüfungen des PSA-Modells wird die Auswertung in der Regel mehrmals wiederholt. Dabei kann die automatisierte Auswertung zu einer erheblichen Zeiteinsparung im Vergleich zur Auswertung direkt in RiskSpectrum® aus Abschnitt 4.3.2 führen.

```
78      filepath=r"C:\Users\bef\Documents\PSAcollection\RiSp\FRMII\FRM-II_4724R01310.RPR"
79      resultspath=r"C:\Users\bef\Documents\Python\Evaluations\4724R01310_Kompetenzerhalt\_results"
80      collect_new=False
81      save=False
82      label_dct=label_de_dct
83      'Voreinstellungen'
84      RiSp.set_figure_font_size(font=14,axis=12,tick=12,legend=12)
85      RiSp.rename_ResultFiles(filepath=filepath,rename_files=False,to_excel=True,resultspath=resultspath)
86      'Ergebnisse laden und speichern'
87      df=RiSp.get_results(collect_new=collect_new,filepath=filepath,resultspath=resultspath)
88      mcs_dct=RiSp.get_results(collect_new=collect_new,filepath=filepath,resultspath=resultspath,filter_str='I
89      imp_dct=RiSp.get_results(collect_new=collect_new,filepath=filepath,resultspath=resultspath,imp_filter_st
90      'Auswertung CDF (TOP-Ereignis)'
91      excelname=os.path.join(resultspath,'RiSp-Report.xlsx') if save==True else None
92      RiSp.print_report(df,label_dct={},excelname=excelname)
93      excelname=os.path.join(resultspath,'RiSp-Report_filtered.xlsx') if save==True else None
94      RiSp.print_report(df,label_dct=label_dct,excelname=excelname,sum_str='INT_.*_BS',filter_str='INT_.*_BS')
95      figname=os.path.join(resultspath,'CDFcurve.png') if save==True else None
96      RiSp.plot_cdf(df,figname=figname,filter_str='INT_.*_BS',x_limits=(1E-15,1E-3),label_dct=label_dct_short)
97      figname=os.path.join(resultspath,'CDFpie.png') if save==True else None
98      RiSp.plot_cdf_pie(df,figname=figname,filter_str='INT_.*_BS',key_result='MCS_result',label_dct=label_dct_
99      figname=os.path.join(resultspath,'CDFbars.png') if save==True else None
100     RiSp.plot_errorbars(df,figname=figname,filter_str='INT_.*_BS',sum_str='',label_dct=label_dct_short)
101     'Auswertung Minimalschnitte'
102     excelname=os.path.join(resultspath,'MinimalCutSets.xlsx') if save==True else None
103     RiSp.print_mcs(mcs_dct,excelname=excelname,label_dct=label_dct)
104     'Auswertung Importanz-Werte'
105     excelname=os.path.join(resultspath,'ImportanceValues.xlsx') if save==True else None
106     RiSp.print_importances(imp_dct,label_dct=label_dct,excelname=excelname,top_ssc=30,)
107     figname=os.path.join(resultspath,'Importances_INTERNE_BS.png') if save==True else None
108     RiSp.plot_importances(imp_dct['INTERNE_BS'],figname=figname,imp_meas=None,label_dct=label_dct,ylim=(1E-1,
109
```

Abb. 4.20 Auswerte-Routine aufbauend auf dem Python-Modul „RiSp.py“ für die Auswertung eines RiskSpectrum® PSA-Modells

4.4 Durchführung und Auswertung der Analysen in SAPHIRE

Die Durchführung und Auswertung von Analysen gemäß SSG-3 (§ 5.164) mit SAPHIRE ist unterschiedlich im Vergleich zu RiskSpectrum® und wird im Folgenden dargestellt. Hintergründe dazu können aus dem SAPHIRE User Guide /INL 23/ bzw. den Advanced Manual /INL 16/ (Bezug über die SAPHIRE Usergroup) entnommen werden.

Als Beispiel für die Auswertung wird das SAPHIRE PSA Modell eines deutschen Kernkraftwerks zur internen Überflutung aus dem Vorhaben 4721R01530 /BER 24/ verwendet (siehe Tab. 2.1). Dieses PSA-Modell umfasst nur das auslösende Ereignis „interne Überflutung“, weshalb der „Scope“ der Auswertung nach SSG-3 entsprechend angepasst wird. Das PSA-Modell ist ohne weitere Nutzerangaben zugänglich.

SAPHIRE bietet zwei unterschiedliche Möglichkeiten, wie PSA-Modelle ausgewertet werden können:

- direkt in den Ereignisbäumen (entsprechend auch in Fehlerbäumen), oder
- in sogenannten „Workspaces“.

Die Auswertung direkt in Ereignisbäumen eignet sich für eine schnelle Untersuchung des PSA-Modells, beispielsweise beim Erstellen des Modells. Der Hintergrund dazu wird im User Guide /INL 23/ (Sections 7.1 und 8.1) beschrieben. Dazu sind keine Vorbereitungen erforderlich. Die Analyse der Minimalschnitte kann direkt durch Rechtsklick auf den Ereignisbaum / Fehlerbaum ausgeführt werden (siehe Abb. 4.21). Die weiteren Analysen (Unsicherheitsanalyse, Importanzanalyse) können anschließend ebenfalls über das Menü („View …“) gestartet werden. Die Auswertung entspricht dabei dem Vorgehen in Workspaces und wird deswegen hier nicht weiter beschrieben.

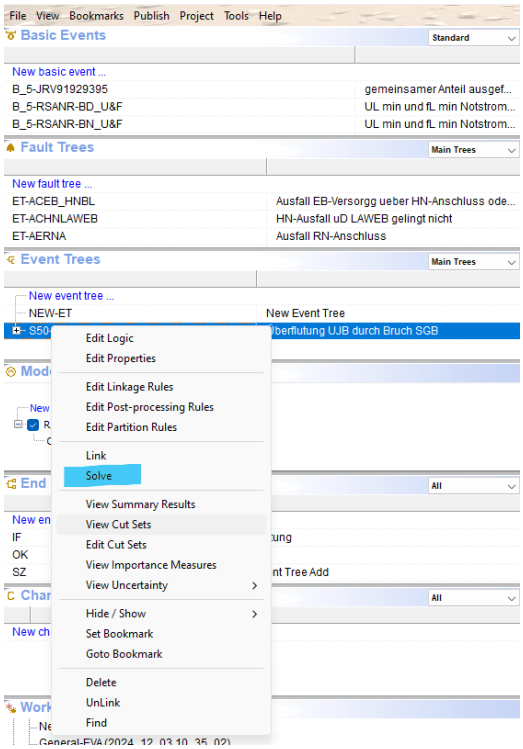


Abb. 4.21 Ansicht in SAPHIRE zum direkten Auswerten eines Ereignisbaums über „Solve“ (blau hervorgehoben)

Die Auswertung über Workspaces eignet sich für eine reproduzierbare Auswertung des PSA-Modells, zur Durchführung von Sensitivitätsanalysen oder zur Auswertung von Einwirkungen, wofür auch das in Abschnitt 4.4.3 beschriebene Python Modul erstellt wurde. Das Vorgehen dazu wird im Advanced Manual /INL 16/ (Section 11) beschrieben. Es muss beachtet werden, dass Änderungen des PSA-Modells innerhalb des Workspaces keine Auswirkungen auf das grundlegende PSA-Modell außerhalb des Workspaces haben. Das gleiche gilt jedoch auch umgekehrt, wodurch nach einer Aktualisierung des PSA-Modells auch die Workspaces aktualisiert werden müssen. Die Auswertung in Workspaces wird in den folgenden Abschnitten dargestellt.

4.4.1 Vorbereitung der Auswertung in Workspaces

Zu Beginn der Auswertung muss links in der Übersicht im Reiter „Workspaces“ eine neue Analyse begonnen werden. Falls der Reiter nicht angezeigt wird, kann er im Menü „View“ eingeblendet werden. SAPHIRE wechselt anschließend in den Workspace, in dem das PSA-Modell unabhängig von der Grundversion außerhalb des Workspaces geändert werden kann. Dazu müssen als erstes alle Elemente, die im Workspace verändert oder ausgewertet werden sollen, aktiviert werden (siehe Abb. 4.22, „Identify affected items“).

Über „Next“ wird zum nächsten Fenster „Modify the items identified in the presvious step“ gewechselt. Darin können die Elemente (Basisereignisse, Fehlerbäume, Ereignisbäume) beliebig angepasst werden, ohne die Grundstruktur des PSA-Modells außerhalb des Workspaces zu verändern. Anschließend können die auszuwertenden Elemente und die zugehörenden Abschneide-Kriterien definiert werden. Über „Finish“ wird die Analyse der Minimalschnitte, Unsicherheiten und Importanzen mit dem im Workspace angepassten PSA-Modell durchgeführt.

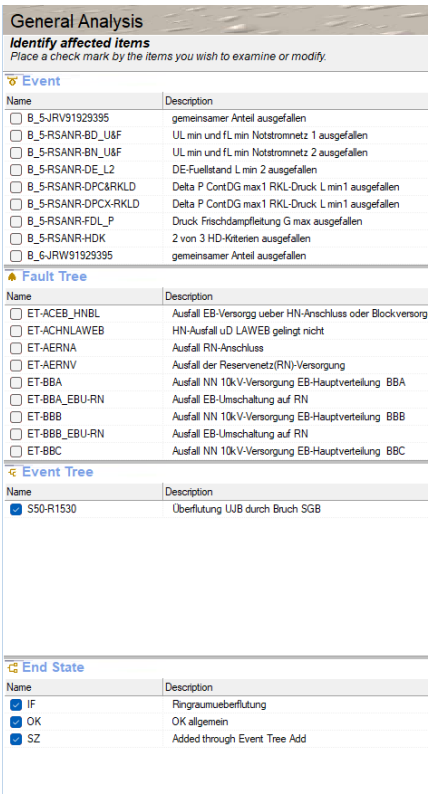


Abb. 4.22 Auswahl der für die Analyse im Workspace relevanten Elemente

Anschließend muss der Workspace über die Schaltfläche „Go“ (unten links) gespeichert werden, da die Ergebnisse sonst beim Verlassen des Workspaces gelöscht werden. Beim Speichern wird empfohlen, den Workspace mit einem eindeutigen Namen zu benennen.

4.4.2 Auswertung der Ergebnisse nach SSG-3 in SAPHIRE

Nach der Berechnung der Ergebnisse am Ende der Vorbereitung der Auswertung (Abschnitt 4.4.1) kann die Auswertung des PSA-Modells direkt im Workspace erfolgen. Nach SSG-3, § 5.164 (siehe Abschnitt 4.1) sind folgende Ergebnisse notwendig:

- Kernschadenshäufigkeit (CDF) mit Punktwert sowie der Wahrscheinlichkeitsverteilung bzw. der Quantile der Verteilung aus der Unsicherheitsanalyse;
- die Minimalschnitte und deren Häufigkeiten; sowie
- die Ergebnisse der Importanzanalyse.
  Aufgrund des eingeschränkten Scopes des hier verwendeten PSA-Modells werden die Beiträge der Auslösenden Ereignisse, die Sensitivitätsanalyse, sowie die Eintrittshäufigkeiten der Anlagenschadenszustände nicht beschrieben.

Als Grundlage für alle Ergebnisse müssen zuerst die Minimalschnitte analysiert werden. Ob die Minimalschnitte bereits berechnet wurden, kann über Rechtsklick auf den gewünschten Endzustand und „View Cutsets“ überprüft werden. Normalerweise ist das innerhalb eines Workspace der Fall. In den folgenden Abschnitten wird auch auf das Speichern der Ergebnisse eingegangen. Dabei darf nicht vergessen werden, vor dem Verlassen des Workspaces, den Workspace zu schließen, da sonst alle gespeicherten Ergebnisse gelöscht werden. Diese Schritte sind anschließend im Abschnitt 4.4.3 für die Auswertung in Python notwendig.

Kernschadenshäufigkeit und deren Unsicherheitsverteilung – Teil 1/2

Die Darstellung der Kernschadenshäufigkeit, bzw. des Endergebnisses, der Analysen erfolgt über einen Rechtsklick auf den gewünschten Endzustand („SZ“) im Reiter „Endstates“ und der Auswahl „View Uncertainty“, worauf das in Abb. 4.23 dargestellte Fenster erscheint. Darin werden rechts Parameter für die Unsicherheitsanalyse gezeigt, mittig sind die zuletzt berechneten numerischen Ergebnisse und rechts die grafische Darstellung davon.

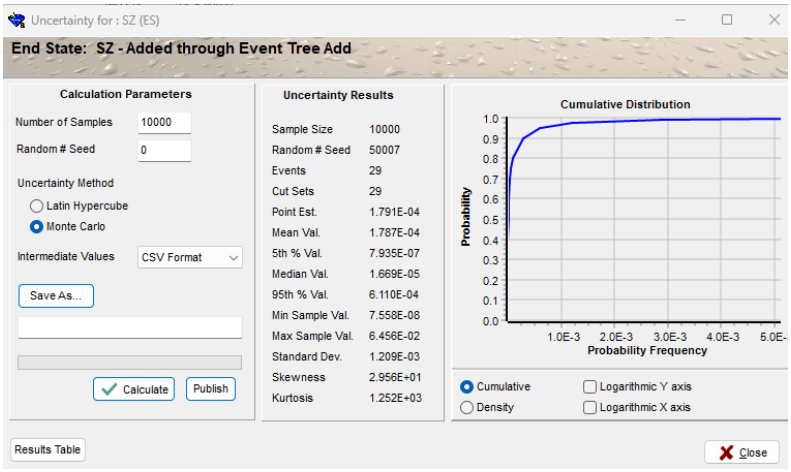


Abb. 4.23 Fenster für die Durchführung und Anzeige einer Unsicherheitsanalyse

Zur Durchführung einer neuen Analyse muss zunächst die „Number of Samples“ eingegeben werden. Hierbei ist auf eine ausreichend große Anzahl zu achten (ca. 1E4), um stabile Ergebnisse zu bekommen. Hintergrundinformationen zur Auswahl Latin Hypercube / Monte Carlo werden im Abschnitt 4.2.2 gegeben. Um die Stabilität der Ergebnisse zu testen, kann die Analyse auch mehrfach hintereinander durchgeführt werden. Die Analyse erfolgt über den Schalter „Calculate“, worauf anschließend rechts die Anzeige der Ergebnisse erfolgt.

Speichern der Ergebnisse für die Python-Auswertung: Wenn die Ergebnisse gespeichert werden sollen, sollte das „CSV-Format“ gewählt werden. Anschließend gibt man den Pfad an, in dem die Datei gespeichert werden soll. Hier bietet sich „[workspace]/publish/Intermediate Values.csv“ an, da hier die anderen Analysen ebenfalls gespeichert werden. Die Ergebnisse werden erst mit einer erneuten Analyse durch „Calculate“ gespeichert. Der Workspace muss gespeichert werden, damit die Ergebnisse dauerhaft gespeichert werden.

Kernschadenshäufigkeit und deren Unsicherheitsverteilung – Teil 2/2

Anschließend kann wieder durch Rechtsklick auf den Endzustand „SZ“ und „View Summary Results“ die Zusammenfassung angezeigt werden lassen. Hier werden die charakteristischen Werte der Unsicherheitsverteilung in Tabellenform angezeigt. Die ausgewählten charakteristischen Werte können über „Set“ gespeichert werden.

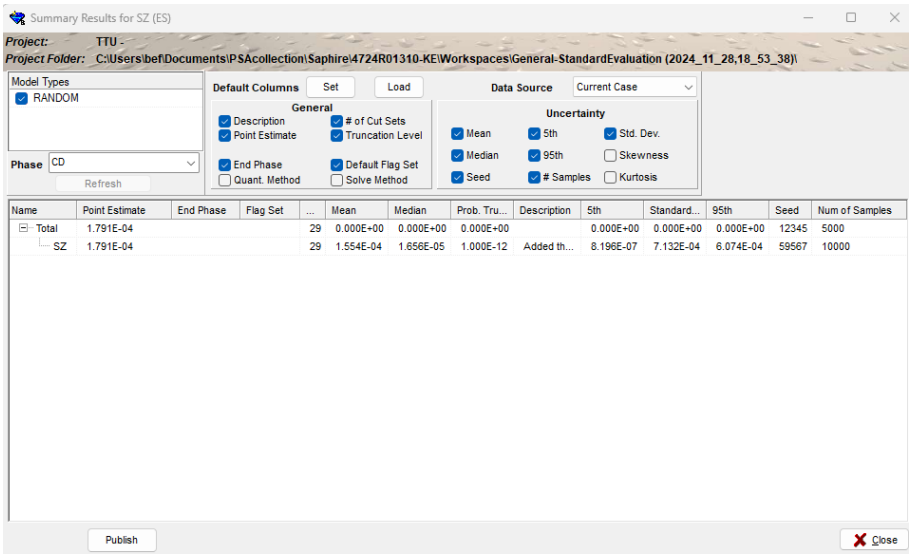


Abb. 4.24 Fenster für das Anzeigen der Ergebnis-Zusammenfassung

Speichern der Ergebnisse für die Python-Auswertung: Zur Speicherung der charakteristischen Werte der Unsicherheitsverteilung sollten „Mean“, „Median“, „5th“, „95th“ und „Std.Dev“ aktiviert und anschließend die Zeile des Endzustandes, hier „SZ“ angezeigt werden. Anschließend können über „Publish“ à „Summary Results“ à „Excel Format (XLS)“ à „Publish“ die Ergebnisse gespeichert werden. Der Workspace muss gespeichert werden, damit die Ergebnisse dauerhaft gespeichert werden.

Minimalschnitte und deren Häufigkeiten

Die Darstellung der Minimalschnitte erfolgt über Rechtsklick auf den Endzustand und „View Cutsets“, worauf das Fenster in Abb. 4.25 erscheint. Dabei können die Ereignisse eines Minimalschnitts ausgeklappt werden und über „Show MT“ / „Show Phase“ die „Model Types“ oder „Phases“ angezeigt werden lassen. Über „Slice“ / „Invert“ können die obersten / untersten Minimalschnitte ausgewählt werden. Um wieder die Standardansicht aller Minimalschnitte zu erhalten kann das Fenster geschlossen und erneut geöffnet werden.

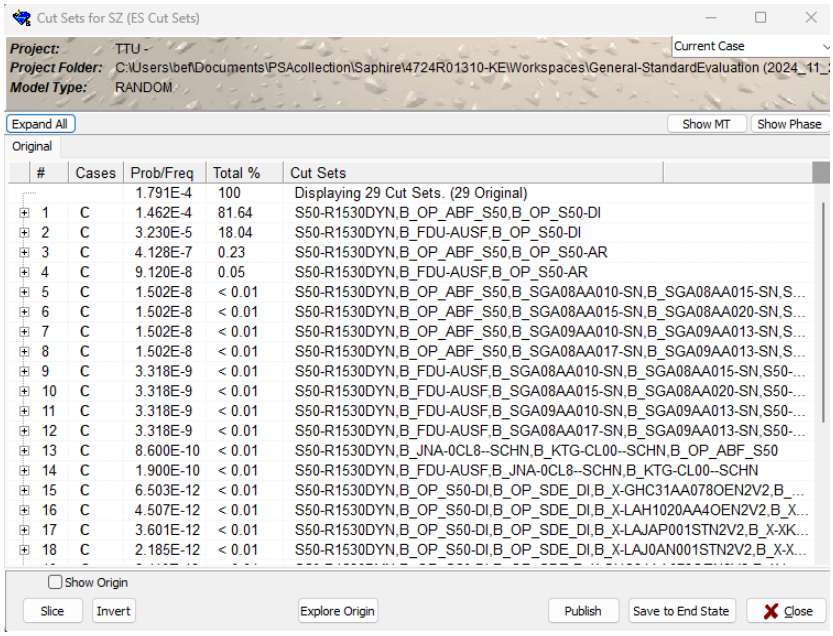


Abb. 4.25 Fenster zum Anzeigen der Minimalschnitte

Speichern der Ergebnisse für die Python-Auswertung: Die Speicherung der Minimalschnitte erfolgt wieder über „Publish“ à „Cut Set Results“ à „Excel Format (XLS)“ à „Publish“. Der Workspace muss gespeichert werden, damit die Ergebnisse dauerhaft gespeichert werden.

Ergebnisse der Importanz-Analysen

Die Ergebnisse der Importanz-Analysen werden über Rechtsklick auf den Endzustand und „View Importance Measures“ angezeigt (siehe Abb. 4.26). Der obere Reiter „Point Est“ zeigt die Punktwerte aller Importanz-Maße der Basisereignisse an. Die rechten Reiter davon jeweils die Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen, wenn sie berechnet wurden (kann unten über „Sample“ gestartet werden“.

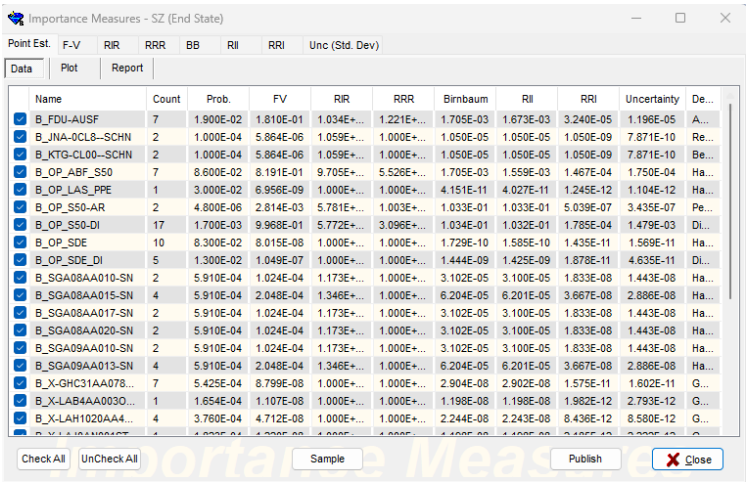


Abb. 4.26 Fenster zur Anzeige der Importanz-Werte

Speichern der Ergebnisse für die Python-Auswertung: Die Speicherung der Importanz-Werte erfolgt über „Publish“ à „Importance Results“ à „Excel Format (XLS)“ à „Publish“. Der Workspace muss gespeichert werden, damit die Ergebnisse dauerhaft gespeichert werden.

4.4.3 Aufbereitung der Ergebnisse mit Python-Methoden

Wie für RiskSpectrum® wurden innerhalb des Vorhabens Python-Methoden erstellt und aufbereitet, um die SAPHIRE Ergebnisse automatisiert auszuwerten. Die Python-Methoden sind im Modul „Saphire.py“ gruppiert und können in GitLab heruntergeladen werden. Aufgrund der Automatisierung können mehrere Analyse-Fälle identisch ausgewertet und deren Ergebnisse identisch dargestellt werden.

Die Methoden zur Auswertung von SAPHIRE-Ergebnissen werden am Beispiel der internen Überflutung aus dem Vorhaben 4721R01530 /BER 24/ im Python Modul „SAPH_Eval_Kompetenzerhalt.py“ gezeigt. Im vorliegenden Bericht wird nur das prinzipielle Vorgehen zur Auswertung und zu den Einsatzmöglichkeiten der Methoden erläutert. Weitere Informationen zur Funktionalität der Methoden werden direkt in „Saphire.py“ dokumentiert und nur dort aktuell gehalten.

Grundlegende Struktur und vorbereitende Schritte

SAPHIRE erstellt am Ablageort des PSA-Modells (Dateityp: .SRA) eine Struktur von Unterordnern in der alle Ergebnisse des PSA-Modells gespeichert werden. Im Unterordner „Workspaces“ werden alle Dateien der Workspaces sowie deren Ergebnisse abgelegt.

Die Workspaces und auch die Ergebnis-Dateien bekommen dabei Zeitstempel des Speicher- / Analysezeitpunktes im Ordner- bzw. Dateinamen. Im Ordner eines Workspaces befindet sich der Unterordner „publish“, in dem sich alle „veröffentlichten“ Ergebnisse des Workspaces befinden (siehe Abb. 4.27). An dieser Struktur, insbesondere der Dateistruktur der Workspaces, sind die Python-Module ausgerichtet, wobei die Ergebnisse entsprechend der Vorgehen in „Speichern der Ergebnisse für die Python Auswertung“ des Abschnitts 4.4.2 mit SAPHIRE erstellt werden sollten.

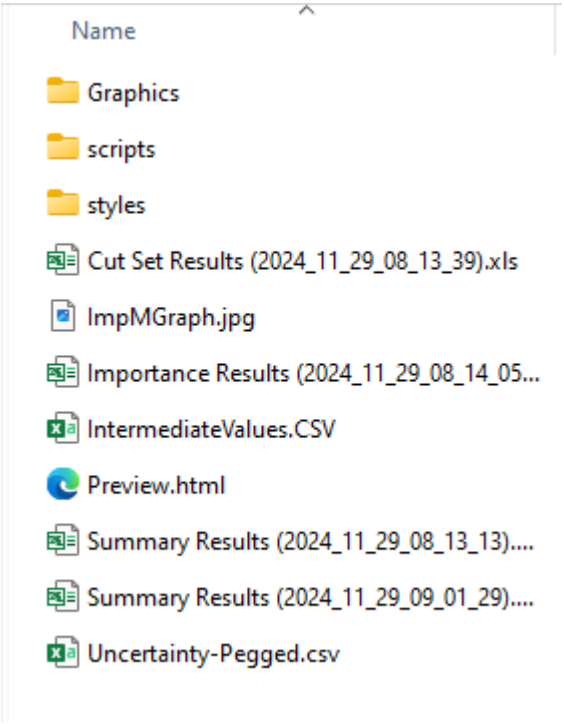


Abb. 4.27 Beispiel eines „publish“-Ordners eines Workspaces mit typischen Ergebnis-Dateien

Das Modul „Saphire.py“ umfasst zwei generelle Methoden-Typen:

- „eval“-Methoden, um die Ergebnisse von SAPHIRE zu erfassen und aufzubereiten und
- „plot“ bzw. „print“-Methoden, um die Ergebnisse darzustellen.

Zusätzlich gibt es noch eine Methode „set_figure_font_size“, um die Schriftgröße in Abbildungen schnell und einheitlich anpassen zu können.

Die Methode „eval_workspaces()“ ist die zentralen Methoden bei der Erfassung der Daten von SAPHIRE, die alle weiteren „eval“-Methoden automatisiert aufruft und die Ergebnisse für die nachfolgende Darstellung zusammenstellt. Diese Methode benötigt den Pfad des „Workspace“-Ordners innerhalb der Ordnerstruktur des SAPHIRE-PSA-Modells (siehe Abb. 4.28). Die Methode „eval_workspaces()“ iteriert durch die Ordner aller Workspaces, wobei ausschließlich auf den jüngsten Ordner eines Workspaces zugegriffen wird. Im Ordner „publish“ eines Workspace-Ordners iteriert „eval_workspaces()“ über alle veröffentlichten Ergebnisdateien (siehe Abb. 4.27). Bei Dateien mit gleichem Wortstamm und unterschiedlichem Zeitstempel wird dabei nur die Datei mit dem neuesten Zeitstempel verwendet. Die Dateien haben charakteristische Namen, anhand derer in „eval_workspaces()“ entschieden wird, welche eval-Methode zur Ergebnis-Erfassung aufgerufen wird (siehe Tab. 4.4). Diese Methoden werten die entsprechenden Ergebnis-Dateien von SAPHIRE aus und speichern die Ergebnisse in Dataframes ab. Die Dataframes werden an eval_workspaces() zurückgegeben und dort in dem sogenannten „Workspace-Dictionary“ mit den Namen der Workspaces als „keys“ strukturiert. Das Workspace-Dictionary wird im Ergebnispfad (Parameter „resultspath“) von eval_workspaces() abgespeichert und kann wieder geladen werden, ohne erneut durch die Workspace-Ordner zu iterieren (Boole’scher Parameter „collect_new“). Das Workspace-Dictionary wird beim Aufruf aller plot-bzw. print-Methoden als erster Parameter übergeben.

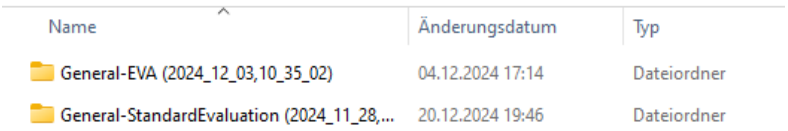


Abb. 4.28 Von SAPHIRE erstellte Ordner für Workspaces mit Zeitstempeln innerhalb des Ordners „Workspaces“ des SAPHIRE PSA-Modells

Tab. 4.4 Relevante Ergebnis-Dateien im Ordner „publish“ eines SAPHIRE Workspaces und die zuständige Python-Methode zur Erfassung

Typischer Dateiname	eval-Methode	Beschreibung
Cut Set Results.xls	eval_CutSetResults()	Minimalschnitte über „View Cutsets“
Importance Results.xls	eval_ImportanceResults()	Importanz-Werte über „View Importance Measures“

Typischer Dateiname	eval-Methode	Beschreibung
Summary Results.xls	eval_SummaryResults()	Endergebnis-Zusammenfassung über „View Summary Results“
Intermediate Values.CSV*	eval_EndStateUnc()	Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse über „View Uncertainty“

*Der Dateiname muss manuell bei der Speicherung der Unsicherheitsanalyse unter „View Uncertainty“ wie hier gezeigt angegeben werden; siehe Unterabschnitt „Kernschadenshäufigkeit und deren Unsicherheitsverteilung - Teil 1/2“ in Abschnitt 4.4.2.

Die Hilfsmethoden von eval_workspaces() aus Tab. 4.4 können auch eigenständig aufgerufen werden. Dazu benötigen die Methoden den Pfad und den Dateinamen der Ergebnisdatei von SAPHIRE. Die Hilfsmethoden können auch die in SAPHIRE vergebenen Bezeichnungen in der Ergebnisdarstellung umbenennen, wobei ihnen ein Dictionary mit den Schlüsseln von eval_workspaces() übergeben wird (das Modul Saphire.py enthält ein Beispiel-Dictionary). Für weitere Informationen wird auf die Dokumentation innerhalb des Moduls „Saphire.py“ verwiesen, in denen auch schrittweise beschrieben wird, wie die benötigten Ergebnisse in SAPHIRE erzeugt werden können (siehe auch die Hinweise im Abschnitt 4.4.2).

Für die nachfolgenden Beispiele wurden zwei Workspaces ausgewertet: erstens „General-StandardEvaluation“ mit normalen Randbedingungen und zweitens „General-EVA“ mit erschwerenden Randbedingungen für Handmaßnahmen außerhalb von Gebäuden durch Einwirkungen von außen. Das Präfix „General-“ wird von SAPHIRE automatisch vergeben. Die nachfolgende Auswertung erfolgt entsprechend dem Beispielmodul „SAPH_Eval_Kompetenzerhalt.py“.

Kernschadenshäufigkeit und deren Unsicherheitsverteilung

Die Methoden „plot_EndStateBoxes“ und „plot_EndStateUnc“ erstellen

- erstens, eine Excel-Datei mit den charakteristischen Werten der Unsicherheitsverteilung des Endzustandes (Kernschaden) aller Workspaces (siehe Abb. 4.29),
- zweitens, einen entsprechenden Box-Plot (siehe Abb. 4.30) und
- drittens, die Unsicherheitsverteilung des Endzustandes (siehe Abb. 4.31).

Dabei können die Workspaces auch über reguläre Ausdrücke gefiltert werden. Die Ergebnisse werden entweder in der Standard-Ausgabe angezeigt oder in Dateien gespeichert.

	A	B	C	D	E	F
1	**Standard**	**Punktwert**	**Mittelwert**	**Median**	**5% Quantil**	**95% Quantil**
2	**EVA_SZ**	0.000559	0.000546	0.000158	0.0000132	0.00211
3	**Standard_SZ**	0.000179	0.000179	0.0000167	0.000000794	0.000611
4						

Abb. 4.29 Automatisierte Ausgabe der charakteristischen Werte der Unsicherheitsverteilung der Endzustände der Workspaces in Excel durch die Methode „plot_EndStateBoxes“

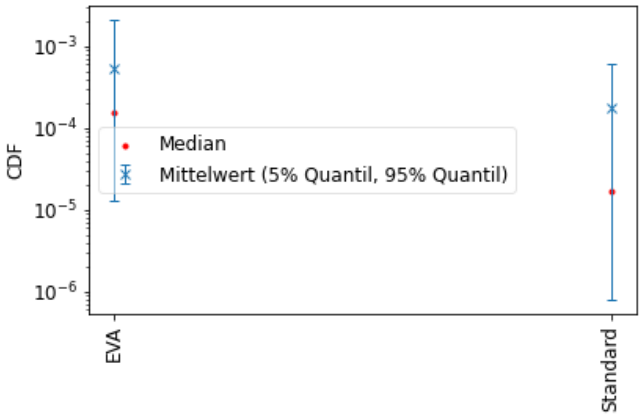


Abb. 4.30 Automatisierter Plot der charakteristischen Werte der Unsicherheitsverteilung der Endzustände der Workspaces durch die Methode „plot_EndStateBoxes“

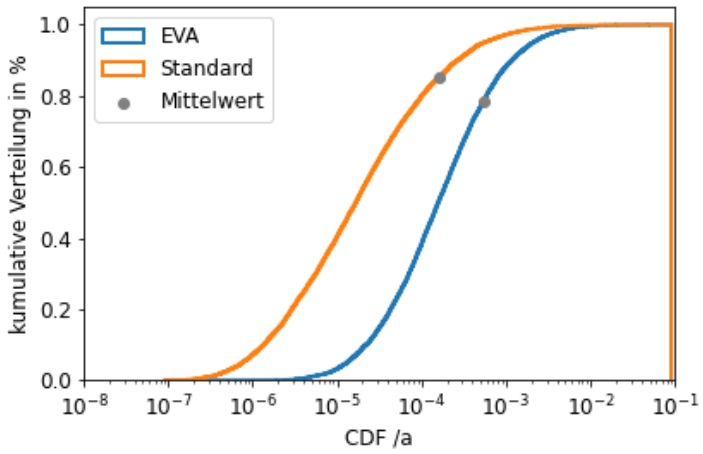


Abb. 4.31 Automatisierter Plot der Unsicherheitsverteilungen der Endzustände aller Workspaces

Minimalschnitte und deren Häufigkeiten

Mit der Methode „print_MCS()“ können die Minimalschnitte der Analysen in den Workspaces angezeigt oder in einer Excel-Datei gespeichert werden (Abb. 4.32). In Excel werden die Ergebnisse der Workspaces in unterschiedlichen Reitern angezeigt.

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	Standard	Punktwert	Beitrag in %	MCS_00	MCS_01	MCS_02	MCS_03	MCS_04	MCS_05	Sequenz
2	1	0.000146	81.64	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50					B_OP_S50-DI
3	2	0.0000323	18.04	S50-R1530DYN	B_FDU-AUSF					B_OP_S50-DI
4	3	0.000000413	0.23	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50					B_OP_S50-AR
5	4	9.12E-08	0.05	S50-R1530DYN	B_FDU-AUSF					B_OP_S50-AR
6	5	0.000000015	< 0.01	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50	B_SGA08AA010-SN	B_SGA08AA015-SN			S50-R1530DYN_Q3
7	6	0.000000015	< 0.01	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50	B_SGA08AA015-SN	B_SGA08AA020-SN			S50-R1530DYN_Q3
8	7	0.000000015	< 0.01	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50	B_SGA09AA010-SN	B_SGA09AA013-SN			S50-R1530DYN_Q1
9	8	0.000000015	< 0.01	S50-R1530DYN	B_OP_ABF_S50	B_SGA08AA017-SN	B_SGA09AA013-SN			S50-R1530DYN_Q1
10	9	3.32E-09	< 0.01	S50-R1530DYN	B_FDU-AUSF	B_SGA08AA010-SN	B_SGA08AA015-SN			S50-R1530DYN_Q3
11	10	3.32E-09	< 0.01	S50-R1530DYN	B_FDU-AUSF	B_SGA08AA015-SN	B_SGA08AA020-SN			S50-R1530DYN_Q3

Abb. 4.32 Automatisierte Ausgabe der Minimalschnitte eines Workspaces von SAPHIRE in Excel

Ergebnisse der Importanz-Analysen

Zudem können die Ergebnisse der Importanz-Analysen mit der Methode „plot_ImportanceResults“ dargestellt bzw. gespeichert werden (siehe Abb. 4.33). Hierfür können bestimmte Importanz-Maße gewählt und die Ergebnisse direkt in dem Plot abgebildet (Bool’scher Parameter „annotate“) werden. Die Ergebnisse der Workspaces werden in getrennten Dateien gespeichert und im Dateinamen entsprechend gekennzeichnet.

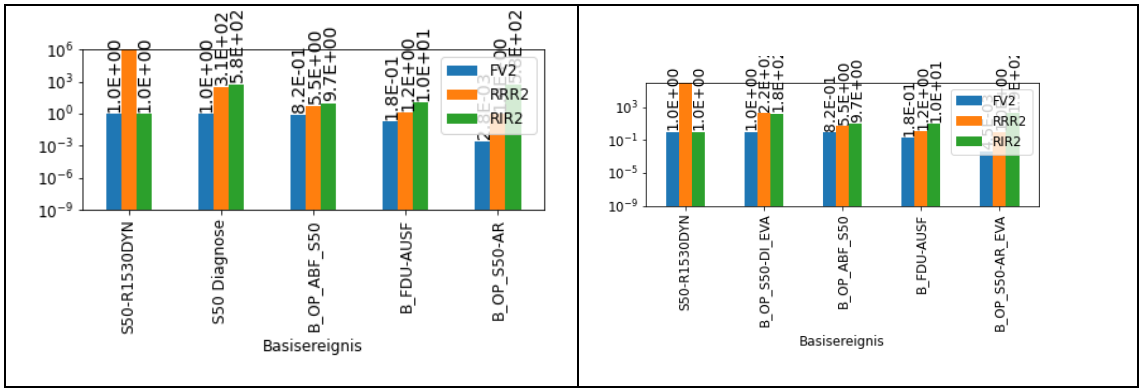


Abb. 4.33 Darstellung der Ergebnisse der Importanzanalysen, links für normale Randbedingungen, rechts für Randbedingungen bei Einwirkungen von außen

4.4.4 Weitergehende Modellierungsmethoden und Auswertungsmöglichkeiten

In Workspaces können PSA-Modelle speziell angepasst und untersucht werden. Es gibt aber noch weitere Möglichkeiten Fallunterscheidungen in ein PSA-Modell zu integrieren und für die Auswertung zu nutzen. Hierbei sind zu nennen: „Model Type“, „Flag Set“ und „Change Set“.

Model Types

Die Model Types werden im SAPHIRE User Guide /INL 23/ (Section 12) und dem Advanced Manual /INL 16/ (Section 13) beschrieben und können zur Modellierung von Fallunterscheidungen eingesetzt werden. Model Types sollten am Anfang der Erstellung eines PSA-Modells über „Project à Model Types“ definiert werden. Anschließend können die Model Types den Basisereignissen zugeordnet und unterschiedliche Modelle für die Ausfallwahrscheinlichkeit gegeben werden (siehe Abb. 4.34). Der Model Type kann anschließend bei der Auswertung der Minimalschnitte gewählt werden. Hierbei ist zu beachten, dass dabei nur Basisereignisse berücksichtigt werden, in denen der Model Type auch definiert wurde. Dazu muss der Model Type in jedem Basisereignis einzeln aktiviert werden, weswegen das nachträgliche Hinzufügen von Model Types in einem vollständigen PSA-Modell aufwändig ist und am besten durch pyRiskRobot durchgeführt wird.

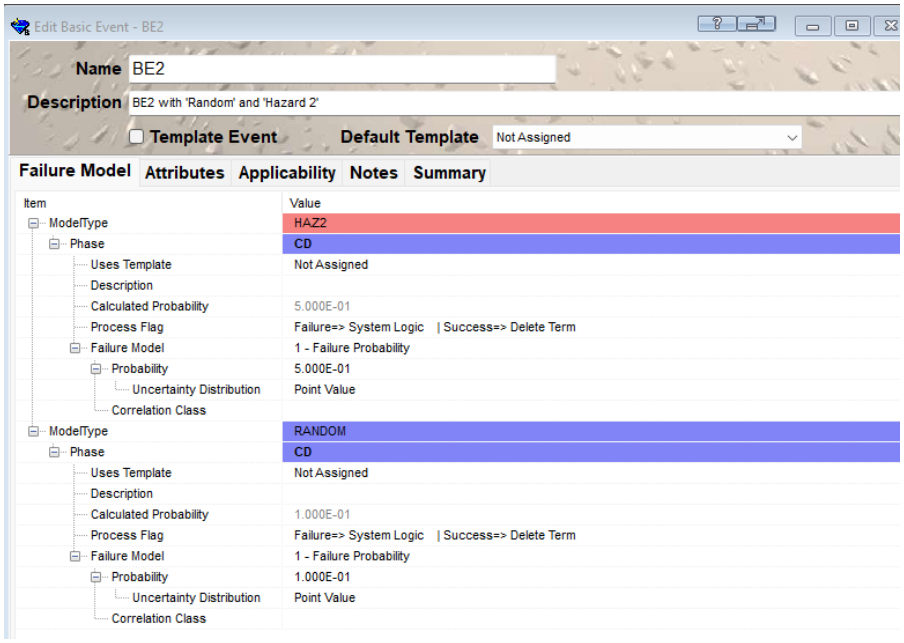


Abb. 4.34 Beispiel eines Basisereignisses mit mehreren Model Types

Als Anwendungsbeispiel dient der einfache Fehlerbaum FT1 im PSA-Modell „TESTCASES“ mit den Basisereignissen in Abb. 4.35 und Tab. 4.5. Das Basisereignis BE1 (Ausfallwahrscheinlichkeit 0,1) wurde zur Modellierung einer Einwirkung (Hazard 1) mit einem zweiten Basisereignis BE1_H1 (Ausfallwahrscheinlichkeit 0,5) ergänzt und beide Basisereignisse in die übliche Fehlerbaumstruktur für Fallunterscheidungen mit einem Hausereignis eingefügt. Im Basisereignis BE2 wird die Fallunterscheidung über Model Types gemacht (Ausfallwahrscheinlichkeiten in Model Type „Random“ von 0,1 und in Model Type HAZ2 0,5 in Abb. 4.34). Bei der Auswertung der Minimalschnitte des Fehlerbaumes können somit die gewünschten Model Types gewählt werden (siehe Abb. 4.36). In der Minimalschnitt-Anzeige können anschließend die Model Types über die Schaltfläche „Show MT“ angezeigt werden lassen (siehe Abb. 4.37).

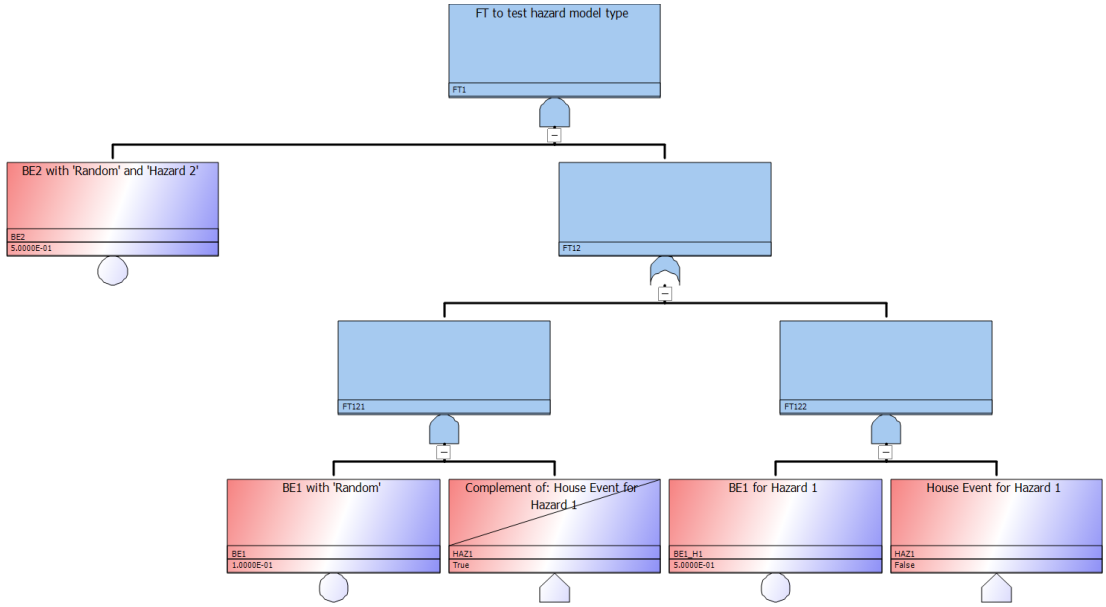


Abb. 4.35 Exemplarischer Fehlerbaum FT1 zur Veranschaulichung der Model Types

Tab. 4.5 Übersicht der Basisereignisse zur Veranschaulichung der Model Types

Basisereignis	Model Type „Random“	Model Type „HAZ2“
BE1	1E-01	1E-01
BE1_H1	5E-01	5E-01
BE2	1E-01	5E-01

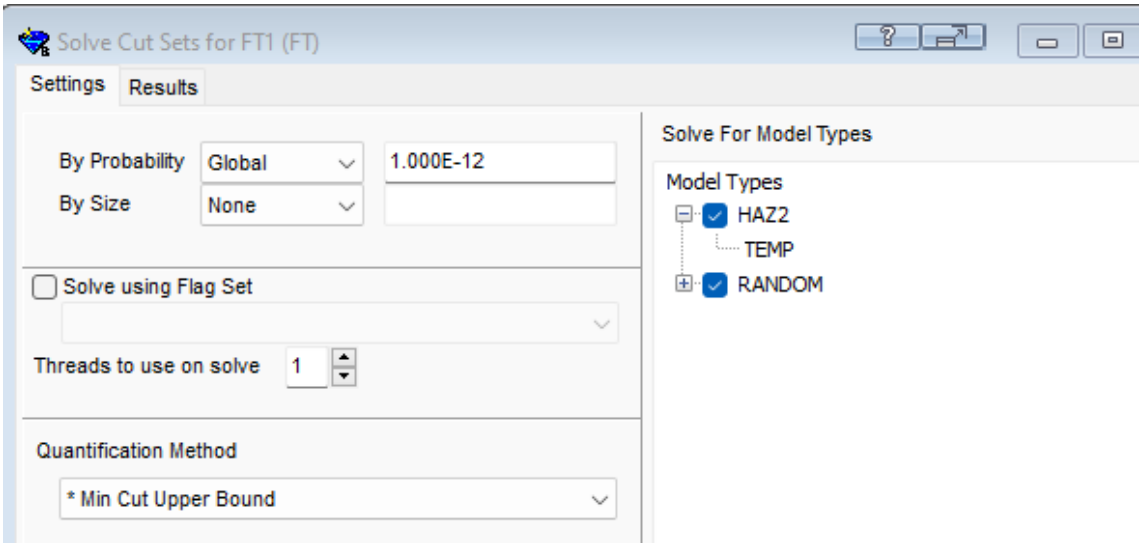


Abb. 4.36 Auswahl der Model Types bei der Auswertung der Minimalschnitte (z. B. über Rechtslick auf einen Fehlerbaum und Auswahl von „Solve“)

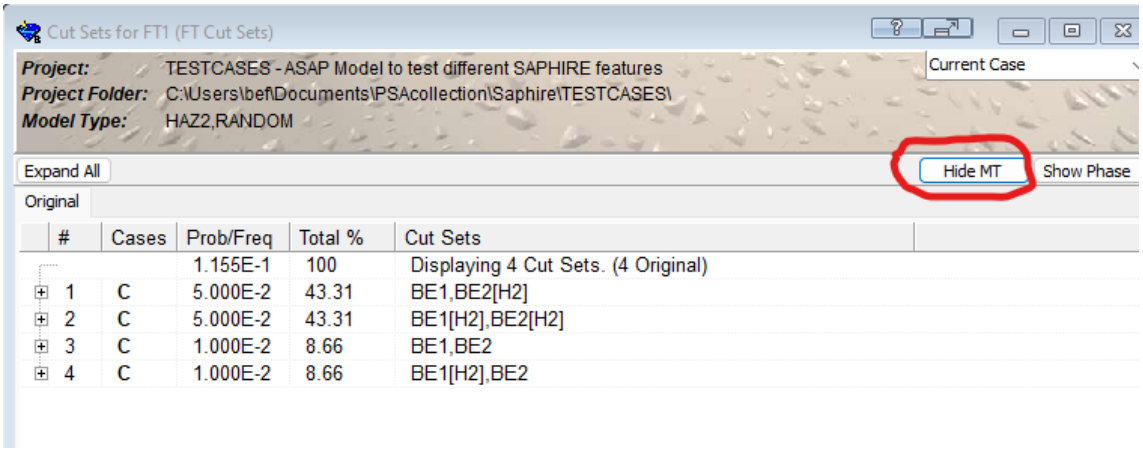


Abb. 4.37 Anzeige der Minimalschnitte mit den jeweils berücksichtigten Model Types

Flag Sets und Change Sets

Flag Sets werden im SAPHIRE User Guide /INL 23/ (Section 13) und dem Advanced Manual /INL 16/ (Section 2.4) beschrieben und können, wie Model Types, zur Fallunterscheidung in SAPHIRE eingesetzt werden. Der Flag Set Editor kann über „ProjectàFlag Sets“ gestartet und Flag Sets darin definiert oder bearbeitet werden. Beispielsweise können die Werte von House Events darin angepasst werden.

Im für Model Types eingeführten Beispiel wurde im Flag Set der Wert des Hausereignisses HAZ1 von False auf True geändert (siehe Abb. 4.38). Beim Auswerten der Minimalschnitte des Fehlerbaums FT1 kann anschließend das Flag Set aktiviert werden (siehe Abb. 4.39), wodurch auch das Basisereignis BE1_H1 in den Minimalschnitten erscheint (siehe Abb. 4.40).

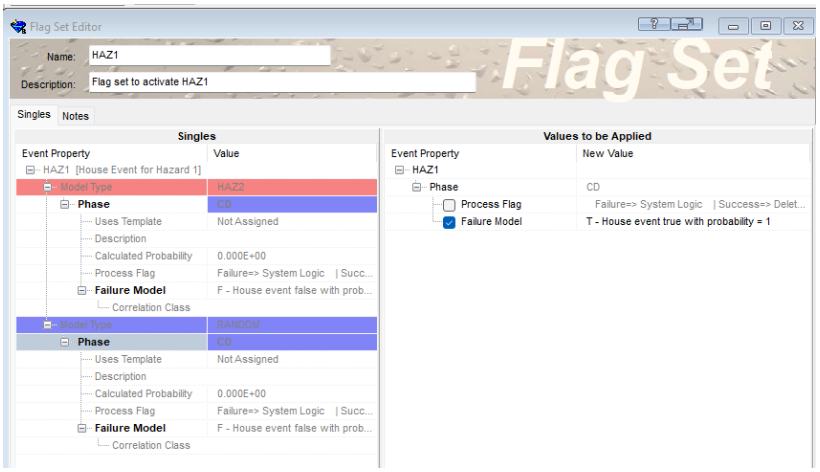


Abb. 4.38 Flag Set Editor für die Modellierung von Flag Sets, in denen z. B. Werte von Hausereignissen angepasst werden können

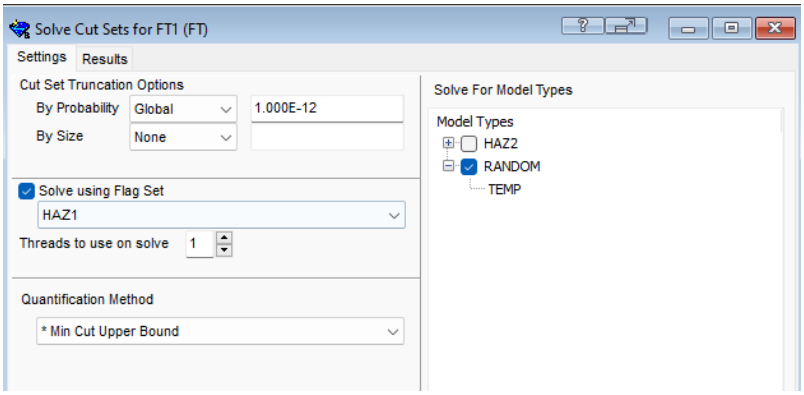


Abb. 4.39 Aktivieren von Flag Sets in SAPHIRE

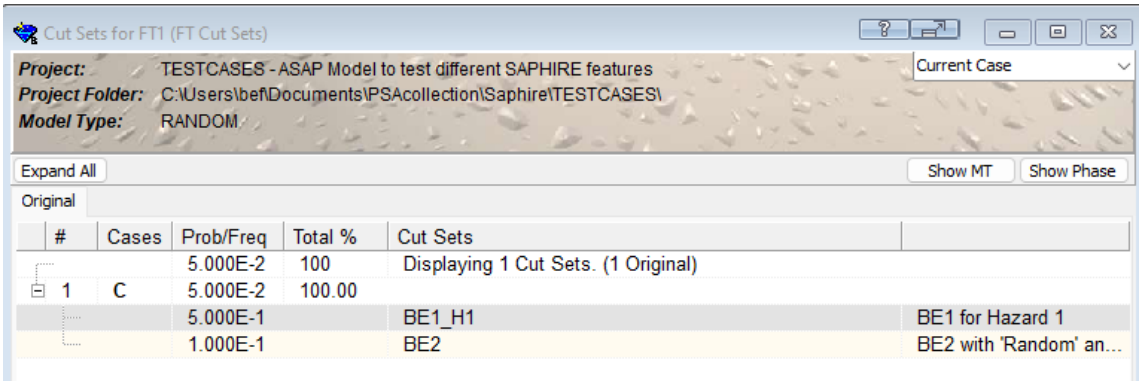


Abb. 4.40 Minimalschnitte nach der Analyse des Fehlerbaums mit dem Flag Set „HAZ1“

Change Sets können ähnlich wie Flag Sets eingesetzt werden, sind in ihrer Anwendung aber vielseitiger. Insbesondere können in Change Sets alle Parameter von Basisereignissen, nicht nur Bool'sche Werte, geändert werden.

4.5 Dokumentation und Darstellung der Ergebnisse

Die Ergebnisse eines PSA-Modells sollten nach § 5.164 des SSG-3 /IAE 24/ ausgewertet und anschließend in einem Bericht dargestellt werden. Üblicherweise wird dabei folgende Reihenfolge berücksichtigt, wobei jeder Aspekt kommentiert und diskutiert werden sollte:

- Numerische und graphische Darstellung der Kernschadenshäufigkeit und deren Unsicherheitsverteilung (z. B. in Abb. 4.13, Abb. 4.15 für RiskSpectrum®, Abb. 4.31 für SAPHIRE) mit Einfluss des Abschneide-Kriteriums;
- Numerische und graphische Darstellung der Beiträge, z. B. der auslösenden Ereignisse (je nach Scope), wie in Abb. 4.16 oder Abb. 4.17 für RiskSpectrum® oder Abb. 4.30 in SAPHIRE;
- Darstellung und Diskussion der obersten Minimalschnitte (je nach Umfang und Scope der PSA zwischen 100 und 1000), wofür in den nachfolgenden Absätzen noch Hinweise gegeben werden;
- Diskussion der Importanz-Ergebnisse für auslösende Ereignisse, Komponentenausfälle, Common Cause Fehler, Fehler menschlicher Handlungen, etc. Dabei sollten unterschiedliche Importanz-Maße einbezogen werden (siehe Abb. 4.19, Abb. 4.33);
- Durchführung und Beschreibung von Sensitivitätsanalysen, wofür in den nachfolgenden Absätzen noch Hinweise gegeben werden;
- Schlussfolgerungen aus den Ergebnissen für die weitere Bearbeitung des PSA-Modells und für die untersuchte Anlage.

Dabei ist zu beachten, dass die Interpretation der Ergebnisse eines PSA-Modells ausschließlich auf Basis der isolierten Kernschadenshäufigkeit ausdrücklich nicht ausreichend ist, sondern dafür die Gesamtheit der in der Auflistung beschriebenen Ergebnisse notwendig sind.

Die Diskussion der Minimalschnitte, bei der auch die zugrundeliegenden Sequenzen beschrieben werden sollten, dient dem Verständnis eines PSA-Modells und hat daher eine

zentrale Bedeutung für das gesamte PSA-Modell. Die Diskussion sollte dabei auch besonders kurze Minimalschnitte einschließen, da hier oft Fehler im PSA-Modell liegen können (/IAE 24/, § 5.165). Weiterhin sollte auf Minimalschnitte (auch weiter hinten liegende) in der Diskussion hervorgehoben werden, zu denen mehrere Ausfälle von menschlichen Handlungen beitragen, da hier Abhängigkeiten zwischen den Ausfällen bestehen können. Ein weiterer zentraler Aspekt zur Überprüfung des PSA-Ergebnisses sind Abhängigkeiten zwischen Minimalschnitten (siehe 4.2.1). Diese Abhängigkeiten treten auf, wenn gleiche Basisereignisse in mehreren Minimalschnitten vorkommen. Dabei sollte untersucht werden, welchen Einfluss die Abhängigkeiten auf das Ergebnis des PSA-Modells haben.

Weiterhin sind Sensitivitätsanalysen, in denen Annahmen gezielt hinterfragt werden, für die Glaubwürdigkeit von PSA-Ergebnissen von großer Bedeutung. Ein Beispiel für eine Sensitivitätsanalyse wird im Bericht GRS-695 (Abschnitt 4.4) /BER 23/ gegeben. Darin werden Annahmen mit dem Ansatz von Berner /BER 16/ zuerst kategorisiert und anschließend ihrer Kategorie entsprechend mit angepasstem Aufwand hinterfragt. Durch die anfängliche Kategorisierung der Annahmen, kann der Aufwand für Sensitivitätsanalysen reduziert werden und dadurch alle maßgelblichen Annahmen des PSA-Modells hinterfragt werden (nicht nur Annahmen in oberen Minimalschnitten des PSA-Modells).

Insgesamt ist bei der Dokumentation des PSA-Modells und dessen Ergebnissen auf eine saubere und verständliche Darstellung zu achten, da dadurch ein unabhängiger Review erheblich erleichtert wird. Dafür bieten insbesondere die dargestellten Python-Module (Abschnitte 4.3.5 und 4.4.3) zur Auswertung erhebliche Vorteile. Ein unabhängiger Review ist, aufgrund der Komplexität des PSA-Modells, für dessen Qualität von großer Bedeutung.

4.6 Hinweise zur Auswahl des geeigneten PSA-Programms

Im Vorhaben 4721R01530 /BER 24/ wurden RiskSpectrum® und SAPHIRE qualitativ und quantitativ miteinander verglichen und daraus folgende Schlussfolgerungen gezogen:

- Prinzipiell scheinen beide PSA-Programme zu gleichen Ergebnissen zu führen, wodurch die Auswahl an den qualitativen Merkmalen der beiden Programme liegt.

- RiskSpectrum® hat einen größeren Produktumfang mit mehreren spezialisierten Modulen und könnte daher bei komplexen PSA-Modellen oder speziellem Scope des PSA-Modells (z. B. interner Brand) bevorzugt werden;
- SAPHIRE ist für andere Organisationen leichter zugänglich, wodurch SAPHIRE bevorzugt eingesetzt werden könnte, wenn das PSA-Modell bzw. Informationen daraus mit anderen Organisationen ausgetauscht werden sollen;
- Ein weiterer wichtiger Aspekt ist der Zugriff auf die Datenbankstrukturen eines PSA-Modells, insbesondere für den Einsatz von pyRiskRobot. Hier haben beide PSA-Programme bisher keine Einschränkungen.
- Zudem ist die Erfahrung der Nutzer bei der Auswahl des PSA-Programms entscheidend, wobei bei der GRS bisher RiskSpectrum® deutlich überwiegt.

In diesem Vorhaben wurden RiskSpectrum® und SAPHIRE in Bezug auf die Auswertung der PSA-Modelle untersucht. Dabei wurden im Abschnitt 4.2 insbesondere die Berechnungsmethoden beschrieben und gegenübergestellt. Nachdem es sich bei RiskSpectrum® und SAPHIRE um verifizierte und validierte Codes handelt (Forderung in § 5.162 des SSG-3 /IAE 24/), bestehen dadurch keine Vor- oder Nachteile zwischen den Programmen. Insofern liegt die Programm-Auswahl auch an qualitativen Eigenschaften und Vorlieben der Nutzer.

Ein wesentlicher Unterschied bei der Auswertung zwischen RiskSpectrum® und SAPHIRE liegt in der Durchführung von Analysen. In RiskSpectrum® werden die Analysen sequenziell in einer Liste erstellt und anschließend die Analysen durchgeführt. Hierbei können die Text-Ergebnisse direkt ausgegeben werden können. In SAPHIRE können die Analysen direkt im PSA-Modell oder in Workspaces durchgeführt werden. Die Auswertung direkt im PSA-Modell ist nicht in einer bestimmten Weise strukturiert und daher beliebig, was zu fehlerhafter Auswertung, insbesondere bei der Berücksichtigung von Randbedingungen führen kann. Die Auswertung in Workspaces bietet hier deutliche Vorteile für eine strukturierte Auswertung und auch für die nachvollziehbare Anpassung von PSA-Modellen, z. B. bei Sensitivitätsanalysen. Insgesamt erscheint die Erstellung der Workspaces aber als aufwändig, wobei die Text-Ergebnisse manuell erstellt werden müssen. Letzteres kann bei einer wiederholten Auswertung zu Mehraufwand führen.

Nach den Erfahrungen im Vorhaben 4721R01530 /BER 24/ und dem hier beschriebenen Vorhaben erscheint sich die Auswahl des PSA-Programms somit an zwei Aspekten zu entscheiden:

- der einfacheren Auswertung von PSA-Modellen in RiskSpectrum®, sowie dessen größerer bisheriger Verbreitung bei der GRS;
- der geplanten Weitergabe von PSA-Modellen an andere Organisationen, wobei SAPHIRE aufgrund der leichteren Zugänglichkeit erhebliche Vorteile bietet.

5 Schlussfolgerungen und Ausblick

Das Eigenforschungsvorhaben leistete einen substanziellen Beitrag zur Stärkung und Weiterentwicklung der GRS-Expertise im Bereich der Stufe-1-PSA. Aufbauend auf der systematischen Erfassung und strukturierten Aufbereitung relevanter PSA-Modelle (Kapitel 2) wurden praxisorientierte Anleitungen und umfangreiche Übungsbeispiele entwickelt (Kapitel 3 und 4), die sowohl erfahrenen Anwendern als auch Neueinsteigern einen fundierten Zugang zur PSA ermöglichen. Damit wird ein zentrales Ziel des Vorhabens erfüllt: die Vermittlung von Wissen zur Durchführung und Bewertung von PSA unter Berücksichtigung des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik.

Durch die detaillierte Dokumentation der Modellierungsprozesse – einschließlich der Behandlung passiver Sicherheitssysteme, der Modellierung auslösender Ereignisse sowie der Strukturierung von Ereignis- und Fehlerbäumen – wird die methodische Umsetzung der PSA nachvollziehbar dargestellt. Die entwickelten Übungsmaterialien und Modellierungsleitfäden ergänzen bestehende PSA-Leitfäden gezielt und schaffen eine belastbare Grundlage für Schulung und praktische Anwendung. Dies ermöglicht insbesondere auch weniger erfahrenen Anwendern einen schnellen und sicheren Einstieg in die PSA-Modellierung.

Ein besonderer Schwerpunkt lag auf der Weiterentwicklung von Methoden zur Analyse und Nachbearbeitung von PSA-Ergebnissen. Hierzu zählen sowohl spezifische Anleitungen als auch unterstützende Python-Werkzeuge, die den Auswertungsprozess effizienter gestalten und die Interpretation komplexer Ergebnisse erleichtern. Der qualitative Vergleich der PSA-Programme RiskSpectrum® und SAPHIRE® bietet darüber hinaus eine praxisnahe Orientierungshilfe für die Auswahl geeigneter Softwarelösungen im nationalen und internationalen Kontext.

Das Projekt trägt somit nicht nur zum langfristigen Erhalt bestehender Kompetenzen bei, sondern schafft auch zentrale Voraussetzungen für zukünftige Entwicklungen – etwa im Bereich der Stufe-2- und Stufe-3-PSA. Die bereitgestellten Ressourcen bilden ein robustes Fundament für die kontinuierliche Weiterentwicklung der probabilistischen Sicherheitsanalyse und stärken die Position der GRS als verlässlicher Partner im Bereich der nuklearen Sicherheit.

Zukünftige Arbeiten

Die Stufe 2 PSA und Stufe 3 PSA zeichnen sich durch eine große Methodenvielfalt und Komplexität aus, weswegen ein dem hier entsprechendes Projekt zum Kompetenzerhalt und -aufbau für die Stufe 2 und Stufe 3 von hoher Bedeutung ist. Solche Projekte sollten idealerweise auch deterministische Analysen umfassen, da die PSA der Stufe 2 sich auf Ereignisabläufe bei schweren Unfällen konzentrieren. Diese reichen vom Beginn der Kernschmelze bis hin zu einer möglichen Radionuklidfreisetzung in die Umgebung der Anlage. Aufgrund der begrenzten Verfügbarkeit von Betriebserfahrungen oder ähnlichen Experimenten erfordern diese Analysen eine intensive Nutzung rechnergestützter Simulationen komplexer physikalisch-chemischer Prozesse sowie fundierte Expertenurteile.

Die Durchführung und Bewertung von PSAs setzt zudem einen aktuellen Überblick über eine Vielzahl von Literaturquellen voraus. Dazu gehören unter anderem IAEA-Leitfäden, GRS-Berichte und internationale Forschungsarbeiten. Eine systematische Literaturdatenbank, beispielsweise implementiert mit Citavi, würde die Literaturrecherche erheblich erleichtern und die kontinuierliche Aktualisierung der verfügbaren Quellen unterstützen. Besonders relevante Themen für die Erweiterung der Literaturdatenbank könnten Human Reliability Analysis (HRA), Small Modular Reactors (SMR), Integrated Deterministic and Probabilistic Safety Assessment (IDPSA) sowie Ereignisverlaufs- und Ereignisverlaufsanalysen (EVI/EVA) umfassen.

Die Erstellung einer umfassenden Literaturdatenbank für PSA-relevante Fragestellungen über die Stufen 1 bis 3 hinweg stellt somit ein vielversprechendes Projektthema dar, das nicht nur die Effizienz von Literaturrecherchen steigern, sondern auch die wissenschaftliche Basis für zukünftige Studien und Analysen erweitern könnte. Aktuell wird in dem laufenden Eigenforschungsvorhaben der GRS mit dem Titel „Aktuelle Entwicklungen der Probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 3 (PSA Level 3)“ (FKZ 3624S62526) neben dem Stand von W&T vor allem der CSNI-Bericht “Status of Practice for Level 3 Probabilistic Safety Assessments, Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2018)1” /NEA 18/ analysiert und interpretiert bzw. um aktuellere internationale Erkenntnisse erweitert. Die Erkenntnisse dieses Vorhabens könnten in zukünftige Tätigkeiten gewinnbringend eingebracht werden.

Literaturverzeichnis

/BAB 11/ Babst, S., et al.: Methoden zur Durchführung von Brand-PSA im Nichtleistungsbetrieb, GRS-A-3579, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Januar 2011, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3579-methoden-zur-durchfuehrung-von-brand-psa-im-nichtleistungsbetrieb.

/BAB 19/ Babst, S., et al.: Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb, GRS-541, ISBN 978-3-947685-26-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2019, www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-541.pdf.

/BAB 21/ Babst, S., et al.: Probabilistische Bewertungen von Ereignissen für den Mitte-Loop-Betrieb deutscher Anlagen, Technischer Fachbericht, GRS-651, ISBN 978-3-949088-41-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Dezember 2021, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-651.

/BAB 25/ Babst, S., G. Mayer, J. Zert: Probabilistische Bewertung der Phasen des Restbetriebs, GRS-810, ISBN 978-3-911727-03-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2025, Probabilistische Bewertung der Phasen des Restbetriebs.

/BAN 22/ Band, S., T. Steinrötter, S. Wenzel: Forschungsarbeiten zur Ermittlung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für eine DWR-Referenzanlage, GRS-597, ISBN 978-3-947685-83-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Mai 2022, www.grs.de/sites/default/files/2022-05/GRS-597.pdf.

/BAR 19/ Bartos, O., et. al.: Bereitstellung und Weiterentwicklung von Methoden, Daten und Rechenmethoden zu nuklearen Sicherheitsanalysen, GRS-542, ISBN 978-3-947685-27-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Berlin, Juli 2019, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-542-bereitstellung-und-weiterentwicklung-von-methoden-daten-und.

/BEL 93/ Beliczey, S., et al.: SWR-Sicherheitsanalyse, Abschlussbericht Teil 1, GRS-102/1, ISBN 3-923875-52-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juni 1993, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-1021-swr-sicherheits-analyse-abschlussbericht-teil-1.

/BEL 93a/ Beliczey, S., et al.: SWR-Sicherheitsanalyse, Abschlussbericht Teil 2, GRS-102/2, ISBN 3-923875-52-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juni 1993, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-1022-swr-sicherheits-analyse-abschlussbericht-teil-2.

/BER 21/ Berchtold, F., et al.: Einsatz dynamischer Simulationsmethoden für die Analyse von Notfallmaßnahmen bei erschwerenden Randbedingungen infolge übergreifender Einwirkungen, Abschlussbericht zum AP 2, GRS-636, ISBN 978-3-949088-25-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2021, https://www.grs.de/sites/default/files/2022-03/GRS-636.pdf.

/BER 21a/ Berchtold, F., et al.: Untersuchung langandauernder Ereignisse mit komplexen Schadensbildern in der PSA der Stufe 1, Abschlussbericht zum AP 1, GRS-650, ISBN 978-3-949088-39-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2021, https://www.grs.de/sites/default/files/2022-05/GRS-650_0.pdf.

/BER 23/ Berchtold, F., et al.: Vertiefte Untersuchungen zu speziellen Fragestellungen zur Bewertung von redundanzübergreifenden Ausfällen in der Elektrotechnik, Technischer Fachbericht, GRS-695, ISBN 978-3-949088-86-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Mai 2023, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-695.

/BER 24/ Berchtold, F., et al.: Vergleichende Bewertung unterschiedlicher Methoden und Codes für eine PSA der Stufe 1 für anlageninterne Überflutungsereignisse, GRS-788, ISBN 978-3-910548-81-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Dezember 2024, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-788.

/BER 25/ Berchtold, F., et al.: Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors, Technischer Bericht, GRS-781, ISBN 978-3-910548-74-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, im Druck, April 2025.

/BER 16/ Berner, C., et al.: Strengthening quantitative risk assessment by systematic treatment of uncertain assumptions, Reliability Engineering and System Safety (151), S. 46-59, 2016.

/BER 20/ Berner, N., et al.: Analyse von redundanzübergreifenden Ausfällen in der elektrischen Energieversorgung von Kernkraftwerken, GRS-538, ISBN 978-3-947685-23-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juli 2020, https://www.grs.de/index.php/de/aktuelles/publikationen/grs-538.

/BGB 22/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 4. Dezember 2022 (BGBl. I S. 2153).

/BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nr. 207), 2005, www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_74_3.pdf.

/BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Bekanntmachung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.02.2015 B2, https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/3-bmub/3_0_1.pdf?__blob=publicationFile&v=1.

/DNV 02/ Det Norske Veritas (DNV): The Offshore and Onshore Reliability Data OREDA, Offshore Reliability Data Handbook, 4th Edition, OREDA® companies, Høvik, Norwegen, 2002, http://www.dl.edi-info.ir/The%20Offshore%20and%20Onshore%20Reliability%20Data%20OREDA.pdf.

/FAK 05/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Schriften, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, ISBN 3-86509-414-7, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243824/1/BfS_2005_SCHR-37_05.pdf

/FAK 05a/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, Schriften, BfS-SCHR-38/05, ISBN 3-86509-415-5, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201011243838/1/BfS_2005_SCHR-38_05.pdf.

/FAK 16/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, Schriften, BfS-SCHR-61/16, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, September 2016, urn:nbn:de:0221-2016091314090, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-2016091314090/3/BfS-SCHR-61-16.pdf.

/FAK 18/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Beispiele für die probabilistische Bewertung sicherheitsrelevanter Fragestellungen außerhalb der SÜ, Schriften, BfS-SCHR-03/18, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Germany, Januar 2018, urn:nbn:de:0221-2018013014519, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-2018013014519/3/BfE-SCHR-03-18_FAK%20PSA.pdf.

/FAS 18/ Faßmann, W., J. Peschke: Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit in PSA für übergreifende Einwirkungen, GRS-516, ISBN 978-3-947685-01-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2018, https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs_516.pdf.

/FRA 03/ Framatome ANP, OECD/SETH, Test PKL III, E3.1, FANP TGTl/03/en/10.

/FRE 08/ Frey, W., et al.: Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden, GRS-A-3425, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Dezember 2008, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3425-methoden-zur-abschaetzung-des-risikobeitrags-redundanz.

/FRE 10/ Frey, W., et al.: Modellierung und Quantifizierung erdbebenbedingter Ereignisabläufe, GRS-A-3549, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juni 2010, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3549-modeliierung-und-quantifizierung-erdbebenbedingter.

/GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit und Deutschland, Bundesminister für Forschung und Technologie, Bundesrepublik, 1990. *Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: eine Untersuchung*. Verl. TÜV Rheinland. ISBN 3885858096.

/GRU 03/ Grunwald, G., et al.. Kühlmittelvermischung in Druckwasserreaktoren, Experimentelle Ausrüstung und Simulation der Vermischung, FZR-367, ISSN 1437-322X, Dresden, Februar 2003, https://www.hzdr.de/publications/PublDoc-1944.pdf.

/HAG 17/ Hage, M., H. Löffler.: Weiterentwicklung eines Analysewerkzeugs zur Quelltermprognose, Technischer Fachbericht, GRS-455, ISBN 978-3-946607-37-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2017, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-455-weiterentwicklung-eines-analysewerkszeugs-zur-quellterm-prognose.

/HAG 21/ Hage, M., G. Mayer, M. Röwekamp: Vorgehen bei Erweiterungen einer Site-Level PSA bis hin zur Stufe 2, Technischer Fachbericht, GRS-637, ISBN: 78-3-949088-26-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2021, https://www.grs.de/publikationen/grs-637.

/HOM 23/ Homann, M., et al.: Forschung zur aktualisierten Bewertung von gemeinsam verursachten Ausfällen, Auswertung der Betriebserfahrung in deutschen Anlagen im Zeitraum 2011 bis 2018, GRS-676, ISBN 978-3-949088-67-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2023, https://www.grs.de/sites/default/files/2023-08/GRS-676.pdf.

/IAE 91/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-626, ISSN 1011-4289, Wien, 1991, Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants (Report of a Technical Committee Meeting, Vaesteras, Sweden, 30 May - 2 June 1988) | IAEA.

/IAE 93/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-724, ISSN 1011-4289, Wien, 1993, https://www.iaea.org/publications/986/probabilistic-safety-assesssment-for-seismic-events.

/IAE 02/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies, IAEA Safety Reports Series No. SRS-25, ISBN 92–0–117502–7, Wien, 2002, https://www.iaea.org/publications/6491/review-of-probabilistic-safety-assessments-by-regulatory-bodies.

/IAE 05/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants – Phenomena, models, and methodology for system reliability assessment, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-1474, ISBN 92–0–110605–X, Wien, 2005, https://www.iaea.org/publications/7376/natural-circulation-in-water-cooled-nuclear-power-plants.

/IAE 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Determining the Quality of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-1511, ISBN 92–0–108706–3, Wien, 2006, https://www.iaea.org/publications/7546/determining-the-quality-of-probabilistic-safety-assessment-psa-for-applications-in-nuclear-power-plants.

/IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, STI/PUB/1430, ISBN 978-92-0-114509-3, Wien, April 2010, www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1430_web.pdf.

/IAE 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Natural Circulation Phenomena and Modelling for Advanced Water Cooled Reactors, IAEA-TECDOC-1677, ISBN 978-92-0-127410-6, Wien, März 2012, https://www.iaea.org/publications/8638/natural-circulation-phenomena-and-modelling-for-advanced-water-cooled-reactors.

/IAE 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Safety Reports Series No. 80, ISBN 978-92-0-100814-5, Wien, 2014, https://www.iaea.org/publications/10522/safety-reassessment-for-research-reactors-in-the-light-of-the-accident-at-the-fukushima-daiichi-nuclear-power-plant.

/IAE 15/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Basic Professional Training Course, Module VII, Probabilistic safety assessment, v1.0, Wien, 2015, https://gnssn.iaea.org/main/bptc/Pages/default.aspx.

/IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety of Research Reactors, Specific Safety Requirements No. SSR-3, Wien, 2016, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1751_web.pdf.

/IAE 16a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Attributes of Full Scope Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Applications in Nuclear Power Plants, IAEA TECDOC Series, IAEA-TECDOC-1804, ISBN 978–92–0–107316–7, Wien, 2016, https://www.iaea.org/publications/10969/attributes-of-full-scope-level-1-probabilistic-safety-assessment-psa-for-applications-in-nuclear-power-plants.

/IAE 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Technical approach to probabilistic safety assessment for multiple reactor units, IAEA Safety Reports Series No. SRS-96, ISBN 978–92–0–102618–7, Wien, 2019, https://www.iaea.org/publications/12228/technical-approach-to-probabilistic-safety-assessment-for-multiple-reactor-units.

/IAE 23/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Multi-unit Probabilistic Safety Assessment, Safety Reports Series No. SRS-110, ISBN 978-92-0-119222-6, Wien, 2023, https://www.iaea.org/publications/14772/multi-unit-probabilistic-safety-assessment.

/IAE 24/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, Rev. 1, ISBN 978-92-0-130723-1, Wien, 2024, https://www.iaea.org/publications/15318/development-and-application-of-level-1-probabilistic-safety-assessment-for-nuclear-power-plants.

/IAE 25/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, Rev. 1, STI/PUB/2105, ISBN 978-92-0-137424-0, Wien, Juni 2025, https://www.iaea.org/publications/15818/development-and-application-of-level-2-probabilistic-safety-assessment-for-nuclear-power-plants.

/INL 11/ Idaho National Laboratory (INL): Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 8 – Volume 2: Technical Reference, NUREG/CR-7039, Vol. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (/NRC), Washington, DC, USA, 2011, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr7039/index.html.

/INL 16/ Idaho National Laboratories (INL): Advanced SAPHIRE 8 – Modeling Methods for Probabilistic Risk Assessment via the Systems Analysis Program for Hands-on Integrated Reliability Evaluations, INL, Idaho Falls, ID, USA, 2016, https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/Sort_1047.pdf.

/INL 18/ Cadwallader, L. C.: Failure Rate Estimates for Passive Mechanical Components, INL/EXT-18-51396, Idaho National Laboratories (INL), Idaho Falls, ID, USA, Oktober 2018, https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/Sort_7467.pdf.

/KER 92/ Kersting, E., et al.: Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren, Zusammenfassende Darstellung, Technischer Fachbericht GRS-95, ISBN 3-923875-45-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, November 1992, https://www.grs.de/sites/default/files/publications/GRS-095.pdf.

/KRA 08/ Krauß, M., G. Thuma: Untersuchungen zu extremen Wetterereignissen und Witterungsbedingungen, Entwicklung und Erprobung von PSA-Methoden und Werkzeugen. Teilvorhaben: Methoden, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3426, Köln, Dezember 2008, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3426-untersuchungen-zu-extremen-wetterereignissen-und.

/KRE 01/ Kreuser, A., J. Peschke: Coupling Model: A Common-Cause-Failure Model with Consideration of Interpretation Uncertainties, Technical Paper in: Nuclear Technology, Vol. 136, Number 3, Pages 255-260, December 2001, https://doi.org/10.13182/NT01-A3244.

/LEB 22/ Leberecht, M.; V. Fedorov: Vertiefte Untersuchungen von Betriebserfahrungen aus Kernreaktoren – Jahresbericht 2021–2022, GRS-680, Köln, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, April 2022, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-680.

/LIN 01/ von Linden, J., et al.: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Entwurf zur Kommentierung, GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching, Oktober 2001, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-175-bewertung-des-unfallrisikos-fortschrittlicher-druckwasserreaktoren.

/LOE 17/ Löffler, H.: Untersuchung fortschrittlicher Methoden für erweiterte PSA-Analysen im Rahmen des EU-Projekts ASAMPSA_E, Abschlussbericht GRS-466, ISBN 978-3-946607-49-6, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juni 2017, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-466-untersuchung-fortschrittlicher-methoden-fuer-erweiterte-psa.

/MAY 19/ Mayer, G., et al.: PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor, GRS-544, ISBN 978-3-947685-29-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, 2019, www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-544.pdf.

/MAY 22/ Mayer, G., et al.: Weiterentwicklung der Modellerstellung der PSA für einen Forschungsreaktor, GRS-667, ISBN 978-3-949088-58-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, November 2022, www.grs.de/sites/default/files/2023-03/GRS-667.pdf.

/MIL 15/ Mildenberger, O., et al.: Sicherheits- und Risikofragen im Nachgang zu den nuklearen Stör- und Unfällen in Japan, GRS-357, ISBN 978-3-944161-38-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2022, https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-357.pdf.

/NEA 05/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI): CSNI Technical Opinion Papers, No. 7: Living PSA and its Use in the Nuclear Safety Decision-making Process, ISBN 92-64-01047-5, Paris, 2005, https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/nea4411-psa-risk-monitors.pdf.

/NEA 08/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA): ICDE Project Report: Collection and Analysis of Common-Cause Failures of Switching Devices and Circuit Breakers, NEA/CSNI/R(2008)1, Paris, 2008, https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-03/csni-r2008-1.pdf.

/NEA 18/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Status of Practice for Level 3 Probabilistic Safety Assessments, NEA/CSNI/R(2018)1, Paris, Nuclear Energy Agency (NEA), Dezember 2018, https://one.oecd.org/document/NEA/CSNI/R(2018)1/En/pdf.

/OBE 24/ Obergfell, M., et al.: Erweiterung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort / Extension of the Source Term Prognosis Tool FaSTPro for Planning of Plant External Emergency Measures Considering the Entire Radioactive Sources Collocated at A Nuclear Power Plant Site, Technischer Bericht / Technical Report, GRS-782, ISBN 978-3-910548-75-6, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2024, (GRS-782) Erweiterung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort | GRS gGmbH.

/PES 18/ Peschke, J., et al.: MCDET – Methode zur Integralen Deterministisch-Probabilistischen Sicherheitsanalyse, GRS-520, ISBN 978-3-947685-05-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Garching, September 2018, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-520-mcdet-methode-zur-integralen-deterministisch-probabilistischen.

/PES 22/ Peschke, J., et al.: Methodische und programmtechnische Weiterentwicklung des Werkzeugs MCDET zur Durchführung von integrierten deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalysen, GRS-686, ISBN 978-3-949088-77-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Garching, November 2022, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-686.

/PRO 19/ Proske, D.: Comparison of Frequencies and Probabilities of Failure in Engineering Sciences, Paper 0816, in: Beer, M. and E. Zio (Eds), Proceedings of the 29th European Safety and Reliability Conference (ESREL 2019), ISBN 978-981-11-2724-3, doi: 10.3850/978-981-11-2724-3_0816-cd, Hannover, September 22-26, 2019, https://rpsonline.com.sg/proceedings/9789811127243/html/0816.xml.

/RIC 17/ Richter, W., et al.: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern), Reaktorbaulinien und Wissensnetze, GRS-465, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Berlin, Juni 2017, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-465-wissenschaftlich-technische-untersuchungen-zur-nuklearen-sicherheit.

/RIS 24/ RiskSpectrum®: Software RiskSpectrum PSA, https://www.riskspectrum.com/riskspectrum-psa.

/ROE 05/ Röwekamp, M., et al.: Ausgewählte probabilistische Brandanalysen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb einer Referenzanlage mit Siedewasserreaktor älterer Bauart, GRS-A-3227, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Oktober 2004, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2005-666, Bonn, Januar 2005, https://www.bmuv.de/download/bmu-2005-666-ausgewaehlte-probabilistische-brandanalysen-fuer-den-leistungs-und-nichtleistungsbetrieb-einer-referenzanlage-mit-siedewasserreaktor-aelterer-bauart.

/ROE 10/ Röwekamp, M., et al.: Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen, GRS-A-3558, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2010, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3558-weiterentwicklung-und-erprobung-von-methoden-und-werkzeugen-fuer.

/ROE 20/ Röwekamp, M., et al.: Vervollständigung von Methoden und Werkzeugen für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), Technischer Bericht, GRS-610, ISBN 978-3-947685-96-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020, www.grs.de/publikationen/grs-610.

/RSK 20/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anforderungen an die Kühlung der Brennelemente im Lagerbecken im Restbetrieb, Stellungnahme der 518. Sitzung der RSK am 21.10.2020, Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE), Bonn, Oktober 2020, https://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/epanlagersk518hp.pdf.

/SPE 13/ Sperbeck, S., C. Strack, G. Thuma: Untersuchungen zur deterministischen und probabilistischen Bewertung von Einwirkungen von außen (EVA-Ereignisse), Deterministische Untersuchung der Widerstandsfähigkeit deutscher Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen, unter Berücksichtigung aktueller Erkenntnisse hinsichtlich der anzusetzenden Einwirkungen, GRS-A-3693 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, November 2013, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3693-untersuchungen-zur-deterministischen-und-probabilistischen.

/SPE 18/ Sperbeck, S., et al.: Informationstool Hazards Library – Analysehilfsmittel zur Bereitstellung von Informationen und Daten zur systematischen Durchführung von PSA für übergreifende Einwirkungen, GRS-A-3914, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, April 2018.

/STE 15/ Steinrötter, T., et al.: Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kernkraftwerke und Darstellung der Wirksamkeit von Optimierungsmaßnahmen, GRS-A-3839, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, November 2015.

/STR 23/ Strack, C.: Erarbeitung von Methoden zur Durchführung von Standortgefährdungsanalysen für Überflutungen aus kleineren und mittleren Einzugsgebieten (Phase I) (SAGA-F), GRS-693, ISBN 978-3-949088-84-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2022, www.grs.de/sites/default/files/2023-03/GRS-693.pdf.

/SWA 83/ Swain, A. D., H. E. Guttmann: Handbook of Human-Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications. Final report, NUREG/CR-1278, United States Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, DC, USA, August 1983, https://doi.org/10.2172/5752058.

/SWA 87/ Swain, A. D.: Accident Sequence Evaluation Program – Human Reliability Analysis Procedure, NUREG/CR-4772, United States Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, DC, USA, February 1987. https://doi.org/10.2172/6370593.

/THU 10/ Thuma, G., et al.: Untersuchungen zur Behandlung naturbedingter übergreifender Einwirkungen von außen, GRS-A-3547, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2010, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3547-untersuchungen-zur-behandlung-naturbedingter-uebergreifender.

/TUE 10/ Türschmann, M., et al.: Verfahren zur Klassifizierung von Bauwerken, Systemen und Komponenten in Hinblick auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung bei seismischen Einwirkungen, Technischer Fachbericht, GRS-A-3472, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln/Berlin, Juni 2010, https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-3472-verfahren-zur-klassifizierung-von-bauwerken-systemen-und.

/WIK 25/ Wikipedia: Abbildung: Bathtub_curve_de.svg, https://de.wikipedia.org/wiki/Ausfallverteilung#/media/Datei:Bathtub_curve_de.svg, letzter Zugriff am 10.02.2025.

/YOS 21/ Yoshida, T., S. Soga, H. Seino: Estimation of the generic component reliability parameters for probabilistic risk assessment of the Japanese nuclear power plant (hauptsächlich in jap. Sprache), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), Tokyo, Japan, 2021.

Abbildungsverzeichnis

Tabellenverzeichnis

Abkürzungsverzeichnis

ATWS Anticipated Transient Without Scram
BASE Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BB Bereitschaftsbetrieb
BC-Sets Boundary Conditions Set
BE Brennelement
BFR Binomial Failure Rate
BHB Betriebshandbuch
BMWi Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
BMU Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMUV Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BS Brennstabschadenszustand
CDF Kernschadenshäufigkeit (Englisch. Coire Damage Frequency)
CCF Common Cause Failure
DE Druckentlastung
DWR Druckwasserreaktor
FD Frischdampf
FDF Brennstabschdenshäufigkeit (englisch: Fuel Damage Frequency)
FVI Fussell-Vesely Importanz
GHC Deionatversorgungssystem
GKN II Kernkraftwerk Neckarwestheim, Block 2
GRS Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
HKML Hauptkühlmittelleitung
IAEA International Atomic Energy Agency
iDWR integralen Druckwasserreaktors
KKG Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
KKW Kernkraftwerk
Konvoi Baulinie deutscher Druckwasserreaktoren
KSZ Kernschadenszustand
KWU Kraftwerk Union
LFS Large File Storage
LLOCA Large Loss of Coolant Accident
LPSA Living Probabilistic Safety Analysis („Living PSA“)
MCDET Monte Carlo Dynamic Event Tree
MCS Minimal Cut Set
MGL Multiple Greek Letters
MUPSA Multi-Unit PSA (PSA für einen Standort mit mehreren z. B.Reaktorblöcken)
NB Nachbetrieb
NFM Notfallmaßnahme
NLB Nichtleistungsbetrieb
OECD Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
NEA Nuclear Energy Agency
PDF Plant Damage Frequency
PDE Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung
POS Plant Operational States (Betriebszustände der Anlage)
PSA Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ Periodische Sicherheitsüberprüfung
RB Restbetrieb
RAW Risk Achievement Worth

RESA	Reaktorschnellabschaltung
RiSp	RiskSpectrum
RMPS	Risk Monitor for Power Systems
RRW	Risk Reduction Worth
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SB	Sicherheitsbehälter / Stillstandsbetrieb
SAPHIRE	Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
SDE	Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung
SFM	Safety Function Monitoring
SMR	Small Modular Reactor
SSG	Specific Safety Guide
SSZ	Systemschadenszustand
SSZ-D	Systemschadenszustand Deborierung
SWR	Siedewasserreaktor
WWER	Wasser-Wasser Energie Reaktor

Verzeichnis häufig verwendeter Begriffe zur PSA der Stufe 1

Alternative Verzweigungsstelle (branch point alternative)

Verschiedene Fehlerbäume, Randbedingungen oder Basisereignisse in einer Verzweigung des Ereignbisbaumes auswählbar.

ATWS (Anticipated Transient Without SCRAM, Erwartete Transiente ohne SCRAM)

Stellt neben z. B. CM/OK eine separate Konsequenz im Ereignisbaum dar, bei der ATWS ausgelöst wird.

Auslösendes Ereignis (initiating event)

Ein auslösendes Ereignis ist ein Ereignis, das den Normalbetrieb der Anlage so stört, dass sich Anlagenparameter ändern und eine Anforderung von Sicherheitssystemen ausgelöst wird.

Basisereignis (basic event)

Basisereignisse sind Grundelemente, die nicht weiter durch Fehlerbäume beschrieben sind. Hierunter fallen Komponentenunverfügbarkeit, technischer Ausfall, Wartung und Instandhaltung, GVA und Personalfehlhandlungen.

BS (Brennelementbeckenschaden)

Stellt neben z. B. CM/OK eine separate Konsequenz im Ereignisbaum dar, bei der ein Schaden der Brennelemente im Brennelementbecken entsteht.

Ereignisbaum (event tree)

Zur Modellierung von möglichen Ereignissequenzen, die auf die auslösenden Ereignisse folgen, werden Logik-Diagramme, die als Ereignisbäume bezeichnet werden, genutzt. Auslösende Ereignisse bilden jeweils die Wurzel eines Ereignisbaumes. Verzweigungen werden durch Funktionieren oder Ausfall von Sicherheitssystemen gebildet, wobei eine binäre Logik üblich ist.

Ersatzereignis (exchange event)

Ersatzereignisse werden bei Auswahl von Hausereignissen genutzt, um andere Ereignisse zu ersetzen. Dies kann genutzt werden, um je nach Randbedingungen unterschiedliche Basisereignissen zu verwenden. Dies ermöglicht gleiche Fehler- und Ereignisbäume für verschiedene Randbedingungen zu nutzen.

Fehlerbaum (fault tree)

Der Fehlerbaums stellt ein logisches Modell aller Geräteausfälle und menschlicher Fehler dar, die in Kombination zu auslösenden Ereignissen führen können.

Systemfunktionen (function event)

Systemfunktionen sind die Ereignisse, die nach einem auslösenden Ereignis eintreten und den Ablauf der möglichen Szenarien beschreiben (z. B. Einsatz / Ausfall von Sicherheitssystemen). Ereignisbäume verzweigen sich an den Systemfunktionen.

Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA; common cause failure, CCF)

Wenn durch eine gemeinsame Ursache mehrere gleiche Komponenten in einem Kernkraftwerk redundanzübergreifend ausfallen, hat dies erheblichen Einfluss auf den sicheren Betrieb des Kraftwerks. Solche Ereignisse werden als GVA bezeichnet. Da solche Ereignisse überwiegend für redundante Sicherheitssysteme relevant sind, wirken sich GVA besonders bei der Beherrschung von Störfällen aus.

Hausereignis (house event)

Hausereignisse können u. a. Basisereignisse durch den Einsatz von Ersatzereignisse manipulieren oder als „steuerbares“ Ereignis im Fehlerbaum eingesetzt werden. Dies kann genutzt werden, um je nach Randbedingungen unterschiedliche Basisereignissen und Fehlerbaumzweige zu verwenden. Dies ermöglicht gleiche Fehler- und Ereignisbäume für verschiedene Randbedingungen zu nutzen.

Kernschadenszustand (KSZ; core damage, CD)

Eine Konsequenz, in der der Endpunkt des Ereignisbaumes in einem Kernschaden endet.

Konsequenz (consequence)

Endpunkt einer Sequenz des Ereignisbaumes. Ein Ereignisablauf kann u. a. in einem sicheren Zustand (OK), in einem Kernschaden (CD) oder einem Anlagenschaden enden.

Minimalschnitt (minimal cutset)

Kombinationen, die gemäß Ausfalleffektanalyse zu einem Gesamtausfall des Systems führen, werden als sogenannte Minimalschnitte bei der Fehlerbaumanalyse bezeichnet.

OK

Eine Konsequenz, in der der Endpunkt des Ereignisbaumes in einem sicheren Zustand endet.

Anlagenschaden (plant damage)

Stellt neben z. B. CM/OK eine separate Konsequenz im Ereignisbaum dar, bei der ein Schaden der Anlage vorliegt (z. B. defektes Containment durch Erdbeben). Wird für die Schnittstelle zur PSA Stufe 2 verwendet.

Randbedingungenset (boundary conditions set, BC set)

Je nach betrachteten Randbedingungen eines Szenarios können durch definierte Randbedingungenset im PSA-Modell Änderungen gesetzt werden (Hausereignisse, Ersatzereignisse). Dies kann z. B. genutzt werden, um je nach Randbedingungen Basisereignissen andere Wahrscheinlichkeiten zuzuweisen.

Sequenz (sequence)

Mögliche Pfade durch den Ereignisbaum, die verschiedene Ereignisabläufe beschreiben.

Top-Gatter (top gate)

Als Top-Gatter wird das oberste Ereignis eines Fehlerbaums bezeichnet (z. B. Ausfall einer Sicherheitseinspeisepumpe), das als Input für eine Systemfunktion dient oder einem anderen Fehlerbaum zugeordnet werden kann. Das Top-Gatter wird im Fehlerbaum weiter logisch detailliert: Die Inputs zu einem Top-Gatter können ein anderes Gatter, ein Basisereignis, ein Hausereignis, ein unentwickeltes Ereignis (Diamant in RiskSpectrum) oder ein Transfergatter sein.

Transfergatter (transfer gate)

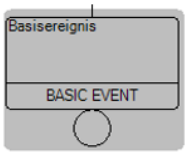
Ein Fehlerbaum kann auf eine Fehlerbaumseite beschränkt sein. Ein komplexer Fehlerbaum besteht in der Regel aus vielen Fehlerbaumseiten, die durch Transfers miteinander verbunden sind. Ein Transfergatter ist ein Verweis auf ein Top-Gate auf einer anderen Fehlerbaumseite. Das Transfersymbol ist ein Dreieck.

Transferereignis (transfer event)

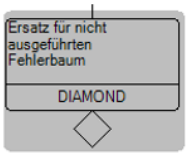
Transfereignisse sind wie Transfergatter in Fehlerbäumen, aber für Ereignisbäume. Hierdurch kann auf einen weiteren, folgenden Ereignisbaum verwiesen werden.

Anhang:
Fehlerbaum-Elemente in RiskSpectrum

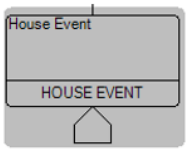
- **Basisereignis**
  Beschreibt Komponentenausfall



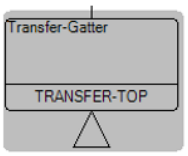
- **Diamond Basisereignis**
  Beschreibt nicht ausformulierten Fehlerbaum

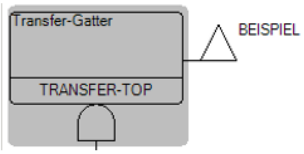


- **House Event**
  Schalter mit den Werten Wahr, Falsch oder Inaktiv

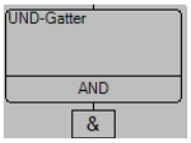


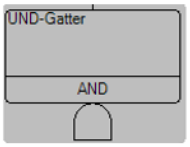
- **Transfer**
  Bindet ein schon definiertes TOP-Gatter ein



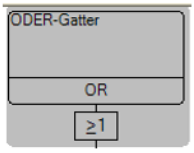


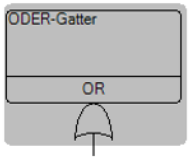
- **UND-Gatter**
  Wahr, wenn alle Eingänge wahr sind



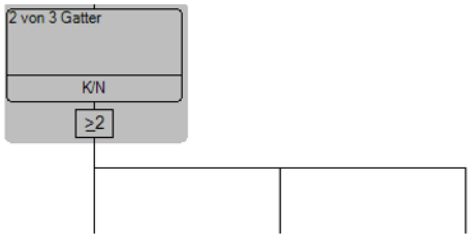


- **ODER-Gatter**
  Wahr, wenn mindestens ein Eingang wahr ist

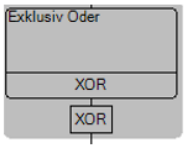


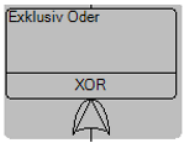


- **K/N-Gatter**
  Wahr, wenn mindestens K der N Eingänge wahr sind.

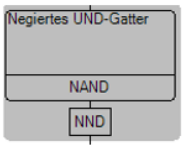


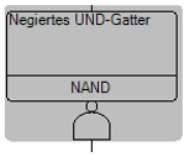
- **XOR**
  Wahr, wenn genau einer der Eingänge wahr ist.



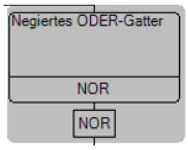


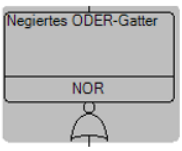
- **NAND**
  Negiertes UND. Wahr, wenn mindestens ein Eingang falsch ist.



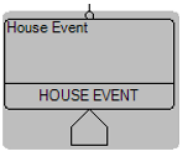


- **NOR**
  Wahr, wenn alle Eingänge falsch sind.





- **NOT**
  Negation eines Basiselements



Anhang:
Übungsbeispiele zu „Praxisnahe Anleitung und Übungen zur Modellierung und Vorbereitung von PSA der Stufe 1 (AP 2)“

PSA Übung Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen

Ausfallwahrscheinlichkeit von vier Nachkühlpumpen

Beschreibung Nachkühlpumpen

Nachkühlpumpen JNA10AP001, JNA20AP001, JNA30AP001 und JNA40AP001:

- Fehlermodus: Nichtstarten
- Basic Event Modell: getestet
- Fehlerrate: λ = 1.07 E-06 /h, Logarithmische Normalverteilung,
- Error factor: 1.75
- Mittlere Zeit bis Reparatur: 40 Stunden
- Testinterval: 4 Wochen

Übungsaufgabe Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen

Modelliere die Basic Events JNA10AP001DNS bis JNA40AP001DNS. Ermittle die mittlere Nichtverfügbarkeit.

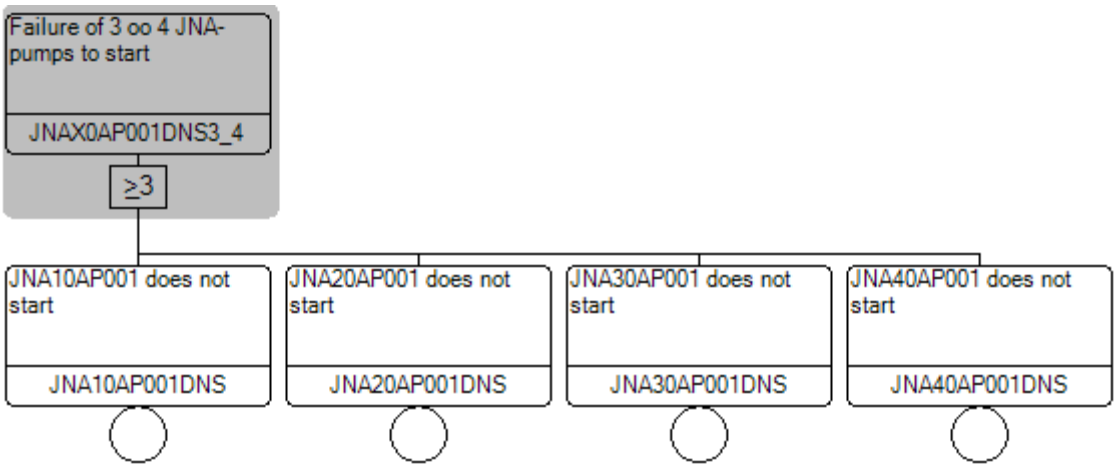
Modelliere einen Fehlerbaum mit TOP Ereignis: mindestens 3 von 4 Nachkühlpumen starten nicht. Bestimme die mittlere Nichtverfügbarkeit des TOP Ereignisses.

Führe eine zeitabhängige Analyse durch und betrachte die Ergebnisse mit und ohne gestaffelte (wöchentliche) Tests.

Lösung

Die RiskSpektrum®-Musterlösung ist im Übungsbeispiel_Fehlerbaum.RPP (User/Passwort: PSA/PSA) enthalten.

Fehlerbaum:



JNA10AP001DNS:

Main

General	
ID	JNA10AP001DNS
Description	JNA10AP001 does not start
Mean	4,02E-04
Model	Tested
State	Normal
Calculation Type	Q
Enabler type	Both
Symbol	Circle

Parameter type	Parameter	Value
Probability [q]		
Failure Rate [r]	JNAX0AP001DNS	1,07E-06
MTTR [Tr]	MTTR40H	4,00E+01
Test Interval [Ti]	TI4W	6,72E+02
Time to First Test [	TF1W	1,68E+02

Mittlere Nichtverfügbarkeit JNA10AP001DNS bis JNA40AP001DNS: 4.02 E-04

FT Analysis Case > Results

Analysis | Results

Top Event probability Q = 2,602E-10

No	Probability	%	Event 1	Event 2	Event 3	E
1	6,51E-11	25,01	JNA10AP001DNS	JNA20AP001DNS	JNA40AP001DNS	
2	6,51E-11	25,01	JNA10AP001DNS	JNA30AP001DNS	JNA40AP001DNS	
3	6,51E-11	25,01	JNA20AP001DNS	JNA30AP001DNS	JNA40AP001DNS	
4	6,51E-11	25,01	JNA10AP001DNS	JNA20AP001DNS	JNA30AP001DNS	

Mittlere Nichtverfügbarkeit TOP Ereignis:

Gestaffelt zeitabhängiges Mittel (TD Mean): 2.02 E-10

FT Analysis Case | Fault Tree

ID Char #	Description	Calculation type	MCS Result	UNC Mean	TD Mean
JNAX0AP001_3OO4	3 oo 4 failure of JNA-pumps	Q	2,60E-10	3,98E-10	2,02E-10

Nicht gestaffelt zeitabhängiges Mittel (TD Mean): 4.92 E-10

(JNA10AP001DNS bis JNA40AP001DNS: „Time to First Test [Tf]“ auf TF4W = 4 Wochen gestellt)

Fault Tree | FT Analysis Case | Basic Event

ID Char #	Description	Calculation type	MCS Result	UNC Mean	TD Mean
JNAX0AP001_3OO4	3 oo 4 failure of JNA-pumps	Q	2,60E-10	3,53E-10	4,92E-10

PSA Übung Ereignisbaum

Szenario: Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 cm² - 200 cm²

Auslösendes Ereignis

IE_SBLOCA4, mean frequency of 9,0E-05/a, Distribution lognormal, EF 10

Unfallablaufanalyse und Wirksamkeit der Systemfunktionen

„Die Unterkritikalität wird durch die Reaktorschnellabschaltung hergestellt [function event SCRAM]. Bei Abkühlung der Anlage wird die Unterkritikalität durch Nachspeisen von boriertem Wasser durch das Not- und Nachkühlsystem bzw. Volumenregelsystem aufrechterhalten. Zur Kernkühlung werden folgende Systemfunktionen benötigt:

Bei einem kleinen Leck zwischen 80 und 200 cm^2 muss eine HD-Einspeisung durch mindestens einen Strang erfolgen, wobei unterstellt wird, dass die Einspeisung in den Kreislauf, in dem das Leck vorliegt, nicht wirksam ist [function event HPSI1OO4]. Speisen mindestens zwei Hochdruckstränge in intakte Kreisläufe [function event HPSI2OO4], dann ist eine sekundärseitige Wärmeabfuhr nicht erforderlich. Andernfalls muss die Anlage über die Sekundärseite abgefahren werden. [Hinweis: Die Einsatzzeit für das Hochdruck (HD)-Einspeisesystem (high pressure safety injection system, HPSI) wird mit 10 Stunden angenommen].

Zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr ist die Bespeisung eines Dampferzeugers durch eine Hauptspeisewasserpumpe oder durch zwei An- und Abfahrpumpen ausreichend. Bei Ausfall dieser betrieblichen Systeme müssen mindestens zwei Dampferzeuger durch das Notspeisesystem bespeist werden. Die Anlage muss mit einem Temperaturgradienten von ca. 100K/h abgefahren werden, wobei der Frischdampf entweder über die Frischdampfumleiteinrichtung oder mindestens eines der vier Frischdampf-Abblaseregelventile abgegeben werden kann [function event SECHR100K/H]. Durch die Hochdruck-Einspeisungen bzw. das sekundärseitige Abfahren in Verbindung mit dem Energieaustrag aus dem Leck wird der Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit abgesenkt, dass eine Einspeisung durch die Nachkühlpumpen erfolgen kann (Niederdruckeinspeisungen) [konservativ nicht berücksichtigt]. Nachdem die Flutbecken bis auf eine Mindestmenge entleert sind, saugen die Nachkühlpumpen in der Funktion „Sumpf-Umwälzbetrieb“ das Wasser aus dem Gebäudesumpf des Sicherheitsbehälters [function event

LPSR]. Für einen kavitationsfreien Betrieb der Niederdruckpumpen im Sumpfumwälzbetrieb muss der Wasserstand im Sicherheitsbehälter ausreichend hoch sein. Dies erfordert Einspeisungen aus mindestens zwei Flutbecken (durch das Hoch- oder Niederdruckeinspeisessystem) oder aus einem Flutbecken und mindestens drei Druckspeichern (Druckspeichereinspeisung) in beliebige Kreisläufe [function event SUMPWL].

Nach Entleerung der Flutbecken durch das Hoch- oder Niederdruckeinspeisessystem ist die ND-Einspeisung im Sumpfbetrieb erforderlich, wobei die Einspeisungen entweder durch einen Niederdruckstrang über die heiß- und kaltseitige Einspeiseleitung ODER durch mindestens zwei Niederdruckstränge über jeweils mindestens eine Einspeiseleitung (heiß- oder kaltseitig).

Die Nachwärme muss entsprechend den Mindestanforderungen für die Einspeisung über den jeweiligen Nachwärmekühler und die nachgeschaltete Nachkühlkette abgeführt werden." (Köberlein, K., et al.: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-175, Garching, Oktober 2001., Kapitel 5.2.1, S. 68ff.)

Übungsaufgabe

Modellieren Sie den Ereignisbaum für das auslösende Ereignis SBLOCA4 anhand der Unfallablaufanalyse. Nehmen Sie einen Kernschaden (Consequence CM) an, wenn die Unfallsequenz nicht in der oben beschriebenen Sicherheitsfunktion enthalten ist.

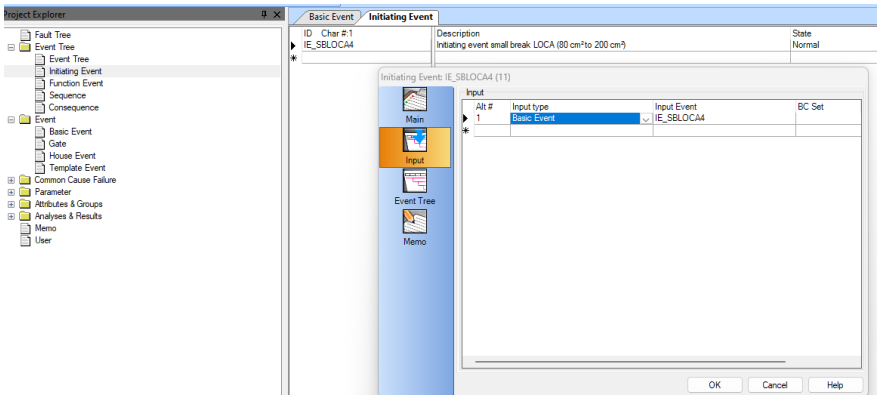
Lösung

Hinweis: Das RiskSpectrum-Projekt „PSA_Ergeignisbaum.RPP" zeigt die Musterlösung. Die Datei muss lokal auf den PC kopiert werden. Username: PSA, Password: PSA

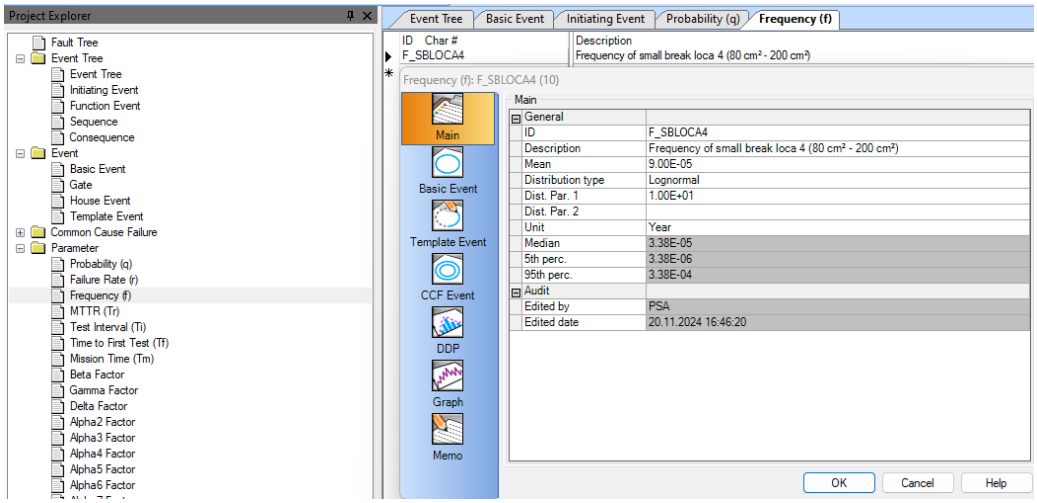
Im Folgenden ist die Lösung obiger Aufgabe skizziert.

Definition des Initiating Events

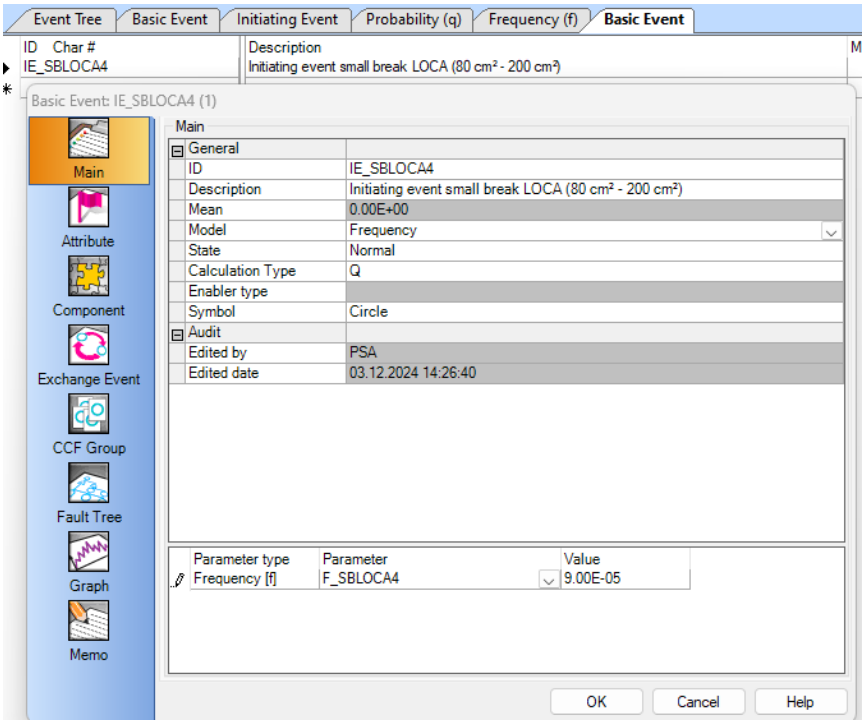
Mit Doppelklick auf die ID- oder Description-Zelle kann unter Input „Basic Event" ausgewählt werden.



Zusätzlich erzeugen wir unter Parameter>Frequency einen Parameter mit „Mean“ 9.00E-05, „Distribution Type“ Lognormal und „Dist. Par. 1“ 1.00E+0.

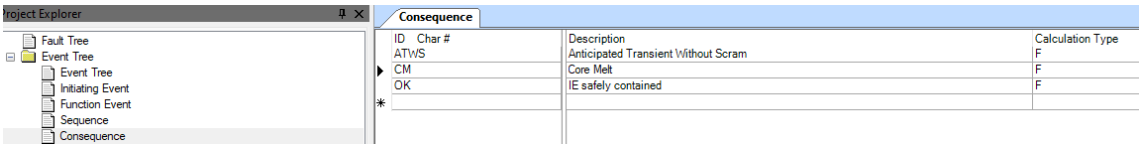


Diesen setzen wir für das Initiation Event als Frequenz. Durch Auswahl von „Model“: Frequency kann weiter unten im Drop-Down-Menü unser Parameter „F_SBLOCA4“ ausgewählt werden.

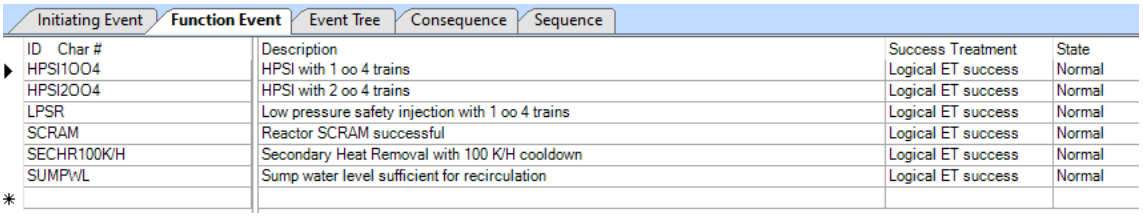


Definition der Consequences

Wie im Screenshot zu sehen werden 3 verschiedene Consequences als Ergebnis der Ereignisbaumsequenzen eingegeben:

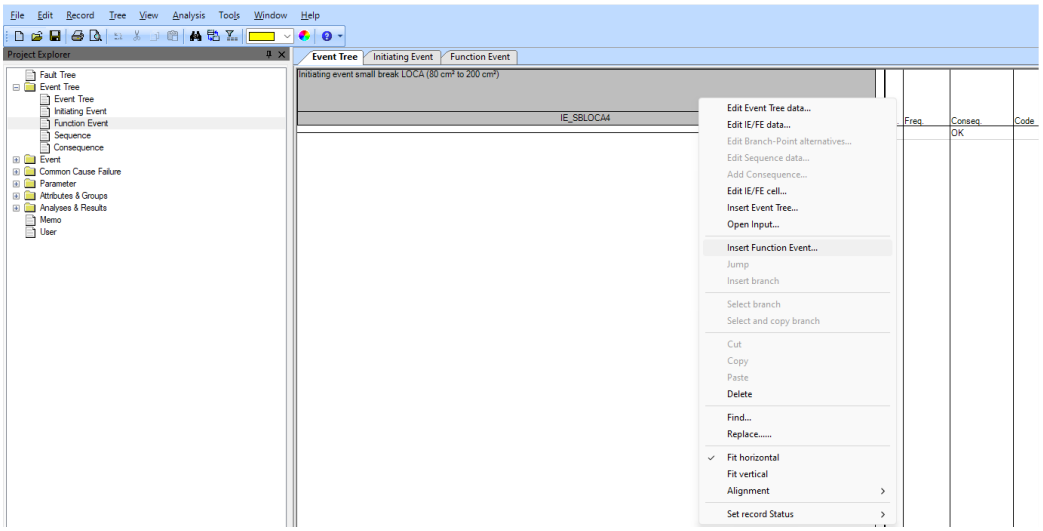


Definition der Function Events

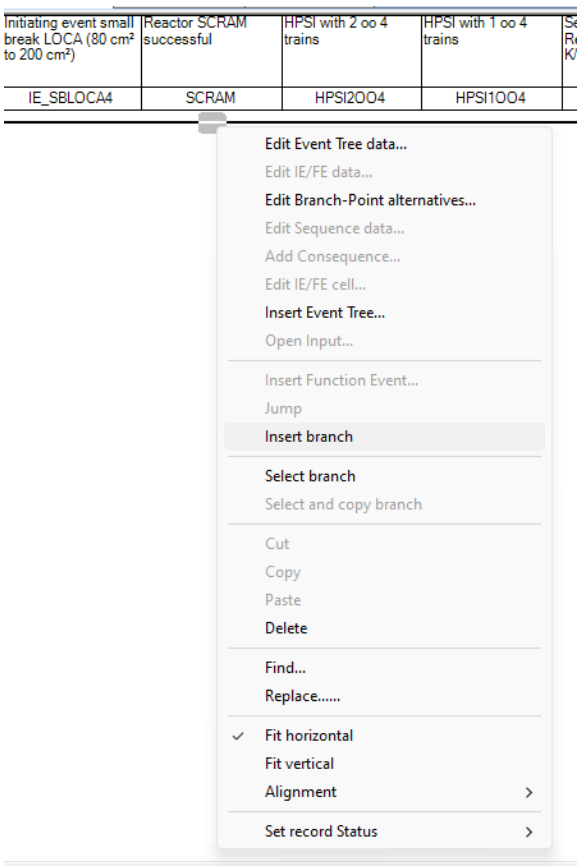


Event Tree

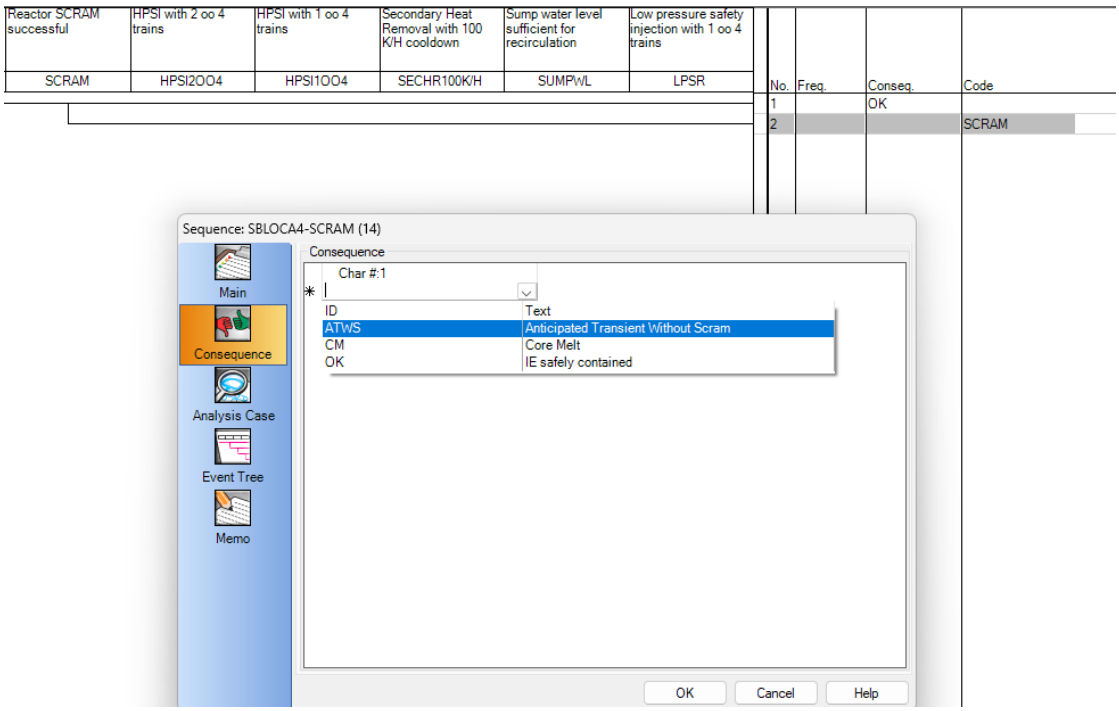
Mit Rechtsklick auf das Initiating Event im Reiter Even Tree kann „Insert Function Event“ ausgewählt werden:



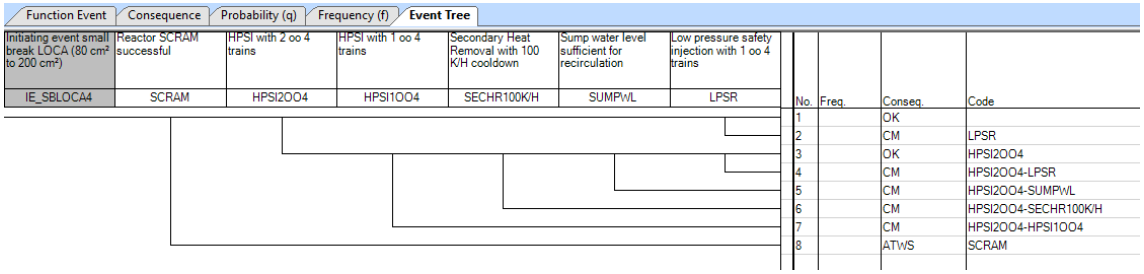
Danach durch Rechtsklick auf die graue Auswahlfläche ein Branch eingefügt werden.



Der Sequenz „SCRAM“ kann die Consequence „ATWS“ zugewiesen werden durch Doppelklick auf die in der folgenden Abbildung grau markierten Fläche.



Das Endergebnis sollte dann so aussehen:



PSA Übung Fehlerbaum

Szenario: Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 cm² - 200 cm²

Diese Übung baut auf der Übung „Übungsbeispiel_Ereignisbaum“ auf. Siehe dort für Szenariobeschreibung. Die Musterlösung Übungsbeispiel_Fehlerbaum.RPP kann als Startpunkt für diesen Teil verwendet werden.

Systembeschreibung HD-Einspeisesystem

Das HD-Einspeisesystem (high pressure safety injection system, HPSI) JND ist Teil der Nachwärmeabfuhr-Systeme (siehe Abbildung 1). Es besteht aus 4 redundanten Strängen.

In Abbildung 3 ist eine detaillierte Darstellung eines Stranges von JND dargestellt. Beispielsweise ist JND10 mit dem Flutbehälter JNK10 (refueling water storage tank, RWST) verknüpft. Das motorbetriebene Ventil JND10AA001 ist während des normalen Anlagenbetriebs geöffnet. Als nächstes in der Reihe ist das Rückschlagventil JND10AA015. Für diese Art von Rückschlagventil wurden gemeinsam-verursachte Ausfälle (CCF) beobachtet.

Die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpe JND10AP001 wird von einem Elektromotor angetrieben, der an eine der 10-kV-Sammelschienen BDA bis BDD angeschlossen ist. Die Pumpe verfügt über eine Mindestdurchflussleitung mit einem angeschlossenen Kühler JND10BC005, der für den Pumpenbetrieb während der Transiente nicht benötigt wird. Darüber hinaus verfügt sie über eine eigene Sperrwasserversorgung (vgl. Abbildung 2). Für den Wärmetauscher JND10BC001 der Sperrwasserversorgung ist nur das CCF-Ereignis zu berücksichtigen.

Es gibt keine weiteren wichtigen Komponenten in der Sperrwasserversorgung, da unabhängige Ausfälle der Sperrwasserversorgung bereits in der Ausfallrate der Pumpe berücksichtigt sind. Die Kühlung der Komponenten erfolgt über den KAA10-Strang. Die HPSI-Pumpe wird automatisch durch das Reaktorschutzsystem gestartet. Das Reaktorschutzsystem-Signal für Strang 10 lautet JRV34ER164.

Auf der Druckseite der Pumpe befindet sich das Rückschlagventil JND10AA020. Bei diesem Typ muss auch ein CCF-Ereignis berücksichtigt werden.

Der Anschluss an den heißen und kalten Strang des Reaktorkühlsystems (reactor coolant system, RCS) wird mit einem Dreiwegeventil und zwei zusätzlichen Rückschlagventilen hergestellt. Für diese ist eine vereinfachte Modellierung mit einem Basic Event - JND10IL - vorgesehen.

Übungsaufgabe Fehlerbaummodellierung

Modellieren Sie den Fehlerbaum für das HD-Einspeisesystem (high pressure safety injection system, HPSI). Modellieren Sie die Fehlerbäume für die Stränge JND10 bis JND40.

Hinweis: Diese Übung baut auf der Übung „Übungsbeispiel_Ereignisbaum“ auf (User/Passwort: PSA/PSA). Die Musterlösung Übungsbeispiel_Ereignisbaum.RPP kann als Startpunkt verwendet werden. Die Basic Events für JND Stränge und deren Supportsysteme sind für diese Übung im RiskSpectrum® Projekt Übungsbeispiel_Ereignisbaum.RPP vordefiniert.

Das Leck soll in Strang JND10 sein. Nutzung eines House Events [LP1_SBLOCA=True] ermöglicht eine höhere Flexibilität.

Hinweis: Die TOP-gates von JND10 bis JND40 werden auch im Function Event SUMPWL genutzt.

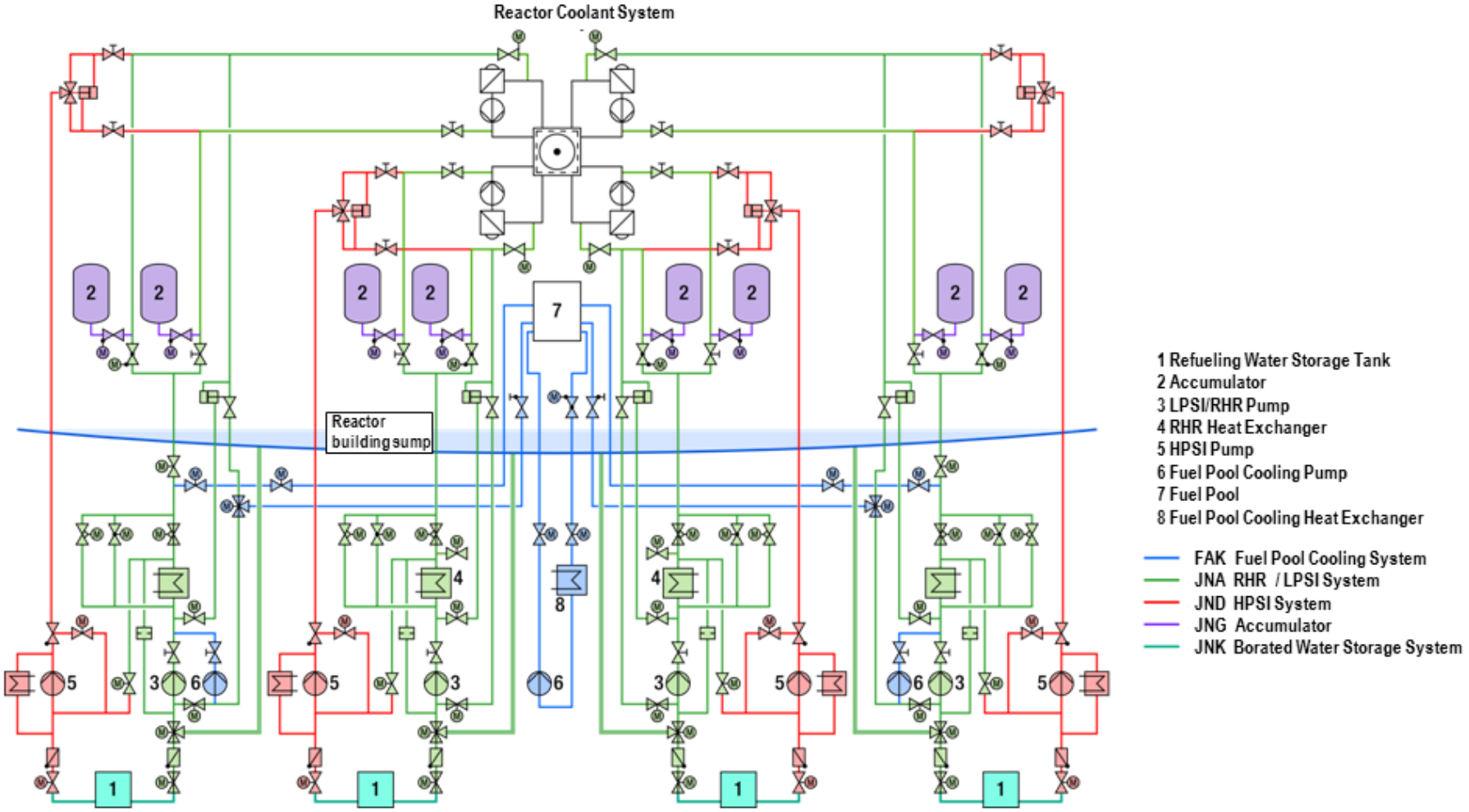


Abbildung 1 Nachwärmeabfuhr and BE-Lagerbecken-Kühlung

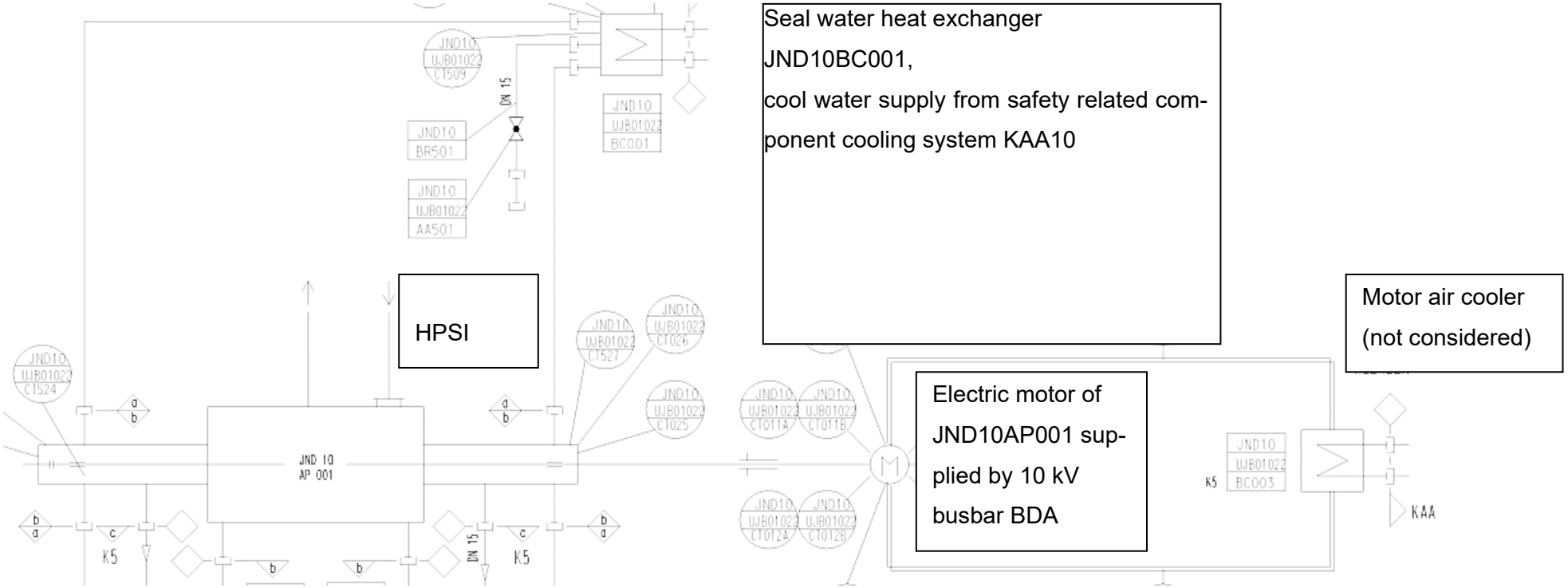


Abbildung 1 Sperr- und Kühlwasserversorgung von JND10AP001

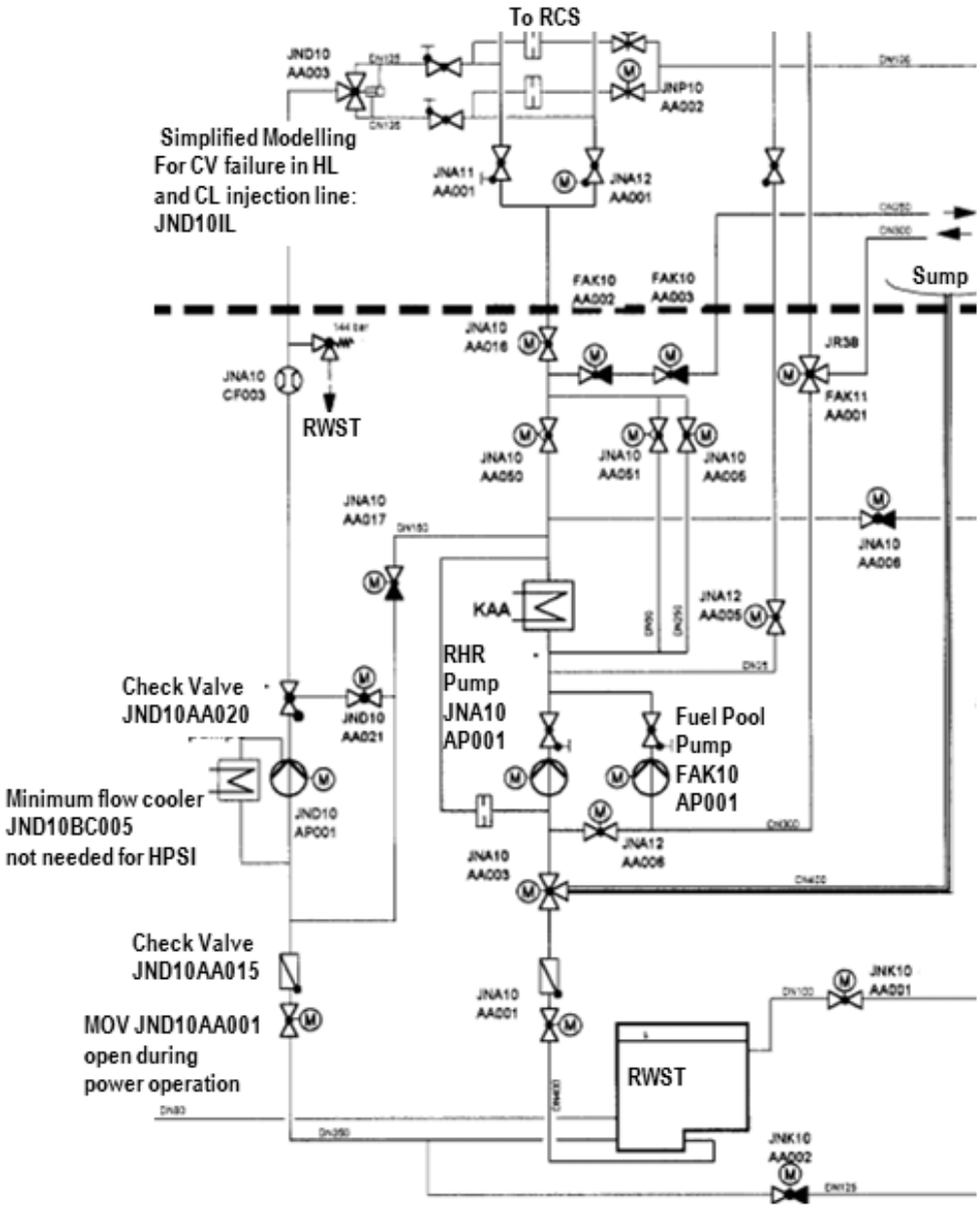
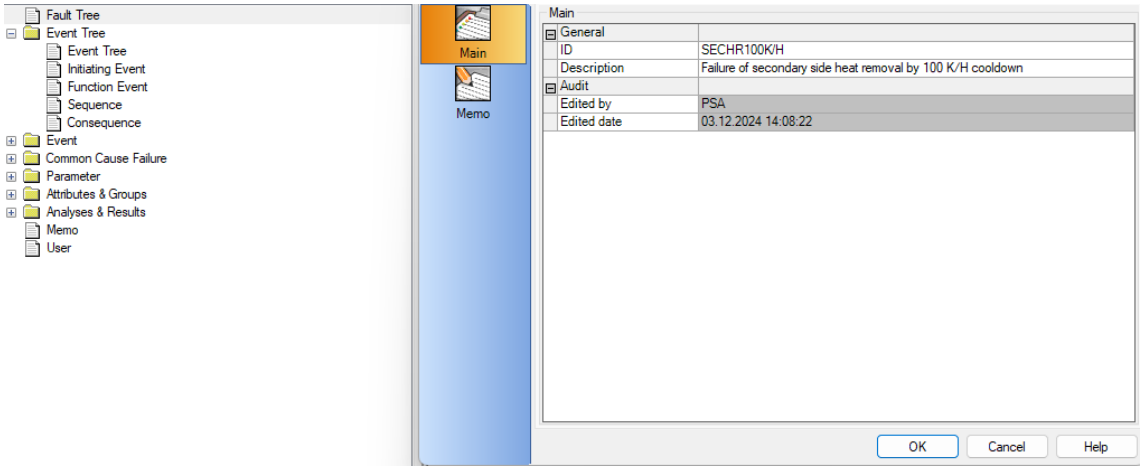


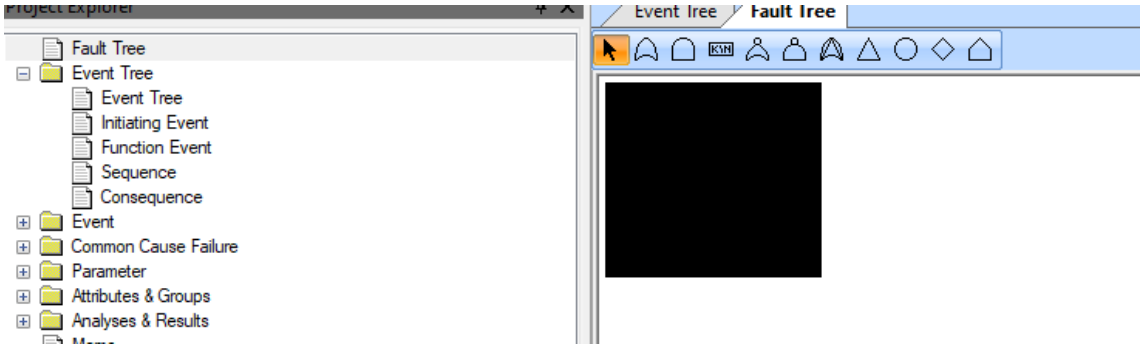
Abbildung 2 HD-Einspeisesystem JND10

Lösung

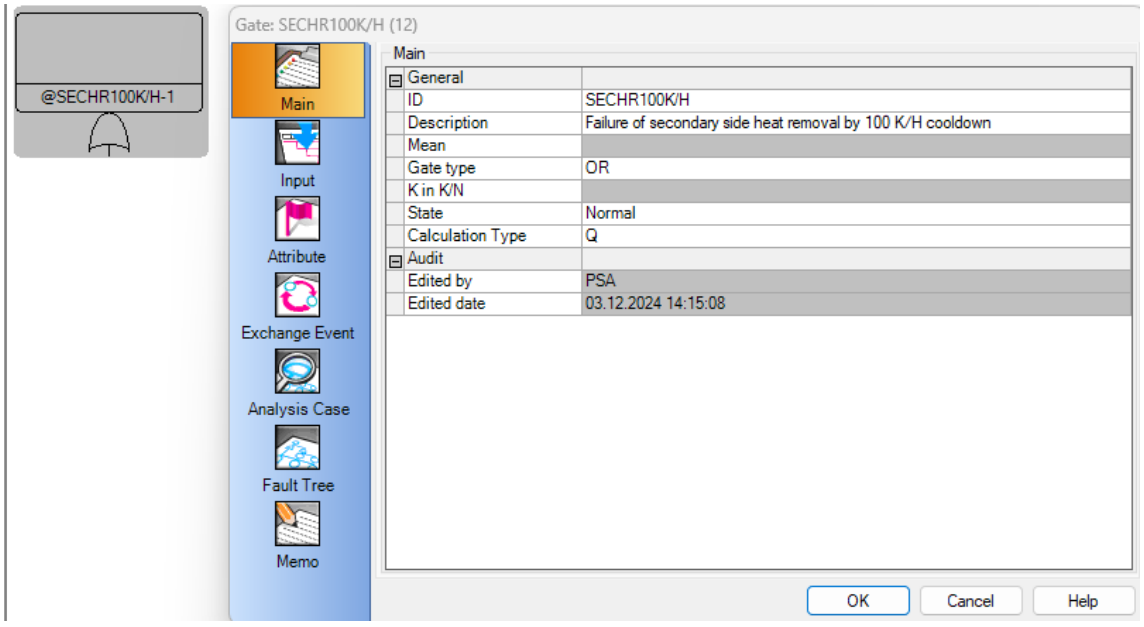
Durch Doppelklick auf “Fault Tree” öffnet sich ein Fenster zur Namensgebung eines neuen Fault Trees. Als einfachen Baum modellieren wir zunächst rudimentär den Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr durch Eingabe von ID/Description:

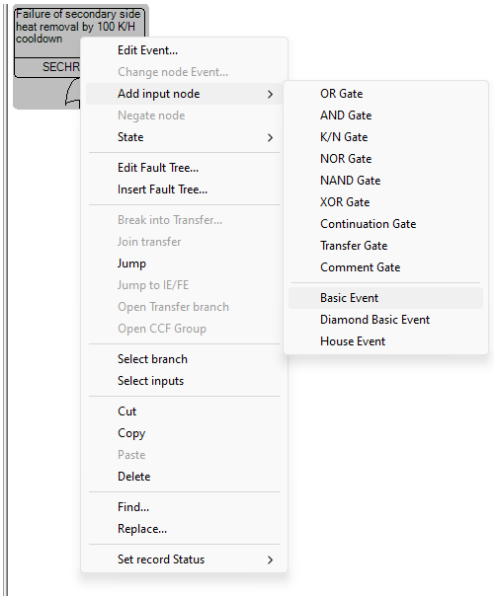


und erhalten einen schwarzen Block:

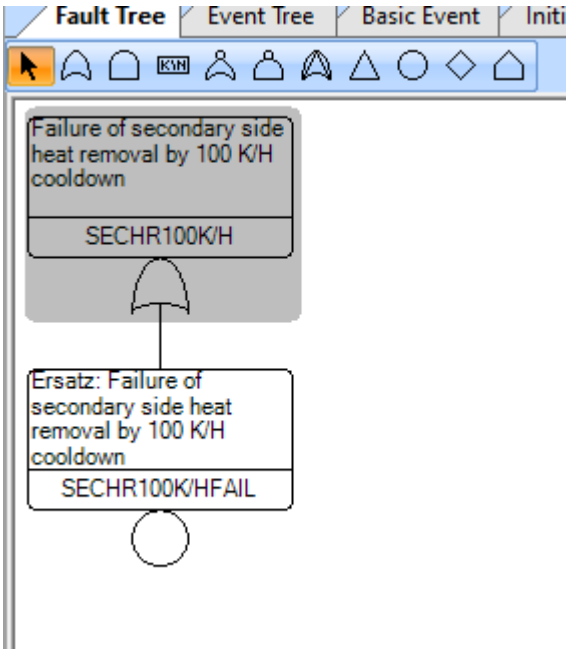


Durch Klicken auf das „OR“-Symbol und auf dann direkt auf den schwarzen Block erhalten wir folgendes Gate, dem wir wieder ID/description zuweisen:



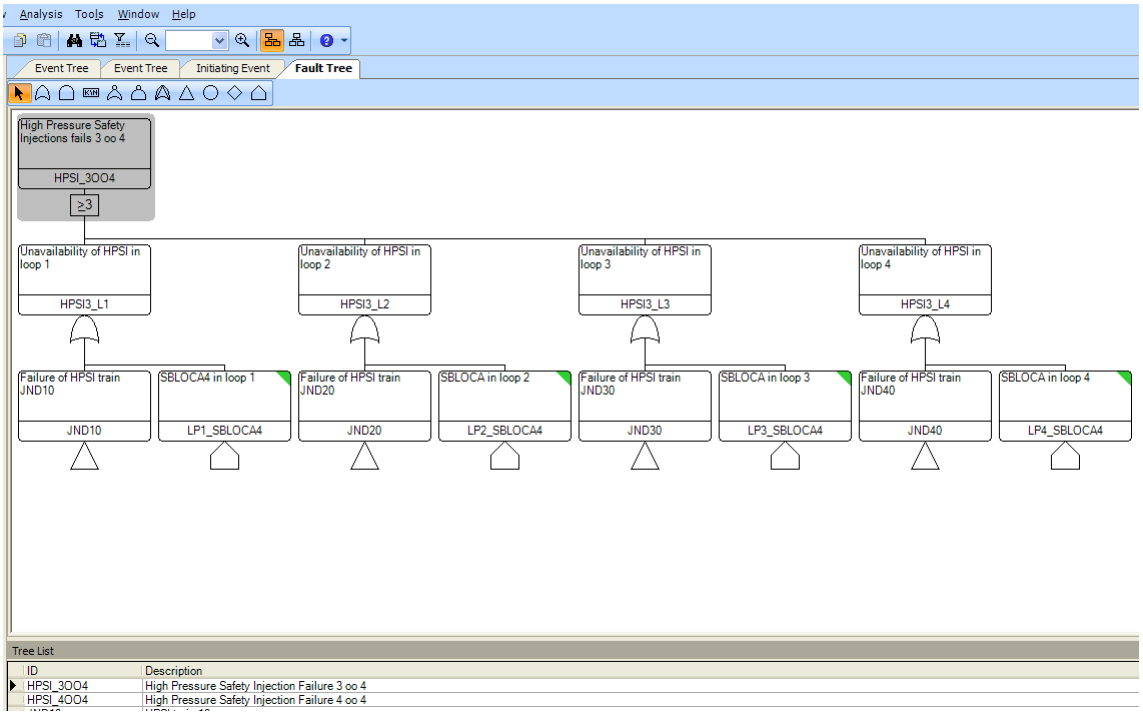


Hier wählen wir das schon definierte Basic Event „SECHR100K/HFAIL“ aus.

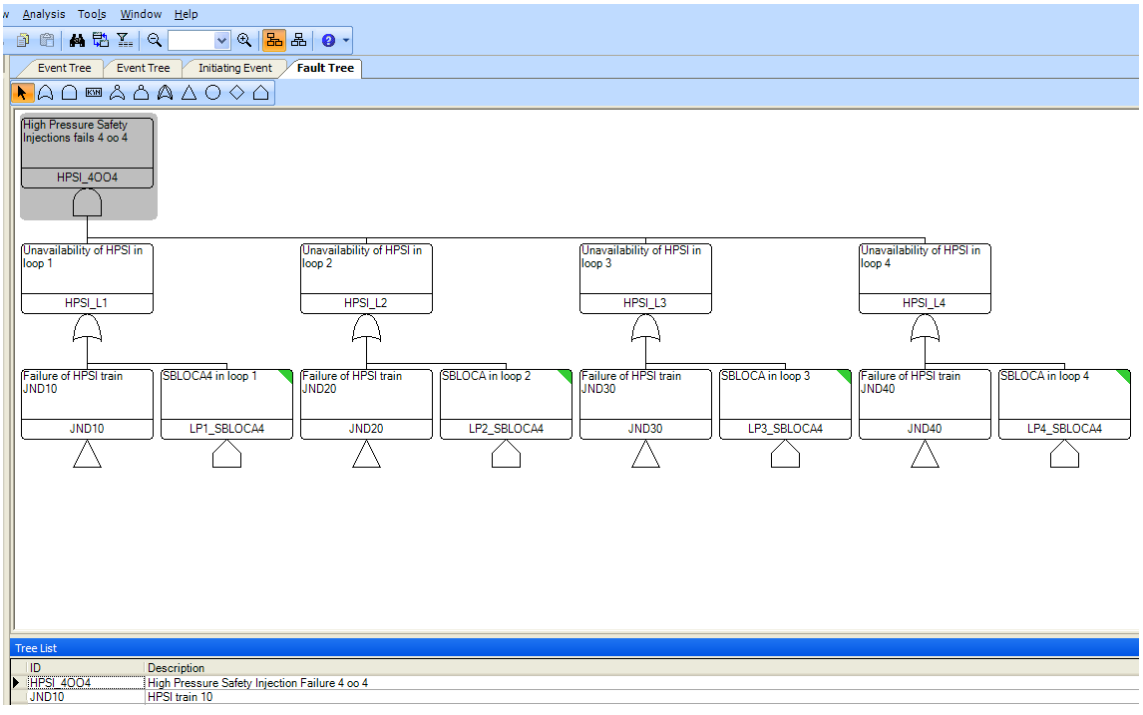


Die Struktur der übrigen Fehlerbäume ist in den folgenden Abbildungen zu finden. In der Musterlösung sind alle weiteren Fehlerbäume im Detail einsehbar: Übungsbeispiel_Fehlerbaum.RPP (User/Passwort: PSA/PSA).

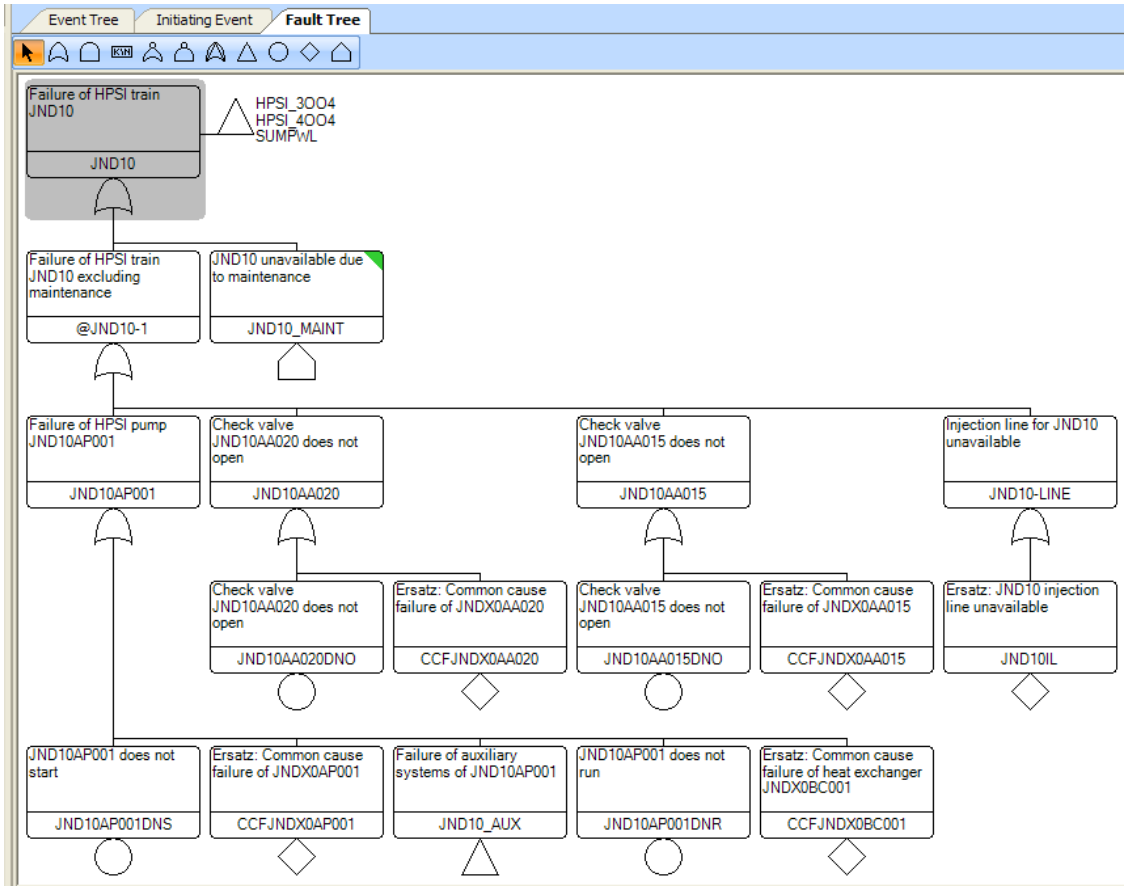
HPSI 3 oo 4



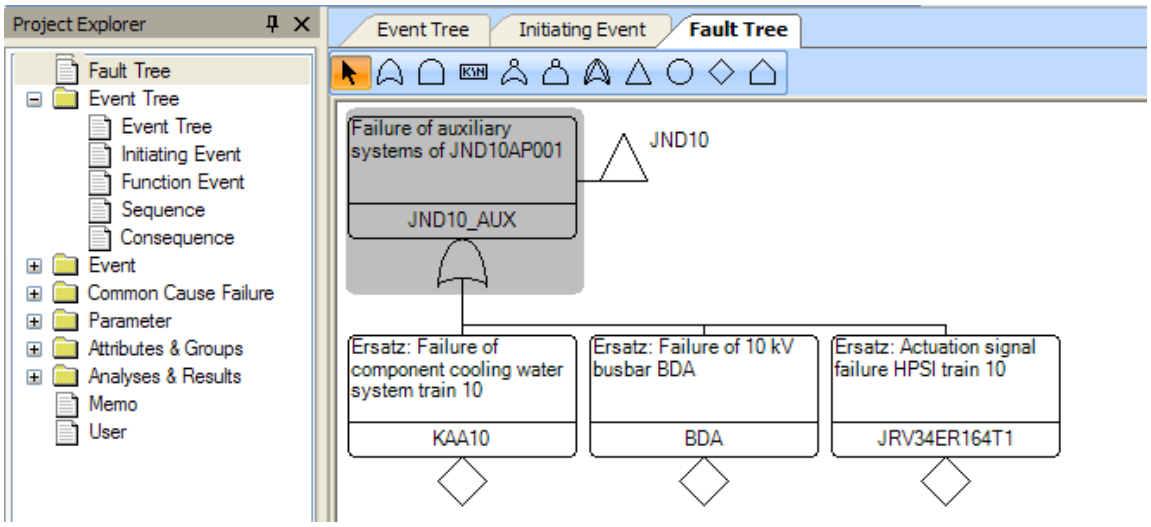
HPSI 4 oo 4

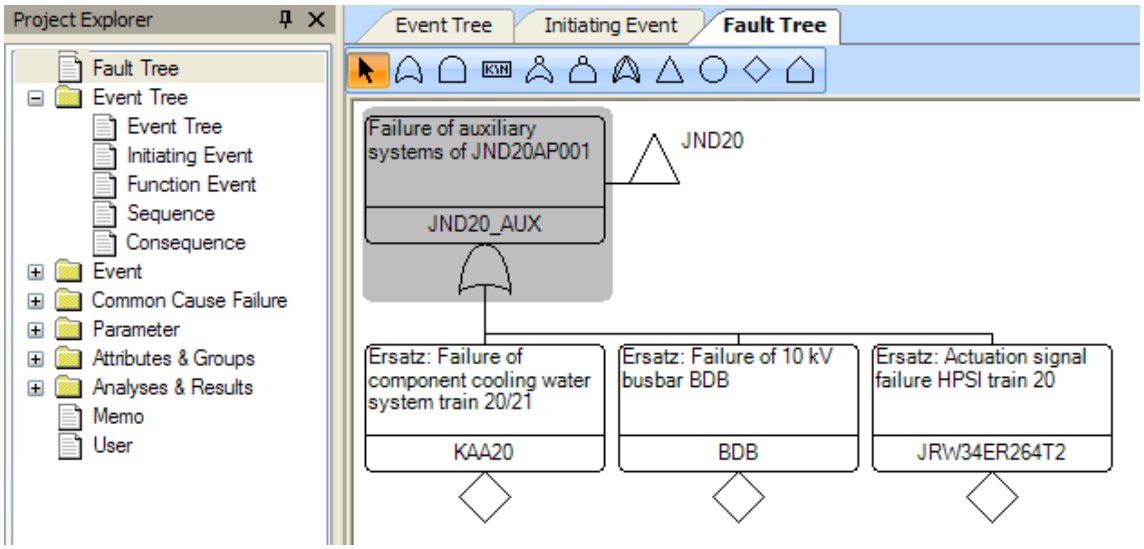


JND10 HPSI Failure

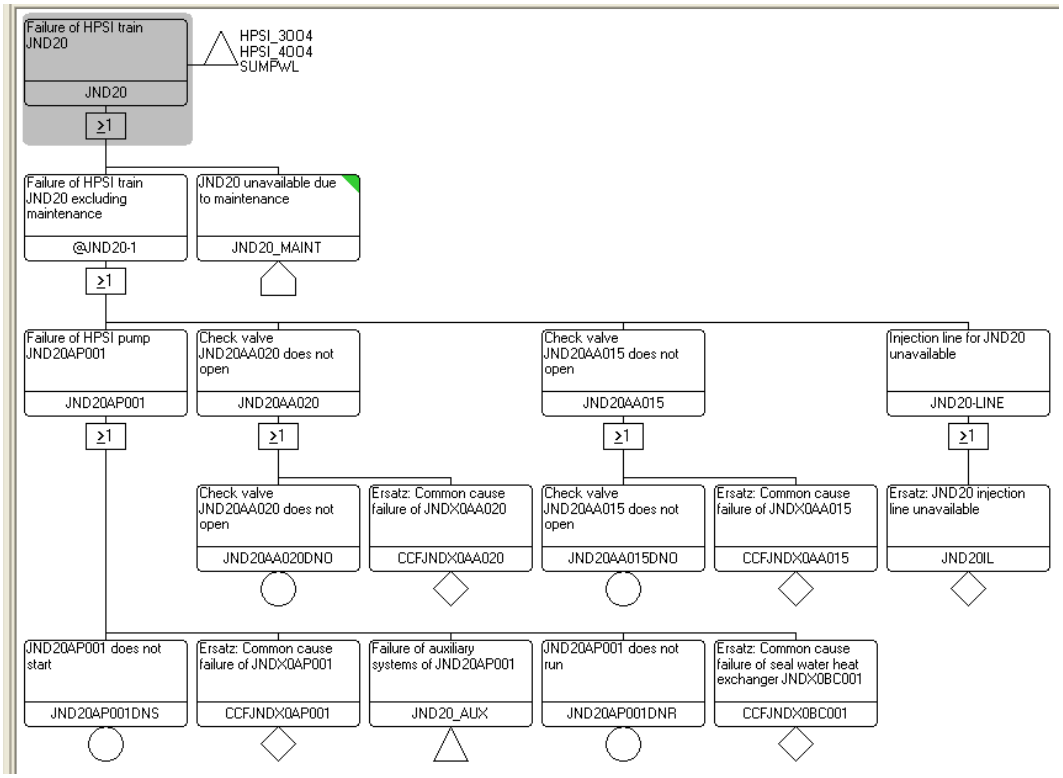


JND10/20AP001 Auxiliary Systems Failure

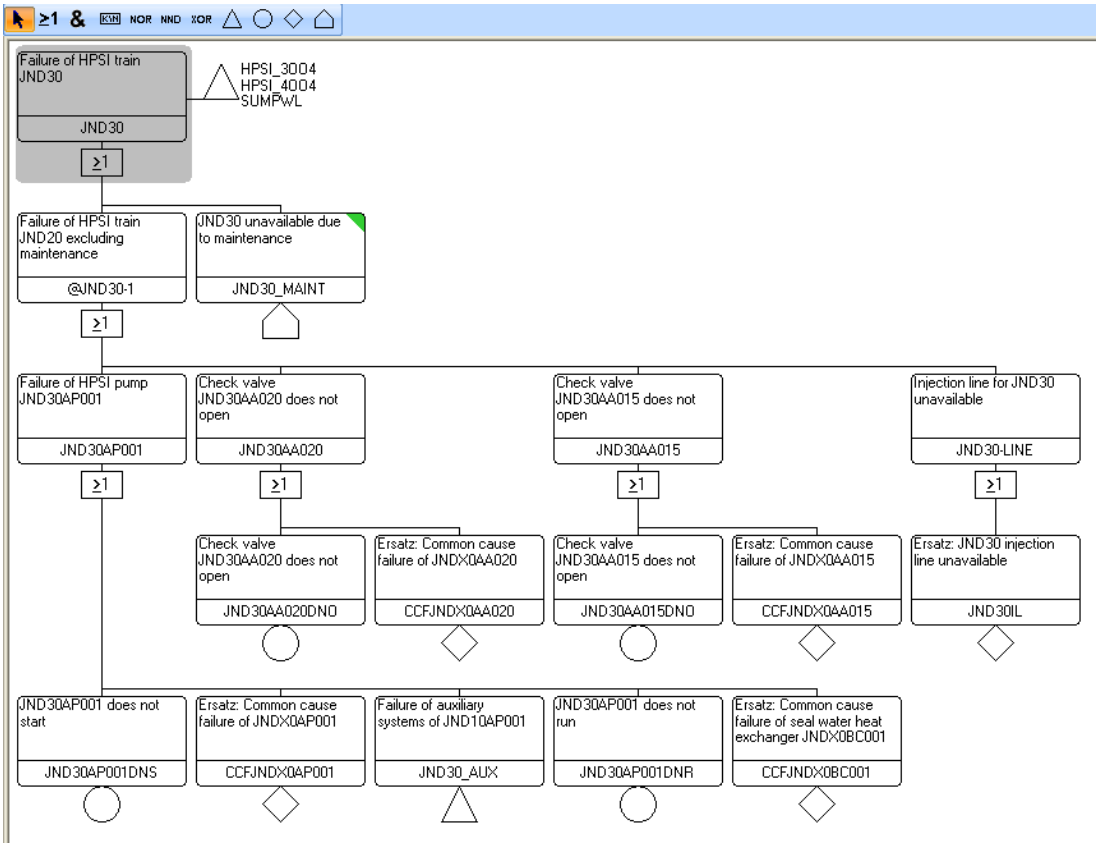




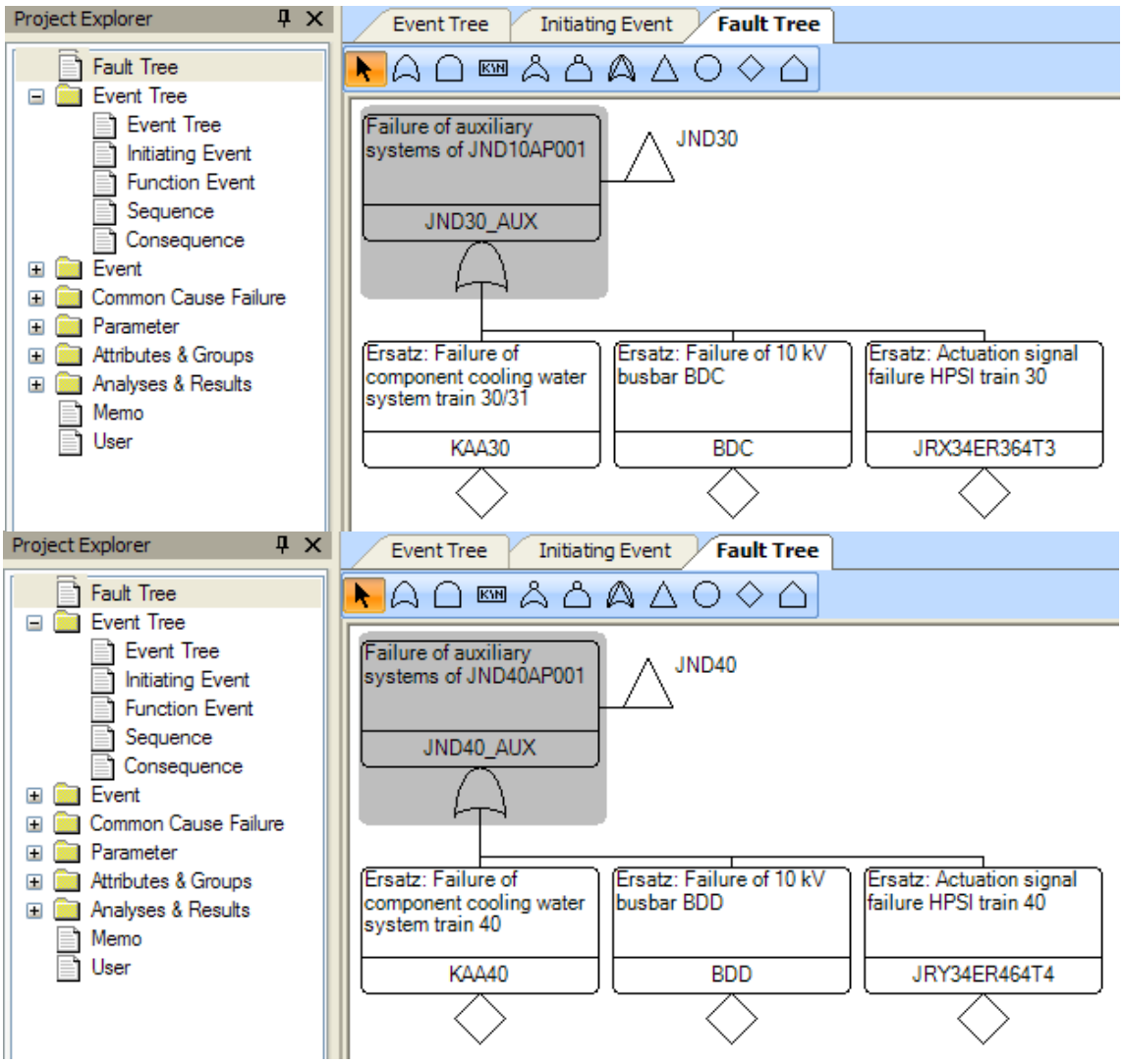
JND20 HPSI Failure



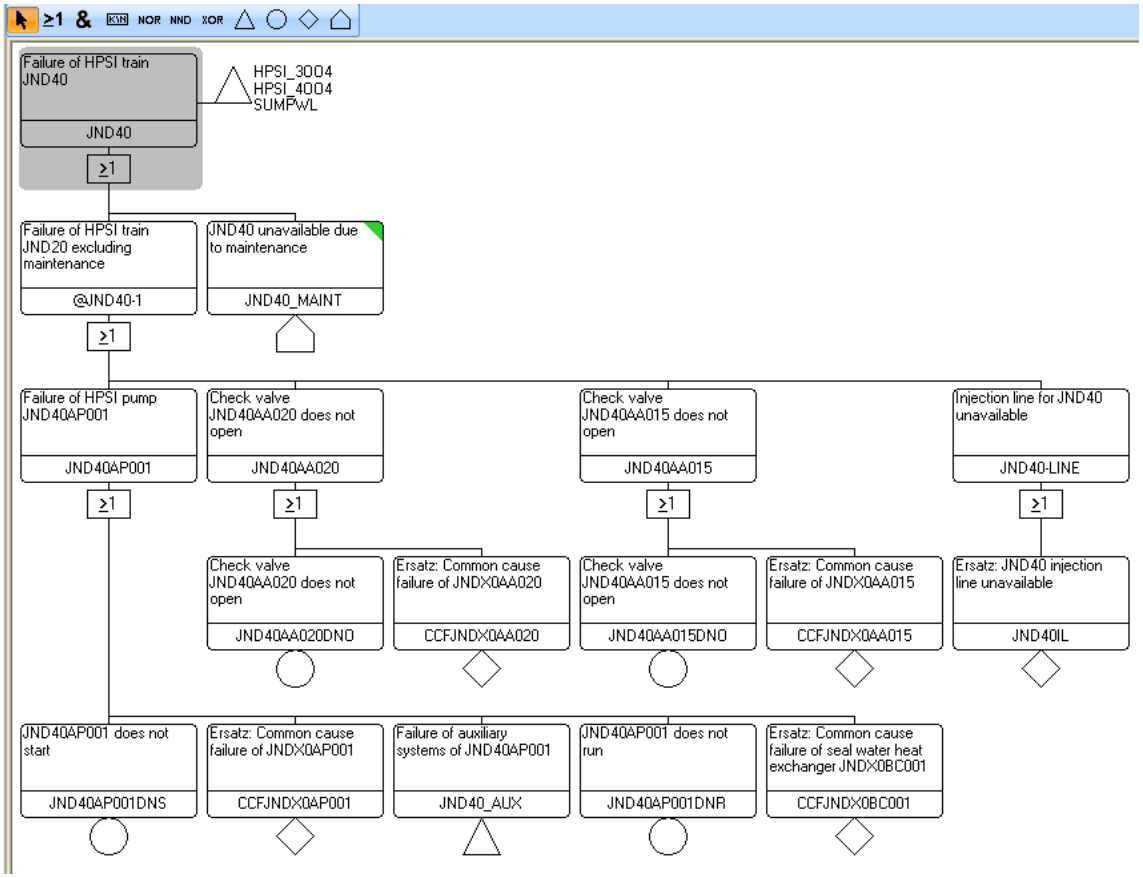
JND30 HPSI Failure



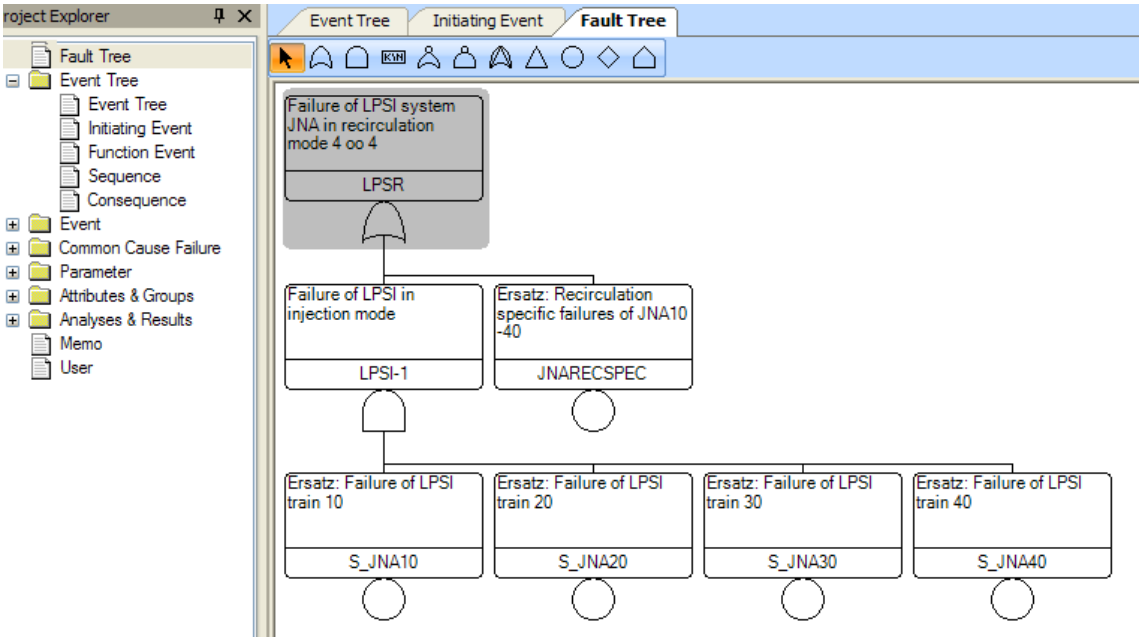
JND30/40AP001 Auxiliary Systems Failure



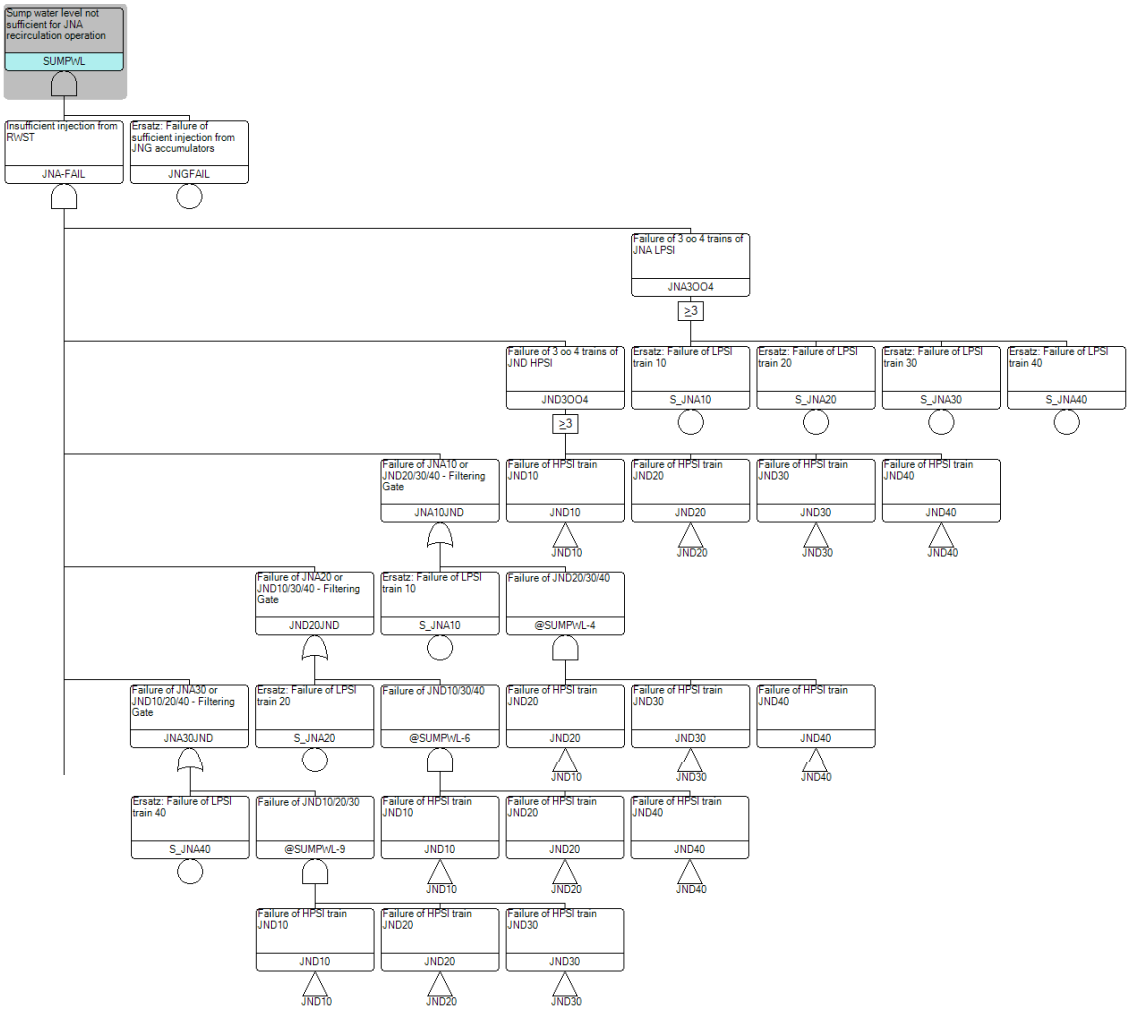
JND40 HPSI Failure



Failure of LPSI JNA in Recirculation Mode



Insufficient Sump Water Level



PSA Übung Passive Sicherheitssysteme

PSA, passive system (Category D) modelling exercise – iDWR Emergency Core Cooling System (ECCS)

Scenario: Fault Tree to determine the loss of coolant initiating event probability for the ECCS

Versagenshäufigkeiten – Fault frequencies

In RiskSpectrum® können unter Parameter/Frequency (f) die Versagenshäufigkeiten der Komponenten angegeben werden. Die Versagenshäufigkeiten können unter anderem durch eine Analyse der Betriebserfahrung bestimmt werden. Liegt keine oder nur unzureichende Betriebserfahrung vor, so kann auch auf generische Werte zurückgegriffen werden. Wir wollen hier allerdings die Werte nur grob abschätzen, siehe Tabelle 1. Die Versagenswahrscheinlichkeit für die Aktivierungsventile bei Anforderung wird unter Parameter/Probability (q) eingegeben.

Tabelle 1 Fehlerhäufigkeiten grob abgeschätzt

Komponente	Versagensmechanismen	Versagenshäufigkeit bzw. -Wahrscheinlichkeit
Abblase- und Rücklaufventile	Fehlerhafte Öffnung oder Leckagerate außerhalb der Spezifikation	1E-06/Jahr
Auslöseventile	Fehlerhafte Öffnung	1E-06/Jahr
Auslöseelektronik	Fehlerhafte Systemanforderung	1E-07/Jahr
Signalgeber	Fehlerhafte Messwerte	1E-04/Jahr
Betriebmannschaft	Fehlerhafte Systemauslösung des ECCS	1E-04/Jahr
Aktivierungsschutzventil	Schließt nicht	1E-03

Basisereignisse – Basic events

Unter Event/Basic Event können in RiskSpectrum® die Versagenshäufigkeiten unterschiedlichen Ereignissen zugeordnet werden, in diesem Fall, den unterschiedlichen vorhandenen Ventile: 3 Abblaseventile, 2 Rücklaufventile, 6 Auslöseventile, 2 Auslöseelektroniken, 8 Signalgeber und 5 Aktivierungsschutzventile. In der Spalte “Model” kann für die Versagenshäufigkeiten das Model “Frequency” ausgewählt werden.

Fehlerbäume für die Auslösung

Zu einer fehlerhaften Auslösung des ECCS kommt es, wenn mehr als 3 der 4 Signalgeber einer Auslöseeinheit einen fehlerhaften Messwert anzeigen, die Betriebsmannschaft fehlerhaft das System aktiviert oder die Auslöseelektronik fehlerhaft das System initiiert. Es sind zwei baugleiche Auslöseeinheiten vorhanden.

Fehlerbäume der Abblase- und Rücklaufventile

Zu einem Kühlmittelverlust an einem Abblase- oder Rücklaufventil kommt es, wenn das Ventil fehlerhaft öffnet oder der Aktivierungsschutz versagt nachdem entweder eine fehlerhafte Auslösung stattfindet oder ein zugeordnetes Auslöseventil fehlerhaft öffnet. Dem Abblaseventil 1 und dem Rücklaufventil 1 sind die Auslöseeinheit 1 zugeordnet, dem Abblaseventil 2 und dem Rücklaufventil 2 sind die Auslöseeinheit 2 zugeordnet. Für das Abblaseventil 3 sind beide Auslöseeinheiten mit jeweils einem Auslöseventil zugeordnet.

Zu einem Systemversagen mit Kühlmittelverlust im Normalbetrieb kommt es, wenn ein Kühlmittelverlust an einem oder mehreren Abblase- oder Rücklaufventilen eintritt.

Lösung

Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit eines entsprechenden Kühlmittelverlustes über das ECCS

Die Quantifizierung erfolgt in Analyses & Results/Analysis Case/FT Analysis Case. Hier muss das entsprechende Gate ausgewählt werden, was das Systemversagen charakterisiert. Um eine Fehlermeldung zu umgehen, sollte der Calculation Type in Analyses & Results/Analysis Specifications/MCS Analysis Specification von Q auf F umgeschaltet werden (also auf die Frequenz- statt Wahrscheinlichkeitsanalyse).

Als Ergebnis ergibt sich der Wert 5,51E-06/Jahr. Die Modellierung kann mit der Musterlösung in iDWRNotkühlsystem.RPP verglichen werden. Hinweis: Die Datei muss lokal auf den PC kopiert werden. Username: psa, Password: psa

Vergleich mit der Systemausfallrate

Für die Anlagenherstellerfirma ist einerseits die Quantifizierung der durch das System ausgelösten Ereignisse und andererseits auch die Systemausfallrate bei Anforderung von Interesse. Für einen sicheren Betrieb des Systems sind mehrere Redundanzen von Vorteil, während diese allerdings auch zu höheren Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse beitragen können. Mit Hilfe der Systemmodellierung kann die Herstellerfirma einen entsprechenden Kompromiss zur Optimierung der Sicherheit beurteilen. Die Modellierung der Systemausfallrate bei Anforderung findet sich in iDWRNotkühlsystem.RPP. Wie hoch diese Wahrscheinlichkeit?

Man muss hier einschränkend beachten, dass die gemeinsam verursachten Ausfälle (GVA) nicht in den Analysen berücksichtigt wurden und insbesondere die Systemausfallrate bei Anforderung typischerweise wesentlich verschlechtert. Darüber hinaus sind die Versagenshäufigkeiten und -wahrscheinlichkeiten sehr grob geschätzt.

Zusatzinformation: Mit Hilfe einer Importanzanalyse

Setup type	Setup ID Char #:1	Run	Result
MCS Analysis Specification	DEFAULT	Yes	Yes
Uncertainty Analysis Specification	DEFAULT	No	No
Importance/Sensitivity Analysis Specification	DEFAULT	Yes	No
Time-Dependency Analysis Specification	DEFAULT	No	No

Können die Ergebnisse noch näher analysiert werden:

Analysis | Results

Importance for Basic Event

No	ID	Normal value	FV	FC	RDF
1	RÜCKLAUFVENTIL2 PASSIV	1,00E-01	3,39E-01	3,39E-01	1,51E+00
2	RÜCKLAUFVENTIL1 PASSIV	1,00E-01	3,39E-01	3,39E-01	1,51E+00
3	RÜCKLAUFVENTIL2 B	1,00E-03	3,30E-01	3,30E-01	1,49E+00
4	RÜCKLAUFVENTIL1 B	1,00E-03	3,30E-01	3,30E-01	1,49E+00
5	FEHLERHAFTE ABSCHALT	1,00E-04	3,04E-01	3,04E-01	1,44E+00
6	NATURUMLAUF WASSER2	1,00E-06	2,71E-01	2,71E-01	1,37E+00
7	AUSLÖSEVENTIL6 B	1,00E-03	3,28E-02	3,27E-02	1,03E+00
8	AUSLÖSEVENTIL5 B	1,00E-03	3,28E-02	3,27E-02	1,03E+00
9	AKTIVIERUNGSSCHUTZ5	1,00E-03	3,28E-02	3,27E-02	1,03E+00
10	AKTIVIERUNGSSCHUTZ4	1,00E-03	3,28E-02	3,27E-02	1,03E+00
11	ABBLASEVENTIL2 PASSIV	1,00E-01	2,78E-02	2,78E-02	1,03E+00
12	ABBLASEVENTIL1 PASSIV	1,00E-01	2,78E-02	2,78E-02	1,03E+00
13	ABBLASEVENTIL3 PASSIV	1,00E-01	2,77E-02	2,77E-02	1,03E+00
14	NATURUMLAUF DAMPF3	1,00E-07	2,71E-02	2,71E-02	1,03E+00
15	NATURUMLAUF WASSER1	1,00E-05	6,55E-03	6,55E-03	1,01E+00
16	NATURUMLAUF DAMPF2	1,00E-06	9,56E-04	9,56E-04	1,00E+00

Die Ausfallwahrscheinlichkeit für das passive Öffnen der Rücklaufventile trägt am stärksten zum Ergebnis bei.

PSA Übung Quantifizierung

Szenario: Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 cm² - 200 cm²

Diese Übung baut auf der Übung „Übungsbeispiel_Ereignisbaum“ und „Übungsbeispiel_Fehlerbaum“ auf. Siehe dort für Szenariobeschreibung. Die Musterlösung Übungsbeispiel_Fehlerbaum.RPP kann als Startpunkt für diesen Teil verwendet werden.

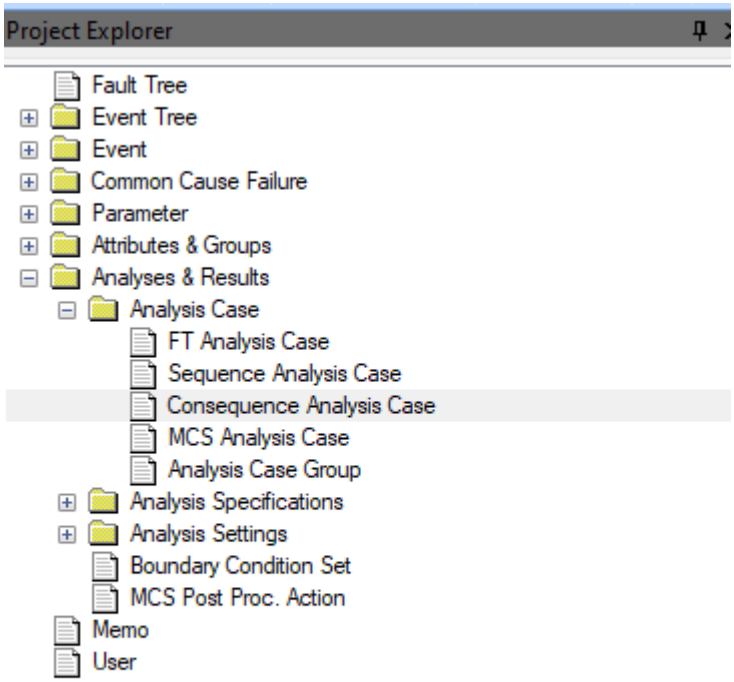
Übungsaufgabe Quantifizierung

Quantifiziere die Sequenzen des Ereignisbaumes SBLOCA4.

Quantifiziere die Konsequenzen, die zu Kernschaden (CM) im Ereignisbaum SBLOCA4 führen.

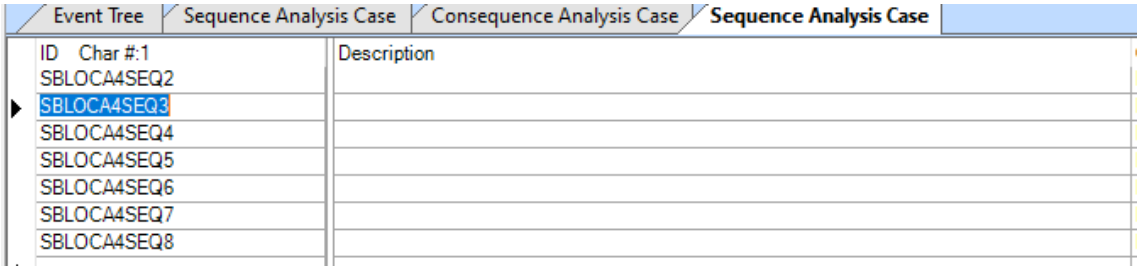
Lösung

Unter “Analyses & Results” findet man „Sequence Analysis Case“ und „Consequence Analysis Case”:

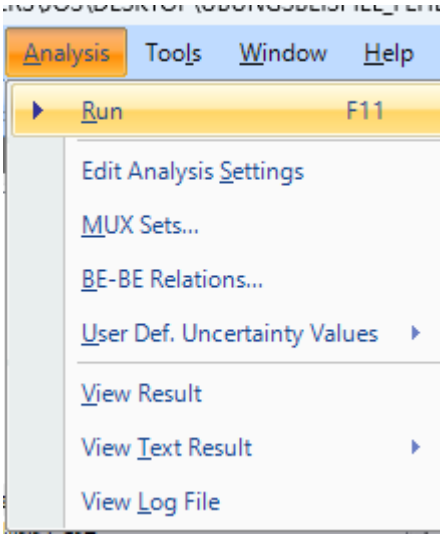


Sequenzanalyse:

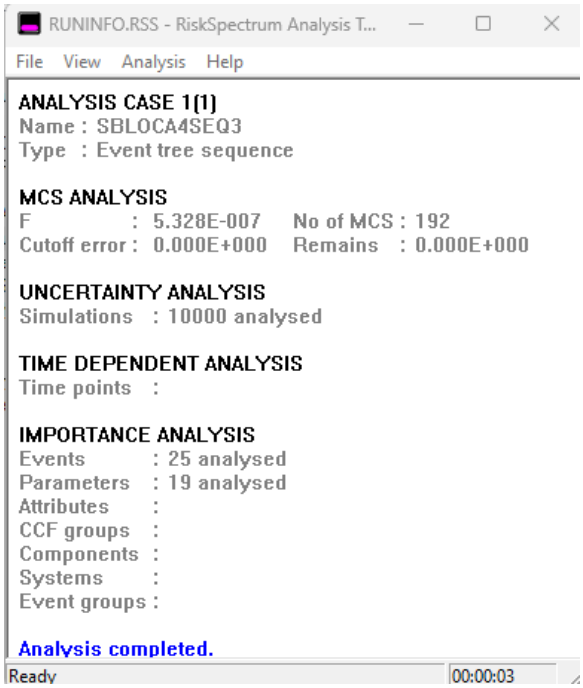
Es wird jeweils die markierte Sequenz ausgewertet:



Dann wählen wir oben im Menü „Analysis“ und „Run“, während die Zeile „CM“ ausgewählt ist:



Es können die Standardeinstellungen (mit „continue“) verwendet werden:



Das Ergebnis für alle Sequenzen, sollte dann ungefähr wie folgt aussehen:

Event Tree | Sequence Analysis Case | Consequence Analysis Case | Sequence Analysis Case

ID Char #:1	Description	Calculation type	MCS Result	UNC Mean
SBLOCA4SEQ2		F	3,06E-08	3,51E-08
SBLOCA4SEQ3		F	5,33E-07	6,63E-07
SBLOCA4SEQ4		F	1,81E-10	2,23E-10
SBLOCA4SEQ5		F	4,27E-16	1,05E-15
SBLOCA4SEQ6		F	4,80E-10	6,54E-10
SBLOCA4SEQ7		F	1,20E-08	4,04E-08
SBLOCA4SEQ8		F	9,00E-13	8,47E-13

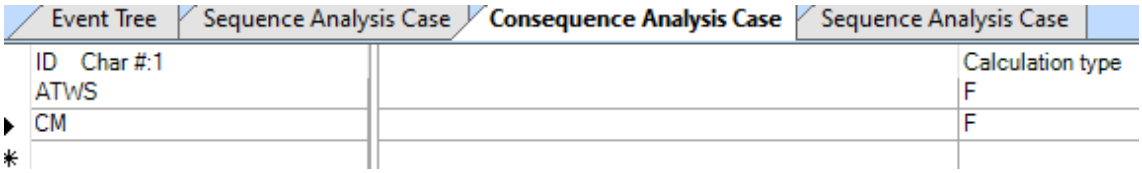
Analysis | Results

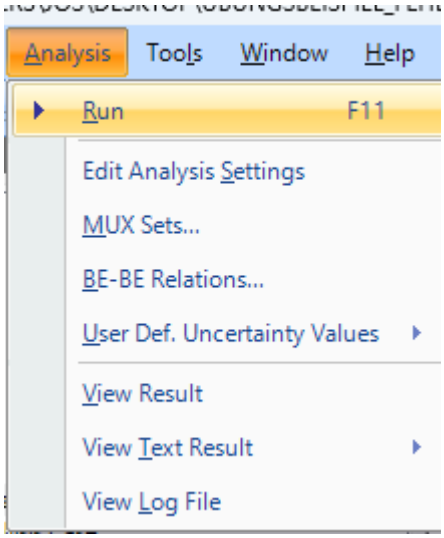
Top Event frequency F = 5,328E-07

No	Probability	%	Event 1	Event 2	Event 3	Event 4	Event 5
1	3,60E-08	06,76	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40IL		
2	3,60E-08	06,76	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL		
3	3,60E-08	06,76	IE_SBLOCA4	JND30IL	JND40IL		
4	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNR	JND40IL		
5	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL		
6	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND30IL	JND40AP001DNR		
7	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40IL		
8	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR		
9	3,03E-08	05,69	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40AP001DNR		
10	2,56E-08	04,80	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40AP001DNR		
11	2,56E-08	04,80	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR		
12	2,56E-08	04,80	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR		
13	1,26E-08	02,36	IE_SBLOCA4	JND30IL	KAA40		
14	1,26E-08	02,36	IE_SBLOCA4	JND20IL	KAA40		
15	1,06E-08	01,99	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	KAA40		
16	1,06E-08	01,99	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNR	KAA40		
17	4,86E-09	00,91	IE_SBLOCA4	JND40IL	KAA30		
18	4,86E-09	00,91	IE_SBLOCA4	JND20IL	KAA30		
19	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND40IL		
20	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNS	JND40IL		
21	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNS		
22	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40AP001DNS		
23	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND30IL	JND40AP001DNS		
24	4,73E-09	00,89	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30IL		
25	4,10E-09	00,77	IE_SBLOCA4	JND40AP001DNR	KAA30		
26	4,10E-09	00,77	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	KAA30		
27	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND40AP001DNR		
28	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30AP001DNR		
29	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNS	JND40AP001DNR		
30	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40AP001DNS		
31	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND30AP001DNR	JND40AP001DNS		
32	3,99E-09	00,75	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNS		
33	3,18E-09	00,60	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40AA020DNO		
34	3,18E-09	00,60	IE_SBLOCA4	JND30IL	JND40AA020DNO		
35	3,18E-09	00,60	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AA020DNO		
36	3,18E-09	00,60	IE_SBLOCA4	JND30AA020DNO	JND40IL		
37	3,18E-09	00,60	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30IL		

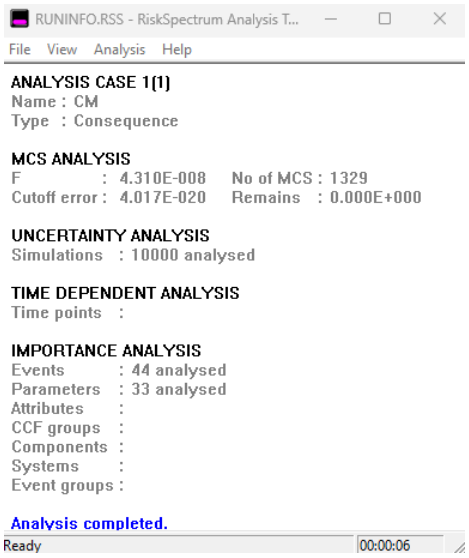
Konsequenzanalyse:

Vorgehen wie oben. Dann wählen wir oben im Menü „Analysis“ und „Run“, während die Zeile „CM“ ausgewählt ist:





Es können die Standardeinstellungen (mit „continue“) verwendet werden:



Top event frequency F = 4.310E-08 (für CM, Vgl. mit vorigem/folgendem Screenshot)

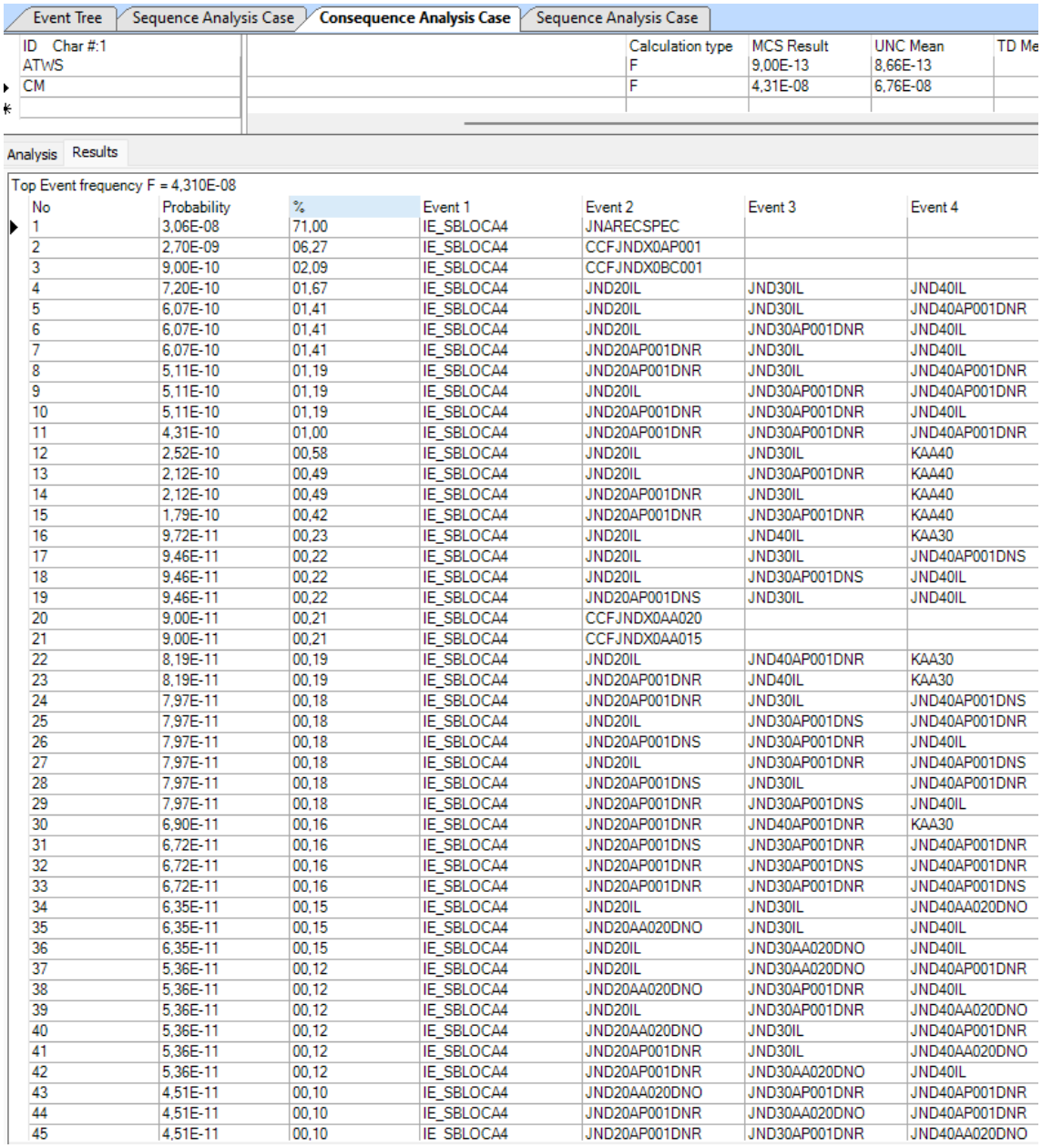
Event Tree | Sequence Analysis Case | **Consequence Analysis Case** | Sequence Analysis Case

ID Char #:1		Calculation type	MCS Result	UNC Mean	TD Me
ATWS		F	9,00E-13	8,66E-13	
CM		F	4,31E-08	6,76E-08	

Analysis | Results

Top Event frequency F = 4,310E-08

No	Probability	%	Event 1	Event 2	Event 3	Event 4
1	3,06E-08	71,00	IE_SBLOCA4	JNARECSPEC		
2	2,70E-09	06,27	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AP001		
3	9,00E-10	02,09	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0BC001		
4	7,20E-10	01,67	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40IL
5	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AP001DNR
6	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40IL
7	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40IL
8	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AP001DNR
9	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
10	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40IL
11	4,31E-10	01,00	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
12	2,52E-10	00,58	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	KAA40
13	2,12E-10	00,49	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	KAA40
14	2,12E-10	00,49	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	KAA40
15	1,79E-10	00,42	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	KAA40
16	9,72E-11	00,23	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40IL	KAA30
17	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AP001DNS
18	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNS	JND40IL
19	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30IL	JND40IL
20	9,00E-11	00,21	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AA020		
21	9,00E-11	00,21	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AA015		
22	8,19E-11	00,19	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40AP001DNR	KAA30
23	8,19E-11	00,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40IL	KAA30
24	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AP001DNS
25	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNS	JND40AP001DNR
26	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30AP001DNR	JND40IL
27	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AP001DNS
28	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30IL	JND40AP001DNR
29	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNS	JND40IL
30	6,90E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40AP001DNR	KAA30
31	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
32	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNS	JND40AP001DNR
33	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AP001DNS
34	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AA020DNO
35	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30IL	JND40IL
36	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AA020DNO	JND40IL
37	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AA020DNO	JND40AP001DNR
38	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30AP001DNR	JND40IL
39	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AA020DNO
40	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30IL	JND40AP001DNR
41	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AA020DNO
42	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AA020DNO	JND40IL
43	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
44	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AA020DNO	JND40AP001DNR
45	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AA020DNO



Event Tree | Sequence Analysis Case | **Consequence Analysis Case** | Sequence Analysis Case

ID Char #:1		Calculation type	MCS Result	UNC Mean	TD Me
ATWS		F	9,00E-13	8,66E-13	
CM		F	4,31E-08	6,76E-08	

Analysis | Results

Top Event frequency F = 4,310E-08

No	Probability	%	Event 1	Event 2	Event 3	Event 4
1	3,06E-08	71,00	IE_SBLOCA4	JNARECSPEC		
2	2,70E-09	06,27	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AP001		
3	9,00E-10	02,09	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0BC001		
4	7,20E-10	01,67	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40IL
5	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AP001DNR
6	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40IL
7	6,07E-10	01,41	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40IL
8	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AP001DNR
9	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
10	5,11E-10	01,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40IL
11	4,31E-10	01,00	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
12	2,52E-10	00,58	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	KAA40
13	2,12E-10	00,49	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	KAA40
14	2,12E-10	00,49	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	KAA40
15	1,79E-10	00,42	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	KAA40
16	9,72E-11	00,23	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40IL	KAA30
17	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AP001DNS
18	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNS	JND40IL
19	9,46E-11	00,22	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30IL	JND40IL
20	9,00E-11	00,21	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AA020		
21	9,00E-11	00,21	IE_SBLOCA4	CCFJNDX0AA015		
22	8,19E-11	00,19	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND40AP001DNR	KAA30
23	8,19E-11	00,19	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40IL	KAA30
24	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AP001DNS
25	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNS	JND40AP001DNR
26	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30AP001DNR	JND40IL
27	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AP001DNS
28	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30IL	JND40AP001DNR
29	7,97E-11	00,18	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNS	JND40IL
30	6,90E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND40AP001DNR	KAA30
31	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNS	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
32	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNS	JND40AP001DNR
33	6,72E-11	00,16	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AP001DNS
34	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30IL	JND40AA020DNO
35	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30IL	JND40IL
36	6,35E-11	00,15	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AA020DNO	JND40IL
37	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AA020DNO	JND40AP001DNR
38	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30AP001DNR	JND40IL
39	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20IL	JND30AP001DNR	JND40AA020DNO
40	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30IL	JND40AP001DNR
41	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30IL	JND40AA020DNO
42	5,36E-11	00,12	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AA020DNO	JND40IL
43	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AA020DNO	JND30AP001DNR	JND40AP001DNR
44	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AA020DNO	JND40AP001DNR
45	4,51E-11	00,10	IE_SBLOCA4	JND20AP001DNR	JND30AP001DNR	JND40AA020DNO

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

ISBN 978-3-910548-90-9