

**Methoden und Werkzeuge
für probabilistische
Sicherheitsanalysen für
gesamte Kernkraft-
werksstandorte mit
Reaktoren neuer Bauart
im In- und Ausland**

**Methods and Tools for
Probabilistic Safety Analyses
for Nuclear Power Plant Sites
with New Reactor Designs in
Germany and Abroad**

**Methoden und Werkzeuge
für probabilistische
Sicherheitsanalysen für
gesamte Kernkraft-
werksstandorte mit
Reaktoren neuer Bauart
im In- und Ausland**

**Methods and Tools for
Probabilistic Safety Analyses
for Nuclear Power Plant Sites
with New Reactor Designs in
Germany and Abroad**

**Abschlussbericht/
Final Report**

Marina Röwekamp
Florian Berchtold
Tanja Eraerds
Manuel Obergfell

September 2024

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen RS1596 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

automatisierte Integration, Einwirkungskombination, Kernkraftwerk, Methodik, multidimensionales Netzwerk, Notfallmaßnahmen, Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), Quelltermprognose, Small Modular Reactor (SMR), übergreifende Einwirkung

Kurzfassung

In Deutschland werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke seit über 40 Jahren durchgeführt. Sie sind entsprechend dem geltenden kerntechnischen Regelwerk für deutsche Kernkraftwerke im kommerziellen Betrieb alle zehn Jahre im Rahmen der regelmäßigen Sicherheitsüberprüfungen, aber auch anlassbezogen durchzuführen. Erkenntnisse aus PSA in der Vergangenheit haben zu sicherheitstechnischen Verbesserungen geführt und damit wesentlich zum hohen Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke beigetragen.

Neben den deutschen Fachbänden zu PSA-Methoden und -Daten beschreiben die international anerkannten Safety Standards und Guides der IAEA die Methodik zur Durchführung einer PSA der Stufen 1 und 2. Die aktuell überarbeitete Version und kürzlich veröffentlichte Version des Specific Safety Guides SSG-3 zur PSA der Stufe 1 behandelt mittlerweile ebenso wie die noch in der Überarbeitung befindliche Version des SSG-4, umfassend unter anderem Einwirkungen von innen und außen einschließlich Einwirkungskombinationen, die PSA für das Brennelementlagerbecken sowie Aspekte, die in einer PSA für Mehrblockanlagen zu berücksichtigen sind.

Die GRS hat dementsprechend in dem vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) geförderten Forschungs- und Entwicklungsvorhaben RS1596 'Methoden und Analysewerkzeuge für Probabilistische Risikoanalysen für gesamte Kernkraftwerksstandorte mit Reaktoren neuer Bauart im In- und Ausland' bereits grundsätzlich vorhandene Methoden und Werkzeuge in Bezug auf die nachfolgend aufgeführten fachlichen Themenbereiche erweitert, vervollständigt und verbessert, um diese für die Anwendung bei zukünftigen probabilistischen Sicherheitsbewertungen von Kernkraftwerksstandorten mit einem oder ggf. mehreren Reaktoren neuartiger Reaktorkonzepte bereitzustellen.

Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors

Die wesentliche Zielsetzung des Forschungs- und Entwicklungsvorhaben RS1596 bestand in der Entwicklung methodischer Grundlagen für eine probabilistische Sicherheitsbewertung von Small Modular Reactors (SMRs). Dabei erfolgte die Weiterentwicklung und Anpassung von Methoden zur PSA der Stufe 1 für herkömmliche Leistungsreaktoren auf der Basis internationaler Anforderungen an die PSA und umfangreichen Recher-

chen zu den Anforderungen an die neuartigen Reaktorkonzepte und die geplanten technischen Umsetzungen dieser Konzepte für unterschiedliche Arten von SMRs.

Die für die grundlegenden Schritte zur Erstellung einer PSA der Stufe 1 für SMRs weiterentwickelten und angepassten methodischen Ansätze wurden anhand einer repräsentativen Anlage, einem SMR VOYGR™ von NuScale mit bis zu zwölf Reaktormodulen, erprobt und verifiziert.

Auf Basis international veröffentlichter Ereignislisten wurden die möglichen auslösenden Ereignisse für diesen Anlagentyp identifiziert und deren Eintrittshäufigkeiten quantifiziert. Mögliche Unfallabläufe, die sich aus den auslösenden Ereignissen ergeben können, wurden identifiziert und dafür Ereignisablaufanalysen durchgeführt. Die Systemausfallwahrscheinlichkeiten der genutzten betrieblichen Systeme und Notfalleinrichtungen, zu denen beispielsweise das Nachwärmeabfuhrsystem und das Notkühlsystem zählen, wurden mittels Fehlerbäumen quantifiziert. Diese Systeme werden in ähnlicher Form auch in anderen SMRs verwendet.

Eine Besonderheit bei SMRs besteht darin, dass diese Systeme meist passiv ausgelegt sind. Nach der Initialisierung des Systems werden dementsprechend keine aktiven oder mechanischen Komponenten, wie Ventile oder Pumpen, eingesetzt, die Systeme beruhen allein auf den physikalischen Prinzipien für einen Naturumlauf, wie Auftriebskräften, Wärmeübertragung und Phasenübergängen. Die möglichen Effekte, die zu einem funktionalen Versagen des Naturumlafs in einem passiven System beitragen und damit zu einem Systemausfall führen können, wurden analysiert. Die Kernschadenhäufigkeiten wurden mittels der PSA der Stufe 1 für ein einzelnes Reaktormodul bestimmt und dabei sieben unterschiedliche Endzustände als Basis für eine PSA der Stufe 2 identifiziert. Im Leistungsbetrieb ergaben sich insbesondere das funktionale Versagen des Naturumlafs im Primärkühlkreis und der Ausfall der Stromversorgung nach einem anlageninternen Brand als häufigste Ursachen für einen Kernschaden.

Das PSA-Modell für ein Reaktormodul wurde auf zwölf baugleiche Module in der gleichen Anlage als Mehrblock-PSA erweitert. Es wurden insbesondere mögliche Ausfälle in mehreren Modulen aus gemeinsamer Ursache quantifiziert, auslösende Ereignisse in mehreren Modulen bestimmt, ein einfaches Fehlermodell für die für alle Module gleichzeitig zuständige Betriebsmannschaft entwickelt und Überarbeitungen für solche Systeme vorgenommen, die von mehreren Modulen gemeinsam genutzt werden. Die PSA für mehrere SMR-Module beinhaltet speziell zu diesem Zweck entwickelte Ereignisab-

laufanalysen und Fehlerbäume. In den Minimalschnitten zeigte sich ein Ereignisablauf mit einer besonders hohen Anforderung an die Betriebsmannschaft, wenn nach einem anlageninternen Brand das System zur automatischen Auslösung der Sicherheitssysteme in sechs Reaktormodulen gleichzeitig ausfällt und alle zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme in den sechs Modulen von Hand gestartet werden müssen.

Damit steht ein umfassender methodischer Ansatz für die Durchführung und Begutachtung probabilistischer Sicherheitsbewertungen der Stufe 1 einschließlich einer Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA für neuartige Reaktorkonzepte mit mehreren identischen Reaktormodulen (SMRs) zur Verfügung.

Erweiterung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort

Ein weiteres Ziel des Vorhabens RS1596 bestand in einer umfangreichen Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro (*Fast Source Term Prognosis*) zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort. Ein Unfall am Standort eines Kernkraftwerks erfordert eine zuverlässige schnelle Lagebeurteilung und Prognose zum weiteren Unfallverlauf, damit der Situation entsprechende Notfallmaßnahmen eingeleitet und die Bevölkerung über die wichtigsten Erkenntnisse informiert werden kann.

Das GRS-Werkzeug FaSTPro ist ein Softwaretool zur Prognose von Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt bei schweren Unfällen in Kernkraftwerken. Die Quelltermprognosesoftware dient dazu, mit sehr kurzen Rechenzeiten (im Bereich von Sekunden) aus einem Satz von Beobachtungen auf die Wahrscheinlichkeit bestimmter Anlagenzustände und Quellterme zu schließen. FaSTPro wurde in diesem Zusammenhang dahingehend erweitert, alle radioaktiven Quellen, also alle Reaktorblöcke sowie weitere Radionuklidquellen, an einem Kernkraftwerksstandort zu berücksichtigen, um damit einen Gesamtquellterm für den gesamten Kraftwerksstandort ermitteln zu können. Dies beinhaltete auch eine Erweiterung um weitere auslösende Ereignisse, insbesondere infolge übergreifender Einwirkungen, die ggf. den gesamten Anlagenstandort beeinträchtigen können.

Das in Python 2.7 entwickelte Quelltermprognosewerkzeug FaSTPro wurde zudem auf die Python-Version 3.11 aktualisiert. FaSTPro wurde in diesem Zusammenhang in die

Softwarebasis des GRS-Programms ATLASneo zur Visualisierung von Stör- und Unfallsimulationen mit einer systemunabhängigen, universell einsetzbaren Plattform für graphische Ergebnisdarstellungen eingebunden und kann in Zukunft von den intensiven Weiterentwicklungen in ATLASneo profitieren.

Außerdem wurde eine Version von FaSTPro für einen Druckwasserreaktor neuer Bauart vom Typ EPR (*European Pressurized Reactor*) erarbeitet. In diesem Zusammenhang wurde FaSTPro bzgl. der vorhandenen Freisetzungskategorien um Freisetzungen bei Anlagen mit verfügbarem Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter und mit der Funktion eines Core Catchers erweitert. Darüber hinaus wurden die Freisetzungskategorien um eine Schmelzerückhaltung im Reaktordruckbehälter und um den Kühlmittelverlust in einem angeschlossenen System ergänzt. Zusätzlich wurde für den finnischen EPR die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung in FaSTPro berücksichtigt.

Das mittels dieser Arbeiten methodisch erneut erheblich weiterentwickelte und erweiterte GRS-Quelltermprognosewerkzeug FaSTPro lässt sich für eine umfassende Quelltermprognose für gesamte Kernkraftwerksstandorte mit allen dort vorhabenden Radionuklidquellen nutzen. Es ermöglicht anlagenexterne Notfallmaßnahmen, die besser an die möglichen Unfallabläufe angepasst sind.

Die durchgeführten Weiterentwicklungen und Erweiterungen von FaSTPro erlauben realistischere Prognosen für Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt bei schweren Unfällen an Kernkraftwerksstandorten, nicht nur mit herkömmlichen SWR und DWR, sondern auch mit fortschrittlichen DWR vom Typ EPR, ebenso für weitere, am Standort befindliche größere Radionuklidquellen (u. a. Zwischenlager). Sie ermöglichen eine Nutzung präziserer Vorhersagen durch den Einsatz der weiterentwickelten Software in Krisen- und Notfallzentren.

Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen

Ein weiteres Ziel des Forschungsvorhabens RS1596 bestand in der Erweiterung des Spektrums von Methoden zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen. Das Softwarewerkzeug pyRiskRobot der GRS wurde für die automatisierte Erzeugung, Duplikation und Modifikation von Fehlerbäumen für PSA entwickelt. Der Nutzen von pyRiskRobot hat sich bereits in mehreren Anwendungen gezeigt, da dieses Werkzeug es erlaubt, PSA-Anlagenmodelle konsistent und effizient zu erweitern und anzupassen. Dies ist ins-

besondere bei der Modellierung übergreifender Einwirkungen oder Einwirkungskombinationen von Bedeutung.

Ursprünglich wurde pyRiskRobot ausschließlich für die Modifikation von PSA-Modellen verwandt, die mit der kommerziellen PSA-Software RiskSpectrum® erstellt wurden. Im Vorhaben RS1596 wurde das Werkzeug überarbeitet und erweitert. Eine Anpassung von pyRiskRobot erfolgte zum einen so, dass es mit den Weiterentwicklungen bestimmter Python-Bibliotheken Schritt hält und von deren Verbesserungen profitiert. Zum anderen wurde pyRiskRobot erweitert, um neben PSA-Modellen in RiskSpectrum® auch Fehlerbäume in Anlagenmodellen mit dem nicht-kommerziellen PSA-Code SAPHIRE bearbeiten zu können. Dies verringert einerseits die Beschränkung in der Wahl der genutzten PSA-Modellierungswerkzeuge und erlaubt andererseits die Untersuchung und Anpassung SAPHIRE-basierter Fehlerbäume, was eine vielseitigere Nutzung des in einigen Ländern und Fachinstitutionen bevorzugten Werkzeugs SAPHIRE zur PSA-Modellierung ermöglicht. Des Weiteren wurde pyRiskRobot um Funktionsgruppen zur Untersuchung von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache erweitert.

Bereits in der Vergangenheit wurde pyRiskRobot um ein Modul für die Netzwerkanalyse erweitert. Dieses Modul ist vor allem für die Vorbereitung einer PSA für übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen von Bedeutung, da sich dabei oftmals komplizierte Raumabhängigkeiten bei der Modellierung von deren Ausbreitung ergeben, die sich über die Methoden der Netzwerkanalyse visualisieren und analysieren lassen.

Außerdem wurde die Anbindung von pyRiskRobot an das Netzwerkanalysenmodul verbessert, um die Ergebnisse einer Netzwerkanalyse bei der automatisierten Erweiterung eines PSA-Modells um übergreifende Einwirkungen besser nutzen zu können. Es erfolgte eine exemplarische Anwendung dieser Verbindung von pyRiskRobot und der Netzwerkanalyse. Das Netzwerkanalysenmodul wurde zudem um Analysemethoden für verschiedene, gleichzeitig auftretende übergreifende Einwirkungen unter Nutzung der Python-Bibliothek Py3plex ergänzt. erweitert, Diese erlaubt es, multiplexe Netzwerke zu visualisieren und zu analysieren.

Insgesamt erweist sich pyRiskRobot als ein sinnvolles Werkzeug, um effizient eine erweiterte PSA entweder für übergreifende Einwirkungen durchzuführen oder eine PSA zur Bestimmung von Unsicherheiten durch Ausfälle aus gemeinsamer Ursache zu nutzen.

Abstract

In Germany, probabilistic safety analyses (PSA) for nuclear power plants have been carried out for over 40 years. In line with the applicable nuclear regulations for German nuclear power plants in commercial operation, they must be carried out every ten years as part of the regular safety reviews, but also on an ad hoc basis. Findings from PSAs in the past have led to safety improvements and thus contributed significantly to the high safety level of German nuclear power plants.

In addition to the German technical supplements on PSA methods and data, the internationally recognized safety standards and guides of the IAEA describe the methodology for carrying out a Level 1 and Level 2 PSA. The currently revised and recently published version of the Specific Safety Guide SSG-3 on Level 1 PSA as well as the version of SSG-4 currently still under revision, meanwhile comprehensively cover internal and external hazards and their combinations, a PSA for the spent fuel pool and aspects to be considered within PSA for multi-unit plants.

Accordingly, GRS has extended, completed and advanced existing methods and analytical tools in the research and development project RS1596 'Methods and tools for probabilistic risk analyses for entire nuclear power plant sites with reactors of new design in Germany and abroad' funded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Nuclear Safety and Consumer Protection (BMUV) with regard to the technical areas listed below in order to make them available for application in future probabilistic safety assessments of nuclear power plant sites with one or, if applicable, several reactor units of new reactor concepts.

Development of a Methodological Approach for Performing Level 1 PSA for Nuclear Power Plant Sites with Small Modular Reactors

Main objective of the research and development project RS1596 was to develop a methodological basis for a probabilistic safety assessment of small modular reactors (SMRs). In this context, enhancements and adaptations of Level 1 PSA methods for conventional nuclear power reactors based on international requirements for PSA and extensive research regarding the requirements for the new reactor concepts and the planned technical implementation of these concepts for different types of SMRs have taken place.

The enhanced and adapted methodological approaches for preparing a Level 1 PSA for SMRs have been tested and verified for a representative plant, a SMR VOYGR™ by NuScale with up to twelve reactor modules.

Based on internationally published event lists, the possible initiating events for this type of plant have been identified and their occurrence frequency quantified. Possible accident sequences potentially resulting from the initiating events have been identified and event sequence analyses been carried out. The system failure probabilities of the operational and emergency systems used, which e.g. include the residual heat removal system and the emergency cooling system, have been quantified using fault trees. These systems are used in a similar manner in other SMRs.

A specific feature of SMRs is that these systems are usually designed to be passive. Accordingly, no active or mechanical components, such as valves or pumps, are used after starting the system; the systems are solely based on the physical principles of natural circulation, such as buoyancy forces, heat transfer and phase transitions. Possible effects that could contribute to a functional failure of the natural circulation in a passive system and thus lead to a system failure have been analysed. Core damage frequencies have been determined by means of a Level 1 PSA for a single reactor module and seven different end states have been identified as the basis for a Level 2 PSA. During power operation, the functional failure of the natural circulation in the primary coolant circuit and the failure of the power supply after a plant internal fire are the most frequent causes of core damage.

The PSA model for one reactor module has been extended to twelve identical modules in the same plant as a multi-unit PSA. Possible common cause failures in several reactor modules have been re particularly quantified, initiating events in several modules have been determined, a simple model of failures of the operators commonly responsible for all modules has been developed and revisions have been made for systems shared by several modules. The PSA for several SMR modules contains event sequence analyses and fault trees specifically developed for this purpose. The minimal cut sets show an event sequence with a very high demand on the operators after a plant internal fire if the system for an automatic actuation of the safety systems in six reactor modules fails and all systems required for accident control in the six modules have to be manually started.

Thus, a comprehensive methodological approach for the conducting and reviewing Level 1 probabilistic safety assessments is available, including an interface to Level 2 PSA for novel reactor concepts with multiple identical reactor modules (SMRs).

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

Another objective of the project RS1596 was to further extend the GRS source term prognosis tool FaSTPro (*Fast Source Term Prognosis*) for planning off-site emergency measures, taking into account all radionuclide sources at a nuclear power plant site. An accident at the site of a nuclear power plant requires a reliable, rapid assessment of the situation and a prognosis of the accident progression so that emergency measures can be initiated in line with the situation and the population can be informed about the most important insights.

FaSTPro is a software tool for the prognosis of radionuclide releases into the environment in the event of severe accidents in nuclear power plants. The source term prognosis software is used to deduce the probability of certain plant conditions and source terms from a set of observations with very short calculation times (in the range of seconds). FaSTPro has been extended to consider all radioactive sources, i.e. all reactor units and other radionuclide sources, at a nuclear power plant site in order to determine an overall source term for the whole power plant site. This also included an extension to further initiating events, in particular as a result of hazards, which may affect the entire plant site.

The source term prognosis tool FaSTPro, developed in Python 2.7, has also been updated to Python version 3.11. In this context, FaSTPro has been implemented into the software basis of the GRS program ATLASneo for visualization of incident and accident simulations by a system-independent, universally applicable platform for graphical result displays and can benefit from the intense enhancements in ATLASneo in the future.

In addition, a FaSTPro version for a new EPR (*European Pressurized Reactor*) type pressurized water reactor design has been developed. In this context, FaSTPro has been extended with regard to the existing release categories to include releases in nuclear plants with a spray system for the containment in place and with the function of a core catcher being available. Moreover, the release categories have been extended to include

core melt retention in the reactor pressure vessel and a loss of coolant in a connected system. In addition, the possibility of a filtered pressure relief was taken into account in FaSTPro for the Finnish EPR.

The GRS source term prognosis tool FaSTPro, which has been further advanced and extended can thus be used for a comprehensive source term prognosis for entire nuclear power plant sites with all radionuclide sources present. It enables to take off-site emergency measures that are better adapted to the possible accident sequences.

The enhancements and extensions of FaSTPro allow more realistic predictions of radionuclide releases into the environment in the event of severe accidents at nuclear power plant sites with conventional BWRs and PWRs, advanced EPR type PWRs and other larger radionuclide sources collocated at the site (including interim storage facilities). They enable the use of more precise predictions through the use of the advanced software in crisis and emergency centres.

Extending the Spectrum of Methods for an Automated Modification of PSA Plant Models

Furthermore, the research project RS1596 project aimed on extending the spectrum of methods for an automated modification of PSA models. The GRS software tool pyRiskRobot was developed for an automated generation, duplication and modification of fault trees for PSA. The benefits of pyRiskRobot have already been demonstrated in several applications, as this tool allows PSA plant models to be extended and adapted consistently and efficiently. This is particularly important when modelling single or combined hazards.

Originally, pyRiskRobot was used exclusively for the modification of PSA models generated by the commercial PSA software RiskSpectrum®. In the frame of the project RS1596, the tool has been revised and further extended. On the one hand, pyRiskRobot has been adapted such that it can keep up with the enhancements of some Python libraries and benefit from their improvements. On the other hand, pyRiskRobot has been extended for enabling the analyst to edit not only PSA models in RiskSpectrum® but also fault trees in plant models generated by the non-commercial PSA code SAPHIRE.

This reduces the restriction in the choice of PSA modelling tools used and allows the analysis and adaptation of SAPHIRE-based fault trees, which enables a more versatile

use of the SAPHIRE tool for PSA modelling preferred in some countries and expert institutions. Furthermore, pyRiskRobot has been extended to include function groups for the analysis common cause failures.

A module for network analysis has already been added to pyRiskRobot in the past. This module is particularly important for the preparation of a PSA for hazards and their combinations as this often results in complicated spatial dependencies in the modelling of their propagation, which can be visualized and analysed applying methods of network analysis.

In addition, the connection of pyRiskRobot to the network analysis module has been improved for making better use of the results of a network analysis in the automated extension of a PSA model to include hazards. An example application of this connection between pyRiskRobot and the network analysis has been performed. In addition, the network analysis module has been extended to include analytical methods for various simultaneously occurring hazards using the Python library Py3plex, which can be applied for analysis and visualization of multiplex networks.

Overall, pyRiskRobot has proven to be a useful tool either for efficiently performing an extended hazards PSA or for using a PSA to determine uncertainties due to common cause failures.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	VII
1	Einführung und Zielsetzung.....	1
2	Wissenschaftliche und technische Aufgabenstellung.....	5
2.1	Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors	5
2.2	Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort	7
2.3	Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse	10
3	Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse	15
3.1	Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors	15
3.2	Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort	26
3.2.1	Bestimmung der Radionuklidinventare als Basis eines generischen Quellterms für einen Kernkraftwerksstandort	26
3.2.2	FaSTPro zur Quelltermprognose für ausländische Druckwasserreaktoren neuer Bauart.....	34
3.3	Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse	41
3.3.1	Weiterentwicklung von Werkzeugen zur generischen automatisierten Modifikation von PSA-Modellen	42

3.3.2	Methodenentwicklung zur Modellierung und Analyse von Hazard Compartments als komplexe Netzwerke sowie von Unfallabläufen als dynamische Netzwerke.....	44
4	Zusammenfassung und Ausblick.....	51
4.1	Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors	52
4.2	Erweiterung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort.....	54
4.3	Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse	56
4.4	Ausblick	58
5	Referenzen	63
	Literaturverzeichnis.....	65
	Abbildungsverzeichnis.....	79
	Tabellenverzeichnis.....	81
	Abkürzungsverzeichnis.....	83

1 Einführung und Zielsetzung

In Deutschland werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke seit über 40 Jahren durchgeführt. Sie waren entsprechend dem geltenden Regelwerk /BMU 15/ für deutsche Kernkraftwerke während des kommerziellen Betriebs der Reaktoren alle zehn Jahre im Rahmen der regelmäßigen Sicherheitsüberprüfungen, aber auch anlassbezogen durchzuführen und zu begutachten. Erkenntnisse aus PSA in der Vergangenheit haben zu sicherheitstechnischen Verbesserungen geführt und damit wesentlich zum hohen Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke beigetragen.

Neben den deutschen Fachbänden zu Methoden und Daten zur PSA /FAK 05/, /FAK 05a/ und /FAK 16/ beschreiben die international anerkannten Regeln und Richtlinien der IAEA, SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/ und SSG-4 /IAE 10/ bzw. SSG-4, Rev. 1 /IAE 24c/, die Methodik zur Durchführung einer PSA der Stufen 1 und 2. Die aktuell veröffentlichte, überarbeitete Version des SSG-3 beinhaltet mittlerweile im Detail auch alle Aspekte, die bei der Durchführung einer PSA für mehrere Reaktorblöcke an einem Kernkraftwerkstandort zu berücksichtigen sind, Vorgaben für eine systematische Behandlung übergreifender einzelner Einwirkungen und Einwirkungskombinationen von innen und außen sowie Anforderungen an eine PSA für das Brennelementlagerbecken.

Die GRS hat in der Vergangenheit unter anderem in den vom Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi) geförderten Vorhaben RS1166, RS1180, RS1198, RS1525, RS1528, RS1529, RS1539, RS1556 und RS1599 umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt. So wurden bereits vorhandene methodische Ansätze und Werkzeuge zur Durchführung standortbezogener PSA der Stufen 1 und 2, insbesondere im Hinblick auf eine umfassende Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen vervollständigt. Damit ist es möglich, PSA der Stufen 1 und 2 für alle Anlagenbetriebszustände und unter Berücksichtigung aller übergreifenden Einwirkungen von innen und außen einschließlich deren Kombinationen standortspezifisch systematisch und umfassend durchführen und begutachten zu können.

Um die in der PSA umfassend zu berücksichtigenden übergreifenden Einwirkungen und deren Kombinationen in Form zahlreicher komplexer Fehlerbaumerweiterungen effizient in PSA-Modelle zu integrieren, wurde das GRS-Werkzeug für die automatisierte Erzeugung, Duplikation und Modifikation von Fehlerbäumen pyRiskRobot erweitert, um z. B. neben PSA-Modellen, die im kommerziellen PSA-Code in RiskSpectrum® /RIS 24/ auch

Fehlerbäume im PSA-Code SAPHIRE /SMI 16/ bearbeitet werden können. SAPHIRE ist eines der in den USA bevorzugten PSA-Werkzeuge. Der Einsatz von pyRiskRobot kann insbesondere die Modellierung von übergreifenden Einwirkungen in einem PSA-Modell erleichtern.

Das Gesamtziel des von der GRS im Eigeninteresse durchgeführten Forschungsvorhabens bestand weiterhin in der Bereitstellung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsbewertungen eines gesamten Kernkraftwerksstandorts mit Reaktoren neuer Bauarten (Gen. III+ und IV, SMRs) nach Stand von Wissenschaft und Technik. Dieses Vorhaben hat dabei auf den vorab erwähnten bereits durchgeführten Vorhaben aufgebaut.

Ein erstes Teilziel dieses Vorhabens bestand darin, einen methodischen Ansatz für eine PSA der Stufe 1 für einen ausgewählten kleinen modularen Reaktor (SMR) entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu entwickeln. Die Entwicklung neuer Methoden ist notwendig, da bisherige in Deutschland gebräuchliche PSA-Vorgaben für bestehende Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren mit Druck- oder Siedewasserreaktor (DWR bzw. SWR) erstellt wurden, die nicht unmittelbar auf neue Reaktortypen, insbesondere für SMRs, übertragbar sind. Die dafür ausschlaggebenden Unterschiede bestehen insbesondere in der Verwendung neuer passiver Systeme mit Naturumlauf sowie für eine mögliche Planung von Standorten mit ggf. mehr als zehn Reaktorblöcken bzw. -modulen.

Ein weiteres Teilziel beinhaltet eine Weiterentwicklung des GRS-Werkzeugs FaSTPro zur Quelltermprognose für die Radionuklidfreisetzung in Bezug auf die folgenden beiden Aspekte:

- einer systematischen Betrachtung aller relevanten, generischen radioaktiven Quellen am gesamten Standort eines Kernkraftwerks für eine umfassende Prognose von Radionuklidfreisetzungen bei Unfällen sowie
- einer Anpassung von FaSTPro an den Detaillierungsgrad der verfügbaren Informationen für ausländische Druckwasserreaktoren neuerer Bauart (z. B. vom Typ EPR) und deren exemplarische Anwendung.

Damit soll FaSTPro in Notfallzentren eine präzisere und zuverlässigere Prognose der Radionuklidfreisetzungen bei Unfällen ermöglichen.

Das letzte Teilziel bestand in einer Erweiterung des GRS-Werkzeugs pyRiskRobot im Hinblick auf die folgenden beiden Aspekte:

- einer Erweiterung und Optimierung von pyRiskRobot dahingehend, dass sich Fehlerbäume innerhalb des PSA-Modells der Stufe 1 flexibel und dynamisch modifizieren lassen.
- einer Weiterentwicklung von pyRiskRobot um ein Modul für die Netzwerkanalyse, wodurch die Bestimmung von Netzwerkmaßen für miteinander verknüpfte Entitäten (wie z. B. Basisereignisse) ermöglicht wird. Dieses Modul ist vor allem für die Vorbereitung einer PSA für übergreifende Einwirkungen und Einwirkungskombinationen von Bedeutung. Um die Ergebnisse der Netzwerkanalyse für die Modellierung derartiger Einwirkungen in einem PSA-Modell nutzen zu können, sollte die Anbindung von pyRiskRobot an die Netzwerkanalyse verbessert werden.

Alle Arbeiten, die dementsprechend seitens der GRS durchgeführt wurden, sollen die Belastbarkeit von PSA-Ergebnissen absichern sowie die Aussagesicherheit der PSA weiter erhöhen und auf diese Weise die Rolle der PSA als Instrument der Sicherheitsbewertung von ganzen Kernkraftwerksstandorten, insbesondere mit neuartigen, ggf. mehreren Reaktorblöcken in Ergänzung der deterministischen Vorgehensweise stärken.

2 Wissenschaftliche und technische Aufgabenstellung

Nachfolgend ist die wissenschaftlich-technische Aufgabenstellung des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1596 vor dem Hintergrund des Standes der Wissenschaft zu Beginn der Arbeiten dargestellt.

2.1 Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors

In den europäischen Ländern außer Russland werden derzeit noch keine SMRs betrieben. Es existieren jedoch unterschiedliche Konzepte und Designs (siehe /IAE 18/) für zukünftige SMRs, die nicht nur in Nordamerika, sondern auch in Europa errichtet werden sollen. Weltweit sind u. a. Hersteller aus China (Tsinghua University), Russland (AKME Engineering, OKBM), Südkorea (KAERI), Japan (Mitsubishi, Toshiba), USA (Flibe Energy, General Atomic, GE-Hitachi, HOLTEC, NuScale, University of California), Großbritannien (Moltex Energy, Rolls Royce), Kanada (Terrestrial Energy) oder Dänemark (Seaborg Technologies) zu nennen. Laut NEA-Dashboard /NEA 24/ werden aktuell 16 unterschiedliche SMR-Konzepte in Europa entwickelt. Darunter finden sich Konzepte wie der Rolls Royce SMR in Großbritannien oder der NUWARD SMR in Frankreich. Weltweit haben mehrere SMRs bereits eine Lizenz (wie der SMART in Südkorea) oder werden als Pilotanlage gebaut (z. B. KLT-40S in Russland und CAREM in Argentinien) bzw. wurden bereits gefertigt (u. a. RITM-200M in Russland und HTR-PM in China).

Vor diesem Hintergrund ist davon auszugehen, dass in näherer Zukunft auch in Europa fortschrittliche SMRs zur Energieversorgung in Betrieb gehen könnten. Aufgrund der geringeren thermischen Leistungen kommen in den SMR-Konzepten dazu vermehrt passive Sicherheitssysteme zum Einsatz, deren Funktion ausschließlich auf physikalischen Phänomenen, wie freier Konvektion, Verdampfung oder Kondensation, basiert /SCH 19/. Um das von SMRs ausgehende radiologische Gefahrenpotenzial durch das Inventar eines SMR und das damit zusammenhängende Risiko bewerten zu können, sind probabilistische Sicherheitsanalysen nach internationalen Standards erzwingend erforderlich. Damit kann das Sicherheitsniveau, wie mittlerweile bereits in vielen Ländern gefordert, nicht nur mittels deterministischer Sicherheitsbewertungen, sondern auch mit probabilistischen Methoden ermittelt werden.

Die GRS hat dazu im Rahmen von Vorhaben des BMUV (siehe dazu /NIE 17/, /NIE 17a/) konzeptionelle Analysen von SMR-Konzepten gemacht. Weitere wesentliche Arbeiten zu internationalen Entwicklungen von SMRs und deren Sicherheit hat die GRS zudem im Rahmen der BMWi-Forschungsvorhaben RS1507 bzw. RS1519 /BUC 16/ sowie insbesondere RS1521 /BUC 15/ durchgeführt. Ziele des letztgenannten Vorhabens waren die Schaffung eines fundierten Überblicks zur SMR-Thematik, die Identifizierung wichtiger Fragestellungen für die Reaktorsicherheitsforschung und zukünftiger Forschungs- und Entwicklungsvorhaben sowie die Identifizierung des Anpassungsbedarfs von Rechencodes.

Darüber hinaus hat die GRS SMR-Projekte in verschiedenen Ländern verfolgt. In diesem Zusammenhang wurden insbesondere die politischen Rahmenbedingungen, die kern-technische Infrastruktur und der Ablauf der Genehmigungsverfahren betrachtet /EIS 18/.

Die in Deutschland gebräuchlichen PSA-Vorgaben sind für Kernkraftwerke mit konventionellen Leichtwasserreaktoren vom Typ DWR und SWR erstellt worden. Aufgrund der im Vergleich zu neuartigen Reaktortypen unterschiedlichen Charakteristiken, insbesondere in Bezug auf passive Systeme mit Naturumlauf und die Konzeption als Mehrblock-Anlagen, sind die bisherigen PSA-Vorgaben nicht unmittelbar auf neuartige Reaktoren übertragbar. Dies ist insbesondere bei SMRs der Fall. Dementsprechend gab es zu Beginn des Vorhabens RS1596 bei der GRS noch keine konkreten Erfahrungen mit probabilistischen Sicherheitsanalysen für SMRs.

Eine wesentliche Aufgabenstellung bestand deshalb darin, einen methodischen Ansatz für eine PSA der Stufe 1 für einen ausgewählten, fortschrittlichen SMR entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu entwickeln. Diese PSA sollte entsprechend internationalen Vorgaben, insbesondere aus dem IAEA Safety Guide SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/ durchgeführt werden. Dies erforderte zunächst die Auswahl eines SMR-Konzepts und eine detaillierte Beschreibung des zu untersuchenden generischen SMRs. Den internationalen Vorgaben folgend, waren die auslösenden Ereignisse auszuwählen und einer detaillierten probabilistischen Analyse zu unterziehen. Danach waren die zugehörigen Ereignisabläufe unter Verwendung von Ereignisbäumen in einem PSA-Anlagenmodell der Stufe 1 zu erstellen. Dies beinhaltet auch eine Beschreibung der in den Ereignisabläufen benötigten Systeme und deren Modellierung in entsprechenden Fehlerbäumen des PSA-Modells unter Einbezug der für diese Fehlerbäume benötigten, zumeist generischen Daten. Abschließend erfolgt die Auswertung des erstellten PSA-Modells. Für Anlagen mit SMRs liegt der Fokus dabei insbesondere auf passiven Systeme-

men mit Naturumlauf in den SMR-Konzepten sowie einer Berücksichtigung von Aspekten, die Mehrblock-Anlagen betreffen.

Die durchgeführten Arbeiten dienen dazu, die Fachkenntnis der GRS hinsichtlich der Anlagen- und Sicherheitstechnik fortschrittlicher SMR-Konzepte deutlich zu erhöhen und die Experten damit in die Lage zu versetzen, probabilistische Bewertungen der Sicherheit von SMRs vornehmen zu können. Dabei standen insbesondere die Bewertung inhärent sicherer bzw. passiver Systeme sowie die Beurteilung der Ausgewogenheit der Sicherheitssysteme von SMRs im Vordergrund.

2.2 Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort

FaSTPro ist ein Softwarewerkzeug der GRS, das im Falle eines schweren Kernkraftwerksunfalls den Quellterm (die Menge und den Zeitverlauf möglicher Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung) abschätzen kann. FaSTPro wurde im Rahmen verschiedener Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des BMWi entwickelt und für die meisten deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren qualifiziert. FaSTPro und die Vorläuferwerkzeuge von FaSTPro /LOE 06/, /LOE 08/, /LOE 10/, /HAG 17/, /HAG 18/, /HAG 20/, /ROE 20/ und /HAG 20a/ beruhen bzgl. der Prognosefähigkeit auf dem Satz von Bayes, dies gilt auch für die aus dem EU-Projekt FASTNET /EC 22/ hervorgegangene Software RASTEP /LR 21/, die international (siehe /NKS 12/) Verwendung findet.

Mit Hilfe dieses Satzes können Schlussfolgerungen umgekehrt analysiert werden: Ist die Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses B (z. B. Aktivität im Sicherheitsbehälter) unter einer Bedingung A (z. B. Kühlmittelverlust) beispielsweise aus der PSA bekannt, so kann auf die Wahrscheinlichkeit von A (z. B. einem Kühlmittelverlust), unter der Annahme, dass B vorliegt (wenn also Aktivität gemessen wird), geschlossen werden. Dieses Prinzip ist für die Bestimmung von Größen wichtig, die nicht unmittelbar gemessen oder beobachtet werden können. Der Satz von Bayes ist in FaSTPro in einem Bayesian Belief Network (BBN) realisiert. Die Erstellung des BBN erfolgt durch die Software Netica™ der Firma NORSYS, die auch eine graphische Ausgabe des BBN erlaubt. BBN-Knoten repräsentieren insbesondere einzelne Anlagendaten und Anlagenzustände, die unmittelbar messbar sind (z. B. Aktivität im Sicherheitsbehälter) oder einfach aus gemessenen Daten (z. B. ein Kühlmittelverlust) abgeleitet werden können.

Die BBN-Knoten sind untereinander verbunden. Die Verbindungen repräsentieren dabei selten direkte logische Verknüpfungen, sondern sind in der Regel probabilistische Verknüpfungen, z. B. besteht bei einer hohen Aktivität im Sicherheitsbehälter eine hohe Wahrscheinlichkeit für einen Kühlmittelverlust; allerdings nicht zu 100 %, wie im Fall einer logischen Verknüpfung. Solche Netzwerke können sowohl kausal, d. h. zeitlich „vorwärts“ als auch „rückwärts“ auf Ursachen rückschließend, analysiert werden.

Die Weiterentwicklungen und Erweiterungen des Quelltermprognosewerkzeugs FaST-Pro im Rahmen des Vorhabens RS1496 zielten auf die beiden nachfolgend genannten wesentlichen Aspekte ab.

Zum einen wurde das Ziel verfolgt, dass FaSTPro zukünftig in der Lage sein soll, alle radioaktiven Quellen an einem Kernkraftwerksstandort zu berücksichtigen. Dazu sind Abschätzungen für alle vorhandenen Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort erforderlich. Diese Abschätzungen dienen als Grundlage für die Berechnung der radioaktiven Freisetzungsmengen für die möglichen Quellterme. In diesem Zusammenhang musste das BBN in FaSTPro an die am Standort gegebenen zusätzlichen Radionuklidinventare angepasst werden. Der deterministische Teil von FaSTPro, der sich mit dem Quellterm befasst, war über Berechnungsmodule für eine realistische Prognose qualifiziert worden, wobei die Zusammensetzung und die Verweildauer der Radionuklide in der Quelle bestimmt wurden. Eine weitere Überarbeitung bestand in einer Berücksichtigung bisher noch nicht betrachteter radioaktiver Quellen in FaSTPro. Dies machte darüber hinaus noch eine Aktualisierung der Hauptprogrammstruktur auf eine neuere Version von Python erforderlich. Wesentliches Ziel war dabei eine in FaSTPro integrierte Verknüpfung aller Anwendungsfälle, u. a. aller radioaktiven Quellen am Standort, mit den verschiedenen Programmversionen für Reaktoren im Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb sowie das Brennelementlagerbecken. Zudem war eine entsprechende grafische Darstellung zu erstellen, welche die Anforderungen der FaSTPro-Version für einen ganzen Kernkraftwerkstandort erfüllt.

Der zweite wesentliche Aspekt der Weiterentwicklungen von FaSTPro betraf die Bereitstellung einer FaSTPro-Version zur Prognose von Quelltermen für Druckwasserreaktoren neuer Bauart vom Typ EPR. Dazu waren eine Referenzanlage vom Typ EPR festzulegen und entsprechende für die Nutzung von FaSTPro erforderliche Anlagendaten zu Sicherheitssystemen zu recherchieren. Fehlende Daten sollten in diesem Zusammenhang anhand von Daten ähnlicher Anlagentypen abgeschätzt werden. Ziel war es, eine generische Version von FaSTPro für einen EPR bei Leistungsbetrieb mit den zuge-

hörigen deterministischen und probabilistischen Programmteilen bereitzustellen. Dabei enthält der probabilistische Teil ein BBN und für den EPR angepasste, zu implementierende anlagenspezifische Nutzerfragen. Der deterministische Teil bezieht sich auf die Freisetzungsmengen und Zeitabläufe, also den möglichen Quellterm der Anlage. Für den EPR sollten die Arbeiten zudem auch um die Bestimmung und Einbindung zusätzlicher Quellterme für die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung ergänzt werden, über die nur der finnische EPR verfügt. Diese kann eine Verringerung der Unfallkonsequenzen für einige Unfallabläufe mit weniger freigesetzten Radionukliden bewirken.

Im Zuge der Entwicklungs- und Anpassungsarbeiten am PSA-Modell stellte sich heraus, dass bereits in einer PSA der Stufe 1 die Kernschadenszustände bei SMRs im Hinblick auf den möglichen weiteren Unfallablauf und dessen Auswirkungen (Freisetzungen) näher zu spezifizieren sind. Damit die PSA der Stufe 1 die erforderlichen Voraussetzungen für eine spätere Durchführung einer PSA der Stufe 2 schafft, ist es im Rahmen der methodischen Weiterentwicklung der Stufe 1 der PSA notwendig, diese mit einer geeigneten Schnittstelle zu einer PSA der Stufe 2 abzuschließen. Dementsprechend wurde die Entwicklung einer solchen Schnittstelle zu einer möglichen PSA der Stufe 2 erforderlich, die die Unfälle bzgl. eines Sicherheitsbehälter-Bypasses bzw. eines Sicherheitsbehälterabschlusses kategorisiert und mögliche Spaltproduktauswaschungen in einer Wasservorlage im Leckagepfad berücksichtigt.

Ergänzend war somit eine präzisere und erweiterte Spezifizierung der Endzustände der PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Stufe 2 der PSA vorzunehmen. Dies ermöglicht eine erste Abschätzung der Häufigkeiten für potenziell besonders schwerwiegende Unfallabläufe. Zudem ermöglicht es diese Schnittstelle im Hinblick auf die Erweiterung der PSA der Stufe 1 für ein einzelnes SMR-Modul, auch Einschränkungen für Handmaßnahmen im Anlagenbereich dieses Reaktormoduls durch Freisetzungen aus einem anderen Reaktormodul zu berücksichtigen.

Darüber hinaus ist es für die PSA der Stufe 2 von Bedeutung, wie schwerwiegend die Auswirkungen eines Kernschadens sind, was sich aus den Ergebnissen der Stufe 1 abschätzen lässt. Die Schnittstelle von Stufe 1 zu Stufe 2 der PSA soll dabei nur die Informationen des Unfallablaufes bis hin zum Eintritt des Kernschadens berücksichtigen, die für den weiteren Unfallablauf von besonderer Bedeutung sind. Neben den Informationen zum Abschluss des Sicherheitsbehälters sind dies möglicherweise auch der Zustand der externen Stromversorgung oder die Belastung der ggf. für mehrere Reaktormodule zuständigen Betriebsmannschaft.

Insgesamt dienen die erfolgten Verbesserungen von FaSTPro dazu, die Fachkompetenz in Bezug auf eine Quelltermprognose von Kernkraftwerksstandorten mit nur einem herkömmlichen Leistungsreaktor vom Typ DWR oder SWR im kommerziellen Betrieb auf Standorte mit Reaktoren im Rückbau und einer zunehmenden Bedeutung anderer Radionuklidquellen am Standort zu erweitern. Bei solchen Radionuklidquellen handelt es sich insbesondere um nukleare Abfalllager oder Standortzwischenlager für bestrahlte Brennelemente. FaSTPro sollte außerdem auch für ggf. grenznah zu Deutschland befindliche Kraftwerksstandorte mit neuen Druckwasserreaktoren vom Typ EPR erweitert werden, um es zukünftig in Notfallzentren nutzen zu können.

2.3 Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse

Wie mittlerweile international gefordert /IAE 24/, sind einzelne übergreifende Einwirkungen von innen und außen (kurz Hazards), aber auch Kombinationen derartiger Einwirkungen systematisch und umfassend in einer PSA für kommerziell betriebene Leistungsreaktoren einschließlich des Brennelementlagerbeckens zu berücksichtigen und dementsprechend angemessen in die PSA-Anlagenmodelle zu integrieren. Dies erfordert eine Vielzahl meist redundanter, topologischer Änderungen in den bestehenden Fehlerbäumen /HER 12/. Die Fehlerbäume beschreiben dabei die Unverfügbarkeit sicherheitsrelevanter baulicher Anlagenteile, Systeme und Komponenten (Englisch: SSC für structures, systems and components) des zu analysierenden Anlagensystems. Jede postulierte Ausfallursache einer SSC wird mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit als ein Basisereignis spezifiziert und ermöglicht durch logische Kombinatorik, d. h. in Form einer Fehlerbaumtopologie, die Berechnung der Unverfügbarkeit dieser SSC.

Aufgrund der komplexen Datenmenge eines PSA-Modells (bestehend aus Ereignisbäumen, darin eingebetteten Fehlerbaumtopologien und den spezifizierten, probabilistischen Annahmen) basieren etablierte PSA-Programme, wie z. B. RiskSpectrum® /RIS 24/, auf der Verwendung relationaler Datenbanksysteme. Durch den direkten Zugriff (mittels SQL-Kommandos) durch das von der GRS entwickelte Werkzeug pyRisk-Robot auf diese Datenbankstruktur lassen sich die auf das PSA-Modell bezogenen Modifikationen direkt innerhalb des Datenbanksystems abbilden und markieren /BER 17/, /BER 20/. Dazu werden etablierte, frei verfügbare Python-Bibliotheken, wie beispielsweise SQLAlchemy /MYE 15/, NetworkX /HAG 08/ und PyTables /PYT 24/ eingesetzt.

Mit Hilfe des Modellierungswerkzeugs pyRiskRobot der GRS konnten so Einflüsse übergreifender Einwirkungen auf das Gesamtrisiko des Anlagenverhaltens untersucht werden.

Anwendungen in der Vergangenheit betrafen die automatisierte Integration der als relevant identifizierten übergreifenden Einwirkungen von innen 'Brand' und 'Überflutung' in das PSA-Modell einer Referenzanlage /BER 16/, /BER 17/. Bei der ersten Anwendung wurde ein methodischer Ansatz erarbeitet. In diesem Ansatz wurden die Räume bzw. Anlagenbereiche, auch als Hazard Compartments bezeichnet, und deren gegenseitige Abhängigkeiten als einfache Netzwerkgraphen visualisiert /BER 17/. Dabei sind Hazard Compartments als zusammenhängende Raumbereiche definiert, in denen alle dort befindlichen, relevanten Komponenten gleichartig und gleichzeitig von einer einzelnen, übergreifenden Einwirkung oder eine Einwirkungskombination (unzulässig) beeinträchtigt werden können. Eine Erweiterung dieses Ansatzes erfolgte, indem die Hazard Compartments als Knoten und ihre Abhängigkeiten als gerichtete, gewichtete Verbindungen eines komplexen Netzwerks interpretiert wurden /BER 19/.

Das PSA-Analysewerkzeug pyRiskRobot der GRS ermöglicht es, automatisiert systematische Modifikationen von Fehlerbaumtopologien auszuführen. Die Notwendigkeit eines automatisierten Verfahrens ergibt sich durch die erhebliche Anzahl an Änderungen, die für eine adäquate Integration übergreifender Einwirkungen von innen und außen (kurz Hazards) in PSA-Modelle notwendig ist. Aufgrund der ohnehin hohen Komplexität eines PSA-Modells sind diese Modifikationen per Hand sehr aufwändig und somit auch fehleranfällig. Um die Modifikationsarbeit zu automatisieren, nutzt die Python-basierte Software pyRiskRobot direkt die SQL-Datenbank des PSA-Modells. Die bisherige Erprobung von pyRiskRobot beschränkt sich dabei auf PSA-Modelle, die mittels der PSA-Analysesoftware RiskSpectrum® umgesetzt sind. Auf der Basis von Erfahrungen bei der Integration übergreifender Einwirkungen in PSA-Modelle bietet pyRiskRobot drei generische, topologische Modellierungsklassen an: Generierung, Modifikation und Duplizierung von Fehlerbäumen.

Das Modellierungswerkzeug pyRiskRobot wurde im Forschungs- und Entwicklungsvorhaben RS1539 in Anlehnung an eine Vorgängerversion in Python re-implementiert und wurde anhand der dadurch gewonnen Flexibilität in den Vorhaben RS1556 und RS1596 methodisch weiterentwickelt.

Im Vorhaben RS1556 wurden u. a. methodische Weiterentwicklungen der generischen Modifikationsklassen ausgeführt. Aufbauend auf der Darstellung der Raumabhängigkeiten eines individuellen Hazards /BER 19/ wurde auch ein generischer Ansatz erarbeitet, bei welchem eine multidimensionale Netzwerktopologie verwendet wird, um die Raumabhängigkeiten mehrerer Einwirkungen in einem Anlagensystem zu repräsentieren /BER 20/. Dabei entspricht jeweils eine Netzwerkdimension (Englisch als Layer für Schicht bezeichnet) dem Raumabhängigkeitsnetzwerk für die jeweilige übergreifende Einwirkung. Prinzipiell können auf diese Weise die Raumabhängigkeiten für eine individuelle Einwirkung oder Einwirkungskombination in den einzelnen Schichten des Netzwerks untersucht und über verschiedene Schichten hinweg potenzielle Abhängigkeiten zwischen den Räumen bzw. Raumbereichen in Bezug auf einzelne Einwirkungen oder auch Einwirkungskombinationen ermittelt werden.

Im Vorhaben RS1596 sollte, aufbauend auf den Entwicklungen in den Vorgängervorhaben RS1539 und RS1556, die Flexibilität von pyRiskRobot noch weiter ausgebaut werden. Um neben einzelnen übergreifenden Einwirkungen von innen oder außen auch Einwirkungskombinationen umfassend in einer PSA nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik (siehe IAEA SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/) mit einem angemessenen Aufwand berücksichtigen zu können, musste zunächst das GRS-Werkzeug Hazards Screening Tool (HST) der GRS einer Weiterentwicklung auf Basis neuer internationaler Erkenntnisse zur Identifikation und zum Screening von Einwirkungskombinationen unterzogen werden.

Die im Vorhaben RS1596 vorgesehenen Erweiterungen des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen umfassten daher zwei übergeordnete Ziele:

- zum einen eine Weiterentwicklung und Optimierung des bereits bestehenden Modellierungswerkzeugs pyRiskRobot, um Fehlerbäume innerhalb des PSA-Modells flexibel und dynamisch modifizieren zu können, sowie
- zum anderen eine Erweiterung des Methodenspektrums, basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse, um komplexe Zusammenhänge von Einwirkungen separat und handhabbar zu erfassen und das eigentliche PSA-Modell effektiv mittels objektiver Kriterien zu erweitern.

So wurde die Beschränkung auf die Verarbeitung von MSSQL-Datenbanken reduziert. Das vorhandene Schichtsystem des Werkzeugs pyRiskRobot wurde genutzt, um Anbin-

dungen an andere Datenbanken, ohne Änderungen in den höheren Schichten, in denen die Nutzerfunktionen definiert sind, durchführen zu müssen. So ist es mittlerweile auch möglich, auf SQLITE-Datenbanken zuzugreifen. Diese erhöhte Flexibilität wurde genutzt, um die Modifikationsfähigkeiten von pyRiskRobot auch in mit dem Code SAPHIRE erstellten PSA-Anlagenmodellen nutzen zu können. Dadurch erweitert sich zum einen die Anwendbarkeit von pyRiskRobot, um auch Fehlerbäume in SAPHIRE automatisiert zu bearbeiten, zum anderen bildet dies die Basis, um zukünftig eine systematische Übertragung von Fehlerbäumen, die mit RiskSpectrum® erstellt wurden, insbesondere in den PSA-Code SAPHIRE zu ermöglichen, mit welchem auch PSA für neue Reaktorkonzepte durchgeführt werden, ebenso wie umgekehrt Übertragungen von SAPHIRE in RiskSpectrum®.

Die erfolgten Erweiterungen des methodischen Spektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen mit dem GRS-Modellierungswerkzeug pyRiskRobot, die auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse basieren. Dies umfasst auch eine umfangreiche Weiterentwicklung und Optimierung von pyRiskRobot um Fehlerbäume und macht pyRiskRobot zu einem wichtigen Hilfsmittel bei der methodischen Anpassung oder Begutachtung von PSA. Die Erweiterungen beinhalten dabei auch eine Weiterentwicklung des GRS-Werkzeugs Hazards Screening Tool (HST) zum Screening übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen. Diese Erweiterungen betreffen insbesondere Kombinationen von durch eine gemeinsame Ursache korrelierten Einwirkungen. Sie sind eine Voraussetzung für die Erstellung erweiterter und optimierter Fehlerbäume. Die Werkzeuge HST und pyRiskRobot lassen sich somit flexibel nicht nur für in Betrieb befindliche Leistungsreaktoren in Deutschland, sondern auch für Kernkraftwerksstandorte im Ausland, u. a. mit neuartigen Reaktorkonzepten (SMR), und für unterschiedliche Radionuklidquellen an einem Standort nutzen.

3 Durchgeführte Arbeiten und Ergebnisse

Die nachfolgenden Abschnitte 3.1 bis 3.3 stellen zusammenfassend die zu den einzelnen Schwerpunkten des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1596 durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse dar. Eine detailliertere Darstellung findet sich in den zugehörigen Technischen Fachberichten /BER 24/, /OBE 24/ und /ERA 24/ sowie der Technischen Notiz /STR 24/.

3.1 Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors

Die Methodenentwicklung zur Durchführung einer PSA der Stufe 1 für Standorte mit mehreren SMR-Modulen erfolgte entsprechend den internationalen Vorgaben im IAEA Safety Guide SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/ und zusammen mit der Erstellung eines PSA-Modells in RiskSpectrum®. Der Fokus lag dabei insbesondere auf passiven Systemen mit Naturumlauf und Aspekten, die typisch für Mehrblock-Anlagen sind.

Die Arbeiten zur Entwicklung eines für Kernkraftwerksstandorte mit multi-modularen SMRs angepassten methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 folgten dabei einem schrittweisen Vorgehen. Diese Vorgehensweise und die dabei erzielten Ergebnisse sind nachfolgend kurz zusammengefasst dargestellt, Details finden sich in /BER 24/.

Stand von Wissenschaft und Technik zur PSA der Stufe 1 für Small Modular Reactors

Zunächst wurde der aktuelle Stand zum methodischen Vorgehen bei der Erstellung einer PSA für SMRs recherchiert. Diese Arbeiten bezogen sich neben Recherchen zu den internationalen Regelwerksanforderungen u. a. auf bisherige Arbeiten der GRS als eine wesentliche Grundlage für die nachfolgenden analytischen Arbeiten, u. a. auch zur Auswahl des zu analysierenden SMR und der Festlegung der für die probabilistischen Analysen zu treffenden Annahmen.

Das IAEA TECDOC-1785 /IAE 16/ beschreibt Ansätze und Maßnahmen des gestaffelten Sicherheitskonzeptes („defence in depth“) von wassergekühlten SMR-Designkonzepten zur Bewältigung extremer naturbedingter übergreifender Einwirkungen. Im TECDOC wird der Unfallablauf von Fukushima erläutert und darauf aufbauend Sicherheitsmerkmale für verschiedene SMR-Designs diskutiert und mögliche Gegenmaßnahmen her-

ausgearbeitet. Der Bericht der IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.19 /IAE 17/ stellt die Anforderungen an die Instrumentierung und Kontrollsysteme in SMRs dar. Beispielsweise sind im Reaktordruckbehälter (RDB) integrierte Druckhalter deutlich breiter als in bisherigen DWR, wodurch die Messung des Druckhalter-Füllstands eine empfindlichere Sensorik erfordert.

Ein Fokus der Recherche lag auf Arbeiten über die Zuverlässigkeit passiver Systeme mit Naturumlauf. Dabei wurden Parameter und Phänomene beschrieben, die Einfluss auf die Zuverlässigkeit passiver Systeme haben können /IAE 14/, /MAR 05/, /IAE 12/. Weiterhin wurden Methoden zur Durchführung einer Zuverlässigkeitsanalyse von passiven Systemen beschrieben. Hier ist insbesondere die „Reliability Method for Passive Systems“ (RMPS) /MUE 04/ zu erwähnen. Ein weiterer Fokus lag auf der Recherche von Arbeiten über PSA von Anlagen mit mehreren Reaktorblöcken gleichen Typs (Mehrblock-Anlagen).

Folgende Aspekte haben in Mehrblock-Anlagen eine besondere Relevanz für die PSA /NUS 20/, /HAG 21/: beschränkte Nutzbarkeit gemeinsam genutzter Systeme, wenn diese von mehreren Reaktorblöcken gleichzeitig angefordert werden, gemeinsam verursachte Ausfälle von Systemen oder Komponenten in unterschiedlichen Blöcken, auslösende Ereignisse, die mehrere bzw. alle Blöcke gleichzeitig betreffen (z. B. Ausfall der externen Stromversorgung), sowie reduzierte Personalverfügbarkeit (z. B. Werkfeuerwehr) für jeden Block bzw. erhöhte Anforderungen an das Betriebspersonal bei Ereignissen in mehreren Blöcken. Um diese Aspekte zu berücksichtigen, wird im TECDOC Nr. 110 der IAEA /IAE 21/ ein methodisches Vorgehen für PSA beschrieben.

Festlegung der Merkmale von Endzuständen und Risikomaße für eine PSA der Stufe 1 für Small Modular Reactors

Analog zu Gefährdungs- und Kernschadenzuständen bei konventionellen Leistungsreaktoren müssen auch bei SMRs die Merkmale von Endzuständen und Risikomaße für eine PSA der Stufe 1 festgelegt werden. Die festzulegenden Endzustände in einer PSA der Stufe 1 für einen SMR können sich von den herkömmlichen Endzuständen bezüglich der Kriterien für einen Schadenszustand in einer PSA der Stufe 1 eines Leistungsreaktors der zweiten bzw. dritten Generation (z. B. Überschreiten von 1.200 °C Hüllrohrtemperatur) unterscheiden. Diese werden analog zum Kern- bzw. Brennstabschadenzustand für Gen. II-Reaktoren definiert und legen damit die Risikomaße der PSA der Stufe 1 für einen SMR fest. Für diese Arbeiten wurden insbesondere die der GRS vorliegenden Informationen zur Kernzerstörung eines SMR herangezogen.

Als Ausgangspunkt für die PSA wurde die generische Referenzanlage im Detail beschrieben, des Weiteren wurde der Umfang der PSA festgelegt. Als Vorlage für die Referenzanlage wurde der NuScale VOYGR™ gewählt, da hierfür umfangreiche Informationen (siehe u. a. /NUS 20/) zur Verfügung standen. In den entsprechenden Unterlagen sind auch die passiven Systeme mit Naturumlauf (Reaktorkühlsystem, Nachzerfallswärmeabfuhrsystem, Notkühlsystem) dokumentiert. Das Vorgehen der PSA von NuScale entspricht dem Vorgehen für andere Generation III-Reaktoren und umfasst die Stufe 1 für alle anlageninternen auslösenden Ereignisse sowie die Einwirkungen von innen ‘anlageninterner Brand’, ‘Fall eines Reaktormoduls im Anlagenbetriebszustand (ABZ, Englisch: Plant Operational State, POS) POS03/05’ und ‘anlageninterne Überflutung’.

Aufbauend auf den Analysen für den Anlagentyp NuScale VOYGR™ /NUS 20/ wurden die folgenden Endzustände definiert:

- Sicherer Endzustand mit intaktem Kern (OK):
Die Temperatur der Hüllrohre bleibt stets unterhalb von 1.200 °C für 72 h bei gleichbleibender oder fallender Temperatur und einem Druck von weniger als 174 bar im Reaktorkühlsystem (RCS) sowie von weniger als 90 bar im Sicherheitsbehälter für 72 h. Eine geschlossene druckführende Umschließung ist für einen sicheren Endzustand nicht notwendigerweise erforderlich (z. B. ist die Durchdringung dieser Barriere im Fall einer Notkühlung dauerhaft gegeben). Ein intakter Sicherheitsbehälter allein ist auch kein Merkmal eines sicheren Endzustandes. Für einen sicheren Endzustand ist die Möglichkeit der Nachzerfallswärmeabfuhr erforderlich. Unterscheidungen des sicheren Endzustandes lassen sich durch die Angabe der vorherrschenden Maßnahme zur erfolgreichen Nachzerfallswärmeabfuhr unterscheiden.
- Kernschadenzustand:
Die Temperatur der Hüllrohre erreicht bzw. übersteigt 1.200 °C, Die Kernschadenzustände werden weiter unterschieden hinsichtlich des Zustands bzw. der Integrität weiterer Barrieren (im Zusammenhang mit dem auslösenden Ereignis oder den Maßnahmen der Störfallbeherrschung zur Verhinderung des Kernschadenzustandes):
 - Kernschaden (Sicherheitsbehälter intakt, Reaktorkühlsystem intakt):
Die Integrität des Sicherheitsbehälters wird innerhalb von 72 h nicht verletzt, d. h. der Sicherheitsbehälter wird vollständig isoliert, der Druck im Sicherheitsbehälter

bleibt unter dem Auslegungsdruck von 90 bar und das Reaktorkühlsystem wird druckentlastet;

- Kernschaden unter hohem Druck im RCS:
Die Integrität des Sicherheitsbehälters wird innerhalb 72 h nicht verletzt, das Reaktorkühlsystem ist nicht druckentlastet (Druck zwischen 128 bar und 145 bar). aber möglicherweise aufgrund hoher Kühlmittel- bzw. Dampftemperaturen gefährdet;
 - Kernschaden mit Sicherheitsbehälter-Bypass:
Ein Leck in einer nicht-absperrbaren Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt bereits vor (aufgrund eines entsprechenden auslösenden Ereignisses) und konnte nicht abgesperrt werden;
 - Kernschaden mit Leck am Sicherheitsbehälter:
Zusätzlich ist von einer Umgehung der druckführenden Umschließung durch geöffnete Reactor Ventilation Valves (RVVs) oder periodisch öffnende Reactor Safety Valves (RSVs) auszugehen;
 - Kernschaden mit Druckversagen des Sicherheitsbehälters:
Ein Versagen des Sicherheitsbehälters erfolgt aufgrund eines aufgeprägten Überdrucks von mehr als 90 bar (25 % oberhalb des Auslegungsdrucks /NUS 20a/). Zusätzlich ist von einer Umgehung der druckführenden Umschließung durch geöffnete RVVs oder periodisch öffnende RSVs auszugehen;
 - Kernschaden bei geöffnetem Sicherheitsbehälter:
Ein Schaden entsteht während dem Brennelementwechsel bei geöffnetem Sicherheitsbehälter.
- Ein möglicher Kernschadenzustand ergibt sich nach einem Hochdruckversagen des RCS: Die druckführende Umschließung des RCS versagt aufgrund zu hohen Drucks von über 174 bar, die weitere Kernkühlung kann nicht gewährleistet werden und die Integrität des Kerns ist gefährdet. Ein zusätzliches Versagen oder eine Umgehung des Sicherheitsbehälters kann nicht ausgeschlossen werden oder liegt aufgrund eines entsprechenden auslösenden Ereignisses bereits vor.

Ermittlung eines abdeckenden Spektrums zu untersuchender, auslösender (anlageninterner) Ereignisse für alle Betriebsphasen

Nach Festlegung der Anlagenbetriebszustände des Leistungs- und Nichtleistungsbetriebs sind die möglichen auslösenden Ereignisse innerhalb der jeweiligen Zustände zu bestimmen. Hierzu wurden Ergebnisse der vorangegangenen Literaturrecherche zum Stand von Wissenschaft und Technik, die technische Dokumentation und vorliegende deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen für den zu analysierenden SMR sowie, soweit zutreffend und anwendbar, die Fachbände zu PSA-Methoden und -Daten /FAK 05/, /FAK 05a/ und /FAK 16/ zum deutschen PSA-Leitfaden /BER 24/, ebenso wie weitere, internationale PSA-Richtlinien /ASM 09/, /NRC 12/, /NRC 14/, /NRC 15/ einschließlich theoretischer Betrachtungen zu grundsätzlich nicht auszuschließenden auslösenden Ereignissen innerhalb der jeweiligen Betriebszustände herangezogen. Dies beinhaltet zunächst noch nicht die Bewertung übergreifender Einwirkungen und der dadurch induzierten, auslösenden Ereignisse.

Danach wurde die Eintrittshäufigkeit der Ereignisse ermittelt. Auf Basis der vorliegenden Informationen über die auslösenden Ereignisse konnte eine Schätzung der Eintrittshäufigkeit vorgenommen werden. Anschließend werden die ermittelten Ereignisse (z. B. zu Transienten, Kühlmittelverluststörfällen) gruppiert. Entsprechend SSG-3, Rev. 1 /IAE 24/ wurde zunächst ein abdeckendes Spektrum anlageninterner auslösender Ereignisse für alle Anlagenbetriebszustände erstellt. Dazu wurden die auslösenden Ereignisse aus /NUS 20/ mit den in /FAK 05/ und /FAK 16/ aufgeführten auslösenden Ereignissen verglichen. Es stellte sich heraus, dass entsprechend dem deutschen Vorgehen sechs anlageninterne auslösende Ereignisse zusätzlich zu den von NuScale modellierten zu betrachten waren. Auf diese Weise wurden insgesamt zehn Transienten bzw. Reaktivitätsstörfälle, sechs Kühlmittelverluststörfälle, und zwei zusätzliche Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb sowie sechs auslösende Ereignisse infolge anlageninterner Brände und Überflutungen identifiziert. Als Basis für die Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse für die generische Anlage wurden Informationen aus /ALR 22/, /LIN 01/ und /NUS 20/ genutzt.

Durchführung von Ereignisablaufanalysen und Ermittlung von Mindestwirksamkeiten für die benötigten Systemfunktionen und ggf. der Zeitbudgets für Handmaßnahmen zur Ereignisbeherrschung

Für auslösende Ereignisse bzw. Ereignisgruppen mit möglicherweise wichtigen Beiträgen zu den Risikomaßen einer PSA der Stufe 1 für den ausgewählten SMR vom Typ

NuScale erfolgte eine detaillierte, probabilistische Modellierung auf der Grundlage von PSA-relevanten Informationen aus der Anlagendokumentation /NUS 20/, /NUS 20a/.

Ausgehend vom auslösenden Ereignis im jeweiligen Betriebszustand wurden in der Ereignisablaufanalyse diejenigen Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme ermittelt, die zur Beherrschung des Ereignisablaufs vorgesehen sind oder angefordert werden. Außerdem wurden die Mindestwirksamkeiten für die benötigten Systemfunktionen definiert. Die für die Referenzanlage relevanten Systemfunktionen und deren Mindestwirksamkeiten wurden auf Basis von Anlageninformationen aus /NUS 20/ und /NUS 20a/ diskutiert und beschrieben. Insgesamt sind 17 unterschiedliche Systemfunktionen in den Ereignisabläufen relevant.

Anschließend wurden die Ereignisabläufe der oben identifizierten auslösenden Ereignisse mit den Systemfunktionen beschrieben und im PSA-Anlagenmodell mit RiskSpectrum® modelliert. Dazu wurden 18 Ereignisbäume für die auslösenden Ereignisse und 20 weiterführende Ereignisbäume, unter anderem für die Mehrblock-PSA für zwölf SMR-Reaktormodule erstellt. In den Ereignisabläufen der PSA für mehrere Module wurden jeweils bis zu vier gleichzeitig betroffene Reaktormodule modelliert und die Ergebnisse über analytische Betrachtungen auf alle zwölf Module übertragen. Beispielsweise steht das „Containment Flooding and Drainage System“ nur für zwei Module gleichzeitig zur Verfügung und ist daher beim dritten und vierten betroffenen Modul als nicht verfügbar anzunehmen. Die Fallunterscheidungen zwischen einem, zwei, drei oder vier betroffenen Modulen erhöhen die Komplexität der Ereignisbäume deutlich (siehe Abb. 3.1), entsprechende Modellierungsansätze waren in bisherigen PSA-Modellen für herkömmliche Anlagen nicht notwendig.

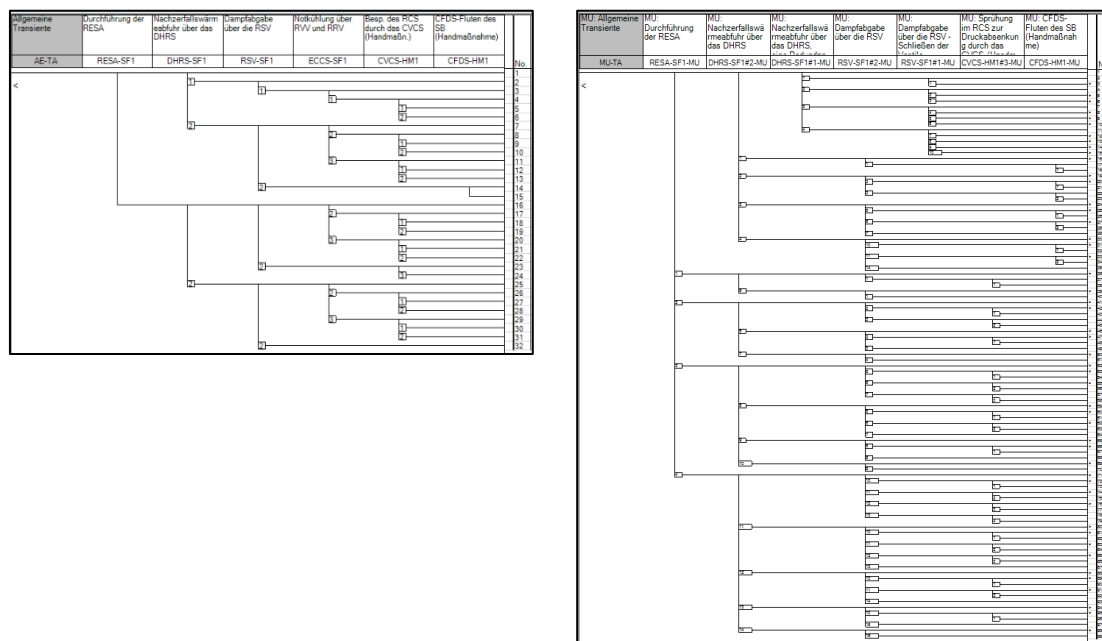


Abb. 3.1 Ereignisbäume aus dem SMR PSA-Modell für die allgemeine Transiente: links für die PSA mit einem Modul (32 Sequenzen), rechts für die PSA mit vier Modulen (99 Sequenzen)

Durchführung von System- und Fehlerbaumanalysen zur Erstellung eines probabilistischen Anlagenmodells

Die Fehlerbaumanalyse ermöglicht die Darstellung der Struktur komplexer technischer Systeme mit dem Ziel, alle möglichen Ausfallkombinationen von Funktionselementen zu identifizieren, die zu einem unerwünschten Ereignis, wie dem Ausfall einer Systemfunktion, führen können. Den in den Fehlerbäumen modellierten Funktionselementen werden generische Zuverlässigkeitskenngrößen zugeordnet. Für die Bewertung von Handmaßnahmen sind die zur Verfügung stehenden Unterlagen zu Betriebs- und Notfallprozeduren zu nutzen.

Für die erforderlichen Systemfunktionen wurden dieser Vorgehensweise folgend die entsprechenden System- und Fehlerbaumanalysen durchgeführt. Die Systeminformationen wurden den Berichten von NuScale entnommen. Der Ausfall von passiven Systemen mit Naturumlauf (Kategorie D nach IAEA 91/) hängt zum einen vom Ausfall der relevanten Komponenten (z. B. Öffnen der RVVs im Notkühlsystem ECCS), als auch von der Funktion des Naturumlaufs ab. Um die Ausfallwahrscheinlichkeit des Naturumlaufs eines Sys-

tems unter Anwendung der RMPS /MUE 04/ zu bestimmen, musste zunächst das System in einem thermohydraulischen Modell modelliert werden.

Anschließend wurden entsprechend den jeweiligen Randbedingungen Analysen durchgeführt, siehe Abb. 3.2. Da die Randbedingungen von zahlreichen unsicheren Eingangsparametern abhängen und die erwarteten Ausfallwahrscheinlichkeiten sehr gering sind, sind eine Vielzahl an Berechnungen bzw. effizientere Herangehensweisen notwendig. Der dafür notwendige Aufwand war im Rahmen des Vorhaben RS1596 nicht zu leisten, daher wurden die vorhandenen Ausfallwahrscheinlichkeiten der Naturumläufe aus der Literatur von NuScale übernommen. Weitere eigenständige Analysen sowie die Entwicklung effizienterer Herangehensweisen werden seitens der GRS bereits in aktuellen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben durchgeführt oder sind geplant. Zusammenfassend wurden alle relevanten Systeme und die Systemfunktionen in Fehlerbäumen des PSA-Modells modelliert und mit den Ereignisbäumen verknüpft.

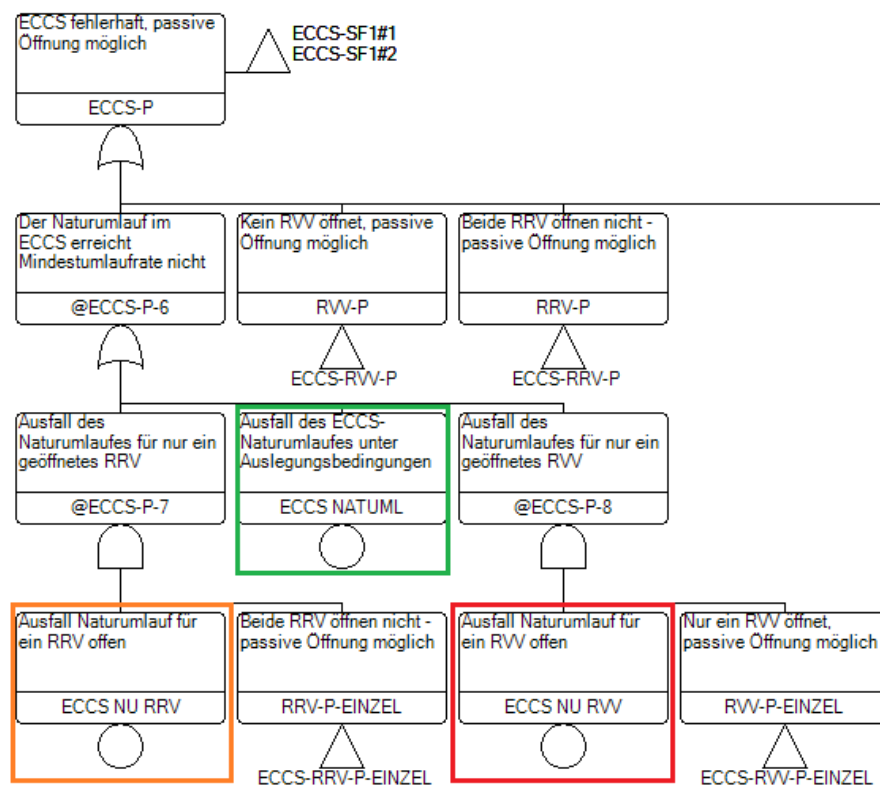


Abb. 3.2 Fehlerbaum im SMR PSA-Modell für das Notkühlsystem ECCS; der Ausfall des Naturumlaufes hängt vom Zustand der Ventile (RRVs, RVVs) ab und ist für drei Randbedingungen mit unterschiedlichen Wahrscheinlichkeiten (grün, orange, rot) zu implementieren

Quantifizierung des Anlagenmodells, Durchführung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen und Diskussion der Ergebnisse

Mit den Ergebnissen der quantitativen Auswertung der Fehlerbäume kann die Häufigkeit von Schadenszuständen der Stufe 1 der PSA angegeben werden. Dabei kann nach der Art der Brennelementschadenszustände, dem auslösenden Ereignis und den wesentlichen Beiträgen, die zum Schadenszustand führen, unterschieden werden. Mit Hilfe dieser Ergebnisse kann das sicherheitstechnische Niveau der Anlage beurteilt und etwaige relative Schwachstellen identifiziert werden.

Im letzten Schritt erfolgten die Quantifizierung und Auswertung des PSA-Modells für ein Reaktormodell des SMR. Für die Quantifizierung wurden die erforderlichen Zuverlässigkeitskenngrößen unterschiedlichen Quellen /FAK 16/, /NUS 20/, /VGB 12/ entnommen und in das PSA-Modell integriert. Die anschließende Auswertung zeigte (siehe Abb. 3.3), dass die auslösenden Ereignisse 'Fall eines Moduls im POS 3&5', 'Funktionales Versagen des Naturumlaufs', 'Ausfall der externen Stromversorgung und Brand', 'durch Brand verursachte fehlerhafte Aktivierung des Notkühlsystems', sowie 'Ausfall der externen Stromversorgung' die größten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit (CDF) liefern. Die Beiträge resultieren teilweise aus den pessimistischen Annahmen, die mit Hilfe bereits geplanter, weiterführender Arbeiten präzisiert werden können. Insbesondere betrifft dies die Eintrittshäufigkeit für das funktionale Versagen des Naturumlaufs im Reaktorkühlsystem, mögliche Maßnahmen nach einem Modulabsturz und die Kreditierung von Brandbekämpfungsmaßnahmen. Durch eine Verringerung der Konservativität könnte sich die Kernschadenshäufigkeit wesentlich ändern, wodurch eine Reduzierung von bis zu zwei Größenordnungen denkbar ist.

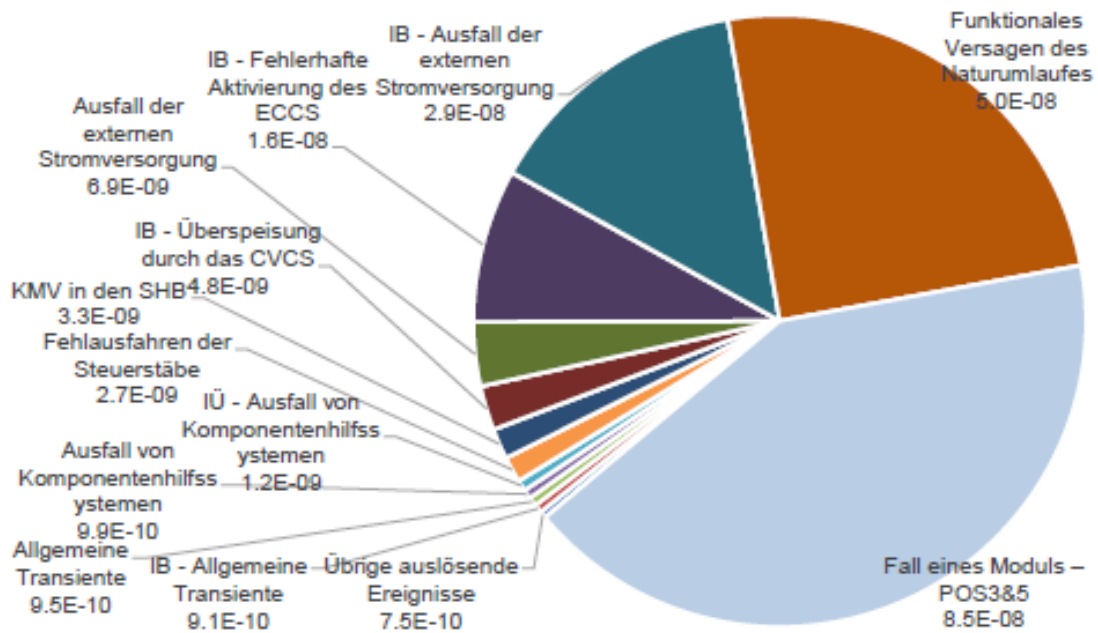


Abb. 3.3 Anteile der auslösenden Ereignisse an der Kernschadenshäufigkeit im PSA-Modell für ein SMR-Reaktormodul

Des Weiteren erfolgten die Quantifizierung und Auswertung des PSA-Modells für mehrere identische SMR-Reaktormodule. Für die Quantifizierung der Ausfälle von Ventilen oder Pumpen aus gemeinsamer Ursache (GVA) in mehreren Modulen wurden die Wahrscheinlichkeiten für GVA in einem Modul zu Komponentengruppen in mehreren Modulen übertragen. Dafür wurden in einem ersten Ansatz die Daten der GRS aus der Betriebserfahrung deutscher Anlagen genutzt. Die Auswertung des PSA-Modells für mehrere Module zeigte im Vergleich zu nur einem Modul eine qualitativ ähnliche Verteilung der Beiträge mit einem deutlich größeren Anteil durch die durch 'Brand ausgelöste allgemeine Transiente', siehe Abb. 3.4.

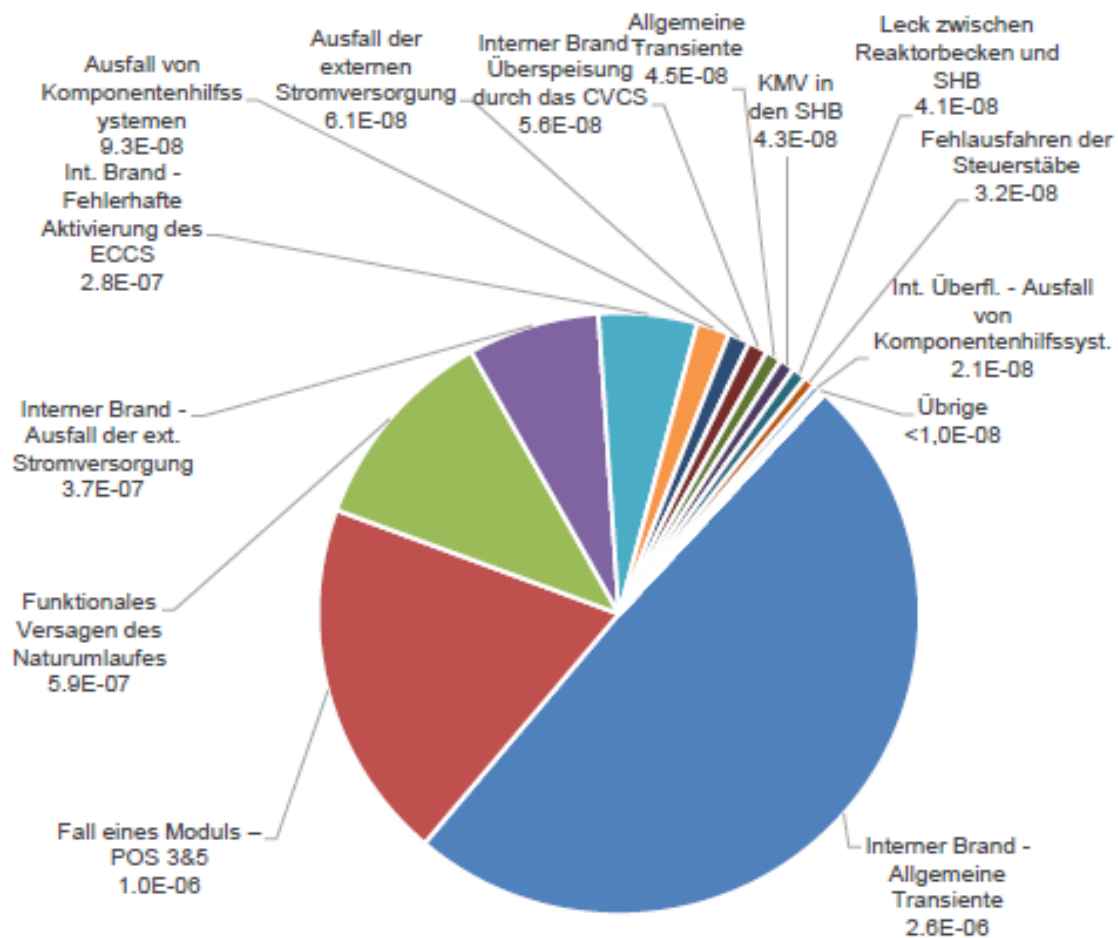


Abb. 3.4 Anteile der auslösenden Ereignisse an der Kernschadenshäufigkeit im PSA-Modell für zwölf SMR-Reaktormodule

Der Beitrag dieses auslösenden Ereignisses wird hauptsächlich durch einen Minimalschnitt verursacht, bei dem der Brand beide Redundanzen des Systems zur automatischen Auslösung von Sicherheitsfunktionen (Englisch: Engineered Safety Features Actuation System, ESFAS) für sechs Reaktormodule außer Kraft setzt. Für diese Sequenz wird im PSA-Modell unterstellt, dass die Betriebsmannschaft überfordert ist, da alle Maßnahmen zur Unfallbeherrschung in allen sechs Modulen per Hand durchgeführt werden müssen und – konservativ betrachtet – Fehler in der Durchführung der Notfallmaßnahmen zu unterstellen sind. Die weiteren Minimalschnitte sind ähnlich zum PSA-Ergebnis für nur ein Reaktormodul, wobei die Kernschadenshäufigkeiten der Minimalschnitte für einen Kernschaden in einem Modul um einen Faktor 12 größer sind, da zwölf Reaktormodule am Standort betrachtet werden.

Die Methodik und vorläufige Ergebnisse bzgl. der PSA-Erweiterung auf mehrere SMR-Reaktormodule wurden bei der 34th European Conference on Safety and Reliability

(ESREL 2024) /OBE 24a/ und der IAEA-Konferenz „International Conference on Small Modular Reactors and their Application“ /OBE 24b/ vorgestellt und diskutiert.

3.2 Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort

Die Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro beinhaltet die Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort, die Aktualisierung der Software auf die Python-Version 3.11 und die Befähigung zur Prognose möglicher Quellterme einer Referenzanlage vom Typ EPR im Leistungsbetrieb.

3.2.1 Bestimmung der Radionuklidinventare als Basis eines generischen Quellterms für einen Kernkraftwerksstandort

Die unterschiedlichen Anlagen und Anlagenteile an einem Kernkraftwerksstandort befinden sich teilweise in unterschiedlichen Gebäuden. Die Gebäude bilden einen gewissen Schutz vor externen Einwirkungen, weshalb der Anlagenstandort zunächst in typischerweise benötigte Gebäude unterteilt wird. An einem Kernkraftwerksstandort in Deutschland befinden sich meist folgende technische Gebäude, die Radionuklidquellen beinhalten können:

- die verschiedenen Reaktorgebäude bzw. Kernkraftwerksblöcke (mit Sicherheitsbehälter (auch als Containment bezeichnet), Reaktordruckbehälter (RDB) und Brennelementlagerbecken),
- das Hilfsanlagengebäude (nur bei DWR),
- das Standortzwischenlager bzw. das Brennelemente-Zwischenlager sowie
- das nukleare Abfalllager bzw. das Zwischenlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle.

Aufgrund der unterschiedlichen Berücksichtigung von DWR- und SWR-Anlagen in FaSTPro, kann auch bei einem generischen Standort zwischen diesen beiden Anlagentypen unterschieden werden. Die Reaktorblöcke beim DWR werden in FaSTPro durch das Modell eines generischen Konvois im Leistungs- oder Nichtleistungsbetrieb beschrieben, dass auch eine Implementierung für übergreifende Einwirkungen beinhaltet.

Darüber hinaus gibt in FaSTPro Modelle für das Brennelementlagerbecken für DWR und für SWR.

Eine weitere Radionuklidquelle am DWR-Standort ist das Hilfsanlagengebäude, das ähnliche Funktionen hat wie das Reaktorgebäude am SWR-Standort. Die für die Quelltermprognose relevanten Radionuklide sind in der Inventarliste zum DWR-Hilfsanlagengebäude und SWR-Reaktorgebäude in Tab. 3.1 angegeben. Die Inventare gehen auf /HEI 12/ zurück.

Tab. 3.1 Inventare des DWR-Hilfsanlagengebäudes und des SWR-Reaktorgebäudes ohne Brennelementlagerbecken, aus /OBE 24/

Gruppe	Nuklide	Inventar eines DWR-Hilfsanlagengebäudes	Inventar eines SWR-Reaktorgebäudes
Edelgase	Kr-88	2,0 E+08 Bq	4,6 E+10 Bq
	Xe-133	3,5 E+10 Bq	5,8 E+11 Bq
	Xe-135	4,3 E+09 Bq	2,1 E+10 Bq
Jod	I-131	1,3 E+09 Bq	1,4 E+13 Bq
Schwebstoffe	Sr-90	1,6 E+11 Bq	1,2 E+11 Bq
	Zr-95	7,5 E+09 Bq	–
	Cs-134	1,0 E+12 Bq	7,4 E+11 Bq
	Cs-137	1,3 E+13 Bq	1,7 E+13 Bq
	Pu-241	6,5 E+10 Bq	–
Korrosionsprodukte, Metalle, Aktivierung von Strukturmaterialien	Co-60	3,8 E+13 Bq	1,8 E+13 Bq

Für die Standortzwischenlager gibt es grundsätzlich in Deutschland drei verschiedene Konzepte. Aufgrund der besonders sicher ausgeführten Brennelementlagerbehälter in den Standortzwischenlagern und den passiven Schutzeinrichtungen für den Fall eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes reicht es aus, in der Inventaranalyse die Inventare einzelner Behälter zu bestimmen. Die Gesamtzahl der Behälter in den Standortzwischenlagern und das Gesamtinventar über alle gelagerten Brennelementbehälter ist für die Quelltermprognose von geringer Bedeutung. Das Behälterinventar von 19 eingeschlossenen Brennelementen ist in Tab. 3.2 angegeben.

Tab. 3.2 Aktivitätszusammensetzung eines Brennelementbehälters nach einer Lagerdauer der Brennstäbe von drei Jahren /SCH 00/

Gruppe	Radionuklid	Aktivität [Bq]
Spaltprodukte	Sr-90	2,8 E+16
	Ru-106	2,9 E+16
	Cs-134	3,7 E+16
	Cs-137	3,9 E+16
	Ba-137m	3,8 E+16
	Ce-144	3,2 E+16
Kernbrennstoff	U-238	1,2 E+11
Transurane	Pu-238	1,1 E+15
	Pu-239	1,2 E+14
	Pu-241	3,6 E+16
	Am-241	2,2 E+14
	Cm-244	9,7 E+14

Weiteres radioaktives Material lagert im nuklearen Abfalllager am Kernkraftwerkstandort. Die Stoffe in den unterschiedlichen Abfallgebinden (AG) lassen sich in folgende Kategorien unterteilen /HEI 12/:

- AG 1: Ionentauscherharze, Kugelharze und Filterkerzeneinsätze (DWR: 0,4 m³/Jahr, SWR: 1,4 m³/Jahr; 1 bzw. 4 Betonbehälter),
- AG 2: Verdampferkonzentrate (DWR: 1,8 m³/Jahr, SWR: 2 m³/Jahr; 5 Betonbehälter),
- AG 3: Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Filterschlämme (DWR: 0,2 m³/Jahr, SWR: 0,4 m³/Jahr; 1 Betonbehälter),
- AG 4: Kernbauteile, RDB-Einbauten und andere (kernnahe) feste Abfälle mit hoher Dosisleistung (DWR: 2 m³/Jahr, SWR: 6 m³/Jahr; 5 bzw. 15 Betonbehälter),
- AG 5 und 6: Sonstige Abfälle (DWR: 20 m³/Jahr, SWR: 30 m³/Jahr; 4 bzw. 5 typische Stahlblechcontainer).

Die Abfälle verteilen sich auf Stahlblechcontainer, Beton- und Gussbehälter. Die durchschnittlichen Inventare sind in Tab. 3.3 angegeben. Die möglichen Einwirkungen auf das Abfalllager betreffen nur Teile des Lagers, weshalb keine Bestimmung des Gesamtinventars des Abfalllagers nötig ist. Darüber hinaus ist keine Unterscheidung zwischen DWR- und SWR-Abfalllager notwendig, da sich die jeweiligen Inventare nicht wesentlich unterscheiden.

Tab. 3.3 Inventare der unterschiedlichen Behälter in einem Abfalllager am Kernkraftwerkstandort /HEI 12/

Nuklid	Behälter und Abfallgruppe – Nuklidinventar [Bq]								
	Stahlblech- container (6 m³) AG 5+6	Betonbehälter (0,4 m³)				Gussbehälter (0,5 m³)			
		AG 1	AG 2	AG 3	AG 4	AG 1	AG 2	AG 3	AG 4
Co-60	3,0 E+10	2,5 E+11	3,3 E+11	3,3 E+11	3,5 E+11	5,0 E+13	5,0 E+13	5,0 E+13	5,0 E+13
Sr-89	–	2,1 E+08	1,6 E+07	1,6 E+07	–	2,5 E+09	2,5 E+09	4,3 E+10	-
Sr-90	8,7 E+05	2,1 E+09	1,6 E+08	1,6 E+08	1,0 E+07	2,5 E+10	2,5 E+10	4,3 E+11	1,5 E+09
I-129	8,7 E+00	7,1 E+04	1,6 E+05	1,6 E+05	1,0 E+02	2,5 E+07	2,5 E+07	1,4 E+07	1,5 E+04
Cs-134	4,5 E+07	2,5 E+10	1,6 E+09	1,6 E+09	5,1 E+08	2,5 E+11	2,5 E+11	5,0 E+12	7,5 E+10
Cs-137	1,1 E+09	1,8 E+11	2,4 E+10	2,4 E+10	1,2 E+10	3,8 E+12	3,8 E+12	3,6 E+13	1,8 E+12
U-234	3,6 E+05	5,0 E+04	3,3 E+05	3,3 E+05	4,1 E+06	5,0 E+07	5,0 E+07	1,0 E+07	6,0 E+08
U-235	3,6 E+04	5,0 E+04	3,3 E+05	3,3 E+05	4,1 E+05	5,0 E+07	5,0 E+07	1,0 E+07	6,0 E+07
U-238	8,7 E+03	5,0 E+04	3,3 E+05	3,3 E+05	1,0 E+05	5,0 E+07	5,0 E+07	1,0 E+07	1,5 E+07
Pu-238	4,5 E+05	5,0 E+06	1,6 E+07	1,6 E+07	5,1 E+06	2,5 E+09	2,5 E+09	1,0 E+09	7,5 E+08
Pu-239	3,6 E+05	5,0 E+06	1,6 E+07	1,6 E+07	4,1 E+06	2,5 E+09	2,5 E+09	1,0 E+09	6,0 E+08
Pu-240	3,0 E+05	5,0 E+06	1,6 E+07	1,6 E+07	3,6 E+06	2,5 E+09	2,5 E+09	1,0 E+09	5,0 E+08
Pu-241	7,5 E+07	5,0 E+08	3,3 E+09	3,3 E+09	8,8 E+08	5,0 E+11	5,0 E+11	1,0 E+11	1,3 E+11
Am-241	4,5 E+05	5,0 E+06	9,8 E+06	9,8 E+06	5,1 E+06	1,5 E+09	1,5 E+09	1,0 E+09	7,5 E+08
Cm-242	3,0 E+05	2,8 E+05	6,5 E+05	6,5 E+05	3,6 E+06	1,0 E+08	1,0 E+08	5,5 E+07	5,0 E+08
Cm-244	2,6 E+05	5,0 E+06	3,3 E+06	3,3 E+06	3,1 E+06	5,0 E+08	5,0 E+08	1,0 E+09	4,4 E+08

Die auslösenden Ereignisse bzw. Einwirkungen von außen, die mögliche Freisetzungen aus den betrachteten Gebäuden zur Folge haben können, sind in Tab. 3.4 aufgelistet.

Tab. 3.4 Berücksichtigte auslösende Ereignisse bzw. Einwirkungen von außen

Auslösendes Ereignis	Betrachtet für
Unfallbedingter Flugzeugabsturz	DWR-Hilfsanlagengebäude, SWR-Reaktorgebäude, Brennelementzwischenlager, Abfalllager
Extreme Gebäudelasten	DWR-Hilfsanlagengebäude, SWR-Reaktorgebäude, Abfalllager
Explosionsdruckwelle	DWR-Hilfsanlagengebäude, SWR-Reaktorgebäude, Abfalllager
Erdbeben	DWR-Hilfsanlagengebäude, SWR-Reaktorgebäude, Abfalllager
Gebäudeeinsturz	DWR-Hilfsanlagengebäude, SWR-Reaktorgebäude, Abfalllager
Länger andauerndes Hochwasser	Abfalllager

Der Aufbau der BBNs für die einzelnen Gebäude kann am Beispiel des Hilfsanlagengebäudes erläutert werden, siehe Abb. 3.5. Die grauen Knoten auf der linken Seite stellen die Eingangsknoten für die Eingabe durch den Benutzer dar. Anhand der eingegebenen Informationen zum Gebäudezustand und möglichen ergänzenden Informationen werden Wahrscheinlichkeiten für die Beobachtungen, ob ein auslegungsüberschreitendes Erdbeben, ein Gebäudeeinsturz oder eine Außenwanddurchdringung vorliegt, bestimmt. Daraus berechnet sich die Wahrscheinlichkeitsverteilung für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien und die Verteilung der auslösenden Ereignisse. Als Freisetzungskategorien werden 'Gebäudeeinsturz', 'Flugzeugabsturz' und 'Flugzeugabsturz mit Brand' unterschieden. Ähnliche Netzwerke ergeben sich für die anderen untersuchten Gebäude.

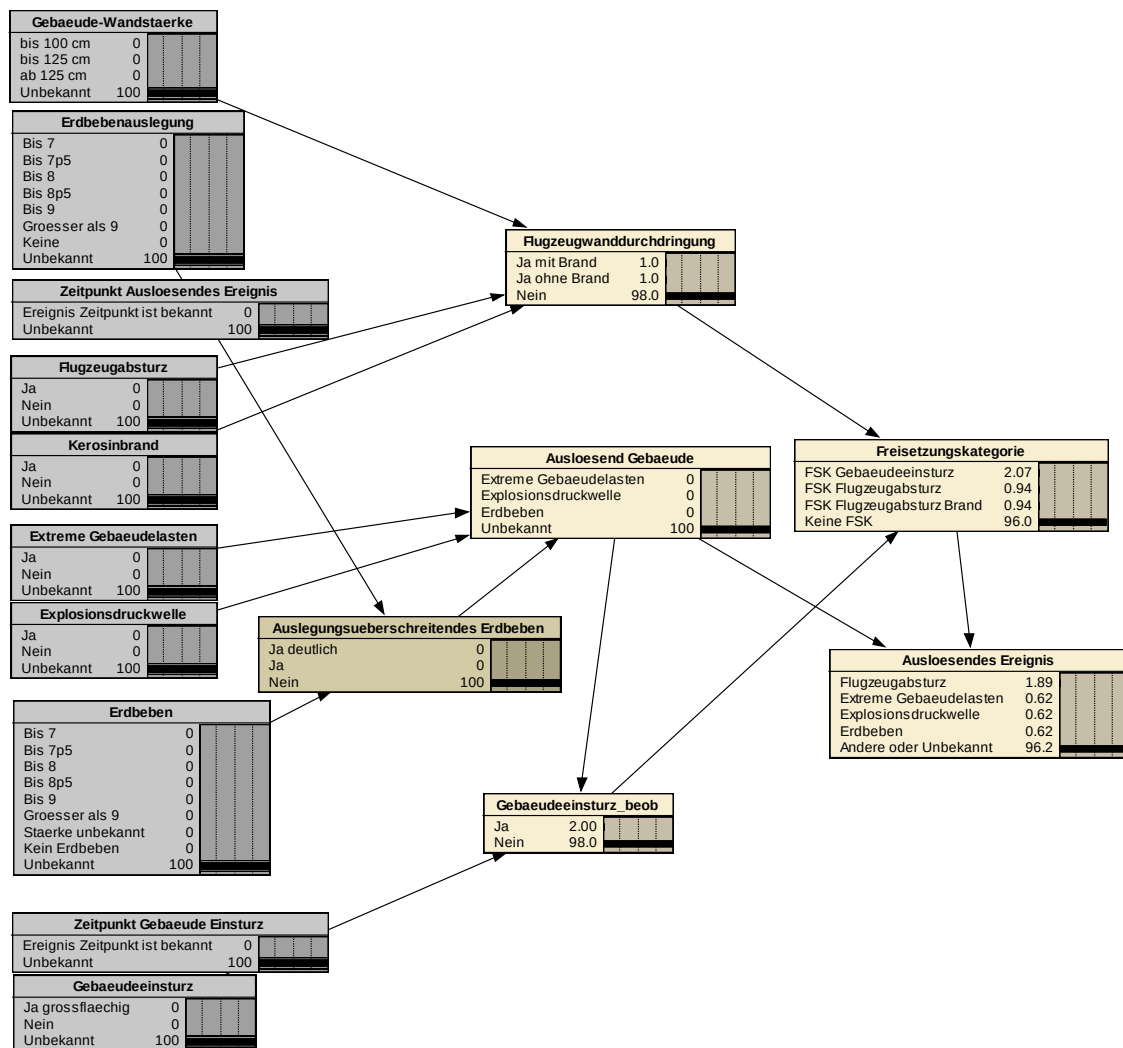


Abb. 3.5 BBN für das Hilfsanlagengebäude, aus /OBE 24/

Der Freisetzungsverlauf ergibt sich aus der Überarbeitung des deterministischen Teils von FaSTPro. Für die Freisetzungen aus den betroffenen Gebäuden werden maximal drei Zeitphasen unterschieden:

1. Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zur ersten Freisetzung.
2. Erste Freisetzung, hiermit ist die direkte Freisetzung durch die Einwirkung gemeint.
3. Verzögerte Freisetzung während eines Kerosinbrandes oder durch Luftbewegungen der freigelegten Radionuklide in der Folgezeit der Einwirkung.

Die erste Phase wird als kurz angenommen, kann aber durch eine Nutzereingabe verzögert werden – so kann beispielsweise ein verzögerter Gebäudeeinsturz nach einem auslegungsüberschreitenden Erdbeben analysiert werden. Darüber hinaus ist die erste

Freisetzungsphase ohne eine Nutzereingabe nur wenige Minuten lang und folgt damit im Wesentlichen der schnellen Dynamik der Ereignisse, beispielsweise des Gebäudeeinsturzes. Es wird angenommen, dass die Hälfte des betroffenen Inventars in dieser Phase freigesetzt wird.

In der zweiten Freisetzungsphase kommt es bei einem Brand innerhalb von 30 Minuten zur restlichen Freisetzung des betroffenen Inventars oder, falls kein Brand entsteht, durch Luftaustausch je nach Gebäude mit einer Dauer zwischen 5 und 15 Stunden. Eine Ausnahme von dem beschriebenen Freisetzungsverlauf bildet die Überflutung des Abfalllagers. In diesem Fall kommt es nur zu einer Freisetzungsphase nach zehn Tagen, wenn der Wasserabfluss nach /HEI 12/ angenommen wird. Die Menge der freigesetzten Radionuklide hängt für das nukleare Abfalllager von der Zahl der betroffenen Behälter ab. Eine generische Abschätzung findet sich in /ERA 24/.

Basierend auf dem oben genannten Inventar in Tab. 3.3 ergeben sich damit die Freisetzungsmengen der Quellterme entsprechend Tab. 3.5. Für den Gebäudeeinsturz des DWR-Hilfsanlagegebäudes und des SWR-Reaktorgebäudes wird das gesamte Inventar dieser Gebäude als Freisetzungsmenge angesetzt. Im Standortzwischenlager ist fast ausschließlich nur von einem sehr geringen Bruchteil des Inventars eines Behälters als Freisetzungsmenge auszugehen, genauere Angaben finden sich in /OBE 24/.

Tab. 3.5 Quellterm für das Abfalllager nach Ereignisanalyse in /ERA 24/

Nuklid	Quellterme – Radioaktivität [Bq]			
	Thermische Einwirkung	Punktförmige mechanische Einwirkung	Großflächige mechanische Einwirkung	Langandauernde Überflutung
Mn-54	5,7 E+10	3,1 E+09	5,2 E+08	3,9 E+08
Co-58	2,2 E+10	1,2 E+09	2,0 E+08	1,4 E+08
Co-60	7,7 E+12	4,2 E+11	7,0 E+10	4,9 E+10
Sr-90	2,2 E+08	1,2 E+07	2,0 E+06	1,6 E+06
Nb-95	3,5 E+11	1,9 E+10	3,2 E+09	2,4 E+09
Zr-95	1,4 E+11	7,4 E+09	1,2 E+09	8,8 E+08
Tc-99	1,0 E+08	5,5 E+06	9,2 E+05	7,1 E+05
Ag-110m	9,0 E+10	4,9 E+09	8,2 E+08	6,4 E+08
I-129	2,2 E+03	1,2 E+02	2,0 E+01	1,6 E+01
Cs-134	1,1 E+10	6,1 E+08	1,0 E+08	8,1 E+07

Nuklid	Quellterme – Radioaktivität [Bq]			
	Thermische Einwirkung	Punktförmige mechanische Einwirkung	Großflächige mechanische Einwirkung	Langandauernde Überflutung
Cs-137	2,6 E+11	1,4 E+10	2,4 E+09	2,0 E+09
U-234	9,0 E+07	4,9 E+06	8,2 E+05	6,5 E+05
U-235	9,0 E+06	4,9 E+05	8,2 E+04	6,5 E+04
U-238	2,2 E+06	1,2 E+05	2,0 E+04	1,6 E+04
Pu-238	1,1 E+08	6,1 E+06	1,0 E+06	8,2 E+05
Pu-239	9,0 E+07	4,9 E+06	8,2 E+05	6,5 E+05
Pu-240	7,9 E+07	4,3 E+06	7,2 E+05	5,4 E+05
Pu-241	1,9 E+10	1,1 E+09	1,8 E+08	1,4 E+08
Am-241	1,1 E+08	6,1 E+06	1,0 E+06	8,2 E+05
Cm-242	7,9 E+07	4,3 E+06	7,2 E+05	5,2 E+05
Cm-244	6,8 E+07	3,7 E+06	6,2 E+05	4,7 E+05

FaSTPro ist in der Programmiersprache Python geschrieben und nutzt einige der optionalen Codepakete von Python für die Darstellung der Nutzeroberfläche. Aufgrund des ausgelaufenen Supports für die Python-Version 2 musste FaSTPro auf die aktuellere Version 3.11 aktualisiert werden. Im Rahmen der Umstellung auf diese Python-Version wurde entschieden, FaSTPro in das Framework von ATLASneo einzubinden. ATLASneo ist eine GRS-Software zur grafischen Darstellung der Ergebnisse von thermohydraulischen Stör- und Unfallsimulationen. ATLASneo bietet einige Grundfunktionalitäten, z. B. die Oberfläche, den Umgang mit Umgebungsvariablen, eine Eingabekonsolle, eine Sessionverwaltung, Möglichkeiten zur grafischen Darstellung und vieles mehr, wovon FaSTPro deutlich profitieren kann.

Für die gleichzeitige Auswertung der Quellterme mehrerer Radionuklidquellen am Standort bietet das ATLASneo-Framework die Möglichkeit der gleichzeitigen Bearbeitung mehrerer Sessions zur Bestimmung eines Gesamtquellterms für den Standort. Darüber hinaus ist ATLASneo in Python 2 und Python 3.11 lauffähig, was die Umstellung erleichterte.

ATLASneo wird u. a. im aktuellen Forschungsvorhaben UMRS1605 GRAMOVIS-II weiterentwickelt, wovon die neue Version von FaSTPro bzgl. der von ATLASneo bereitgestellten Grundfunktionalitäten profitiert. Die Umstellung auf die neue Programmversion

wurde erfolgreich durchgeführt und getestet. Abb. 3.6 zeigt einen Screenshot der aktualisierten FaSTPro-Version.

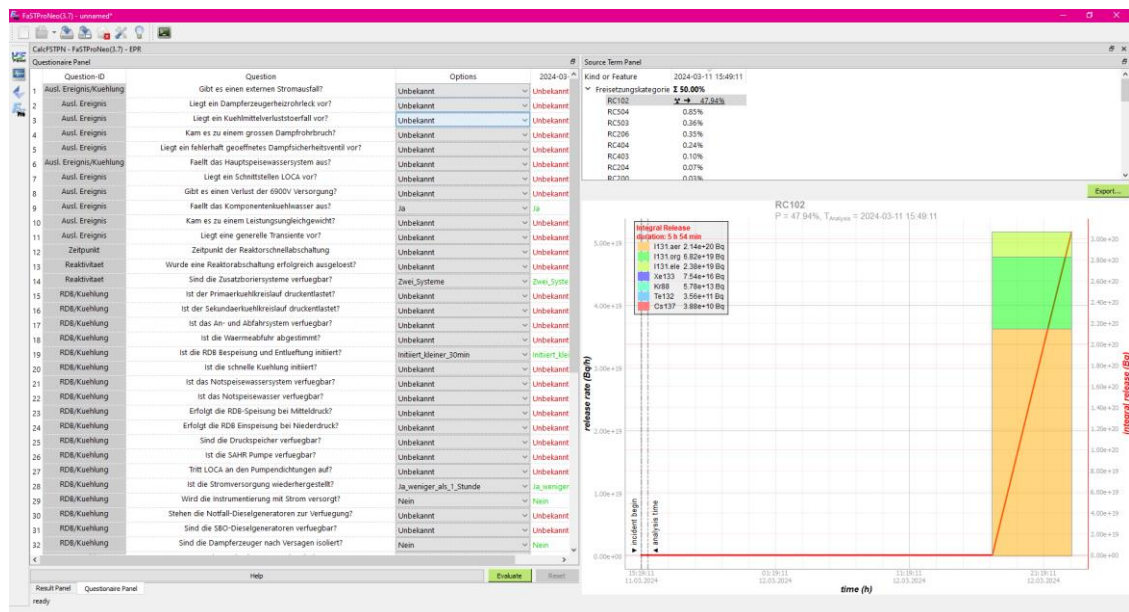


Abb. 3.6 Screenshot von FaSTPro auf der Grundlage von ATLASneo, aus /OBE 24/

3.2.2 FaSTPro zur Quelltermprognose für ausländische Druckwasserreaktoren neuer Bauart

Die Weiterentwicklungen des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro für ausländische Druckwasserreaktoren neuer Bauart erfolgte erneut in verschiedenen Arbeitsschritten, die nachfolgend dargestellt sind.

Recherchen zur Entwicklung der Software unter Berücksichtigung verfügbarer Anlagendaten

Als Druckwasserreaktoren neuer Bauart wurden in diesem Vorhaben Kernkraftwerke mit Core Catcher und einer Kühlfähigkeit des Sicherheitsbehälters, insbesondere durch ein vorhandenes Sprühsystem mit Kühlfunktion und autokatalytische Rekombinatoren zur dauerhaften Gewährleistung der Sicherheitsbehälterintegration im Unfallverlauf, verstanden. Zu den Druckwasserreaktoren neuer Bauart zählen damit der EPR (in Großbritannien, Frankreich, Finnland und China), der WWER-1000/428 mit vier Reaktorblöcken in Tianwan (China) und der WWER-1200 (mehrere Reaktorblöcke im Bau, u. a. in Ungarn und in der Türkei, fertige Blöcke in Weißrussland, Russland und China). Die besten öffentlich zugänglichen Informationen zu Druckwasserreaktoren neuer Bauart liegen für

den EPR vor, dies sind die Genehmigungsunterlagen für die beiden EPR am Standort Hinkley Point C in Großbritannien /ARE 12/ und die Unterlagen für den US EPR in den USA /NRC 13/.

Erstellung einer nicht anlagenspezifischen, generischen Version des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro für eine Referenzanlage des Reaktortyps EPR für den Leistungsbetrieb

Die Erstellung einer Version von FaSTPro für einen EPR umfasst einen probabilistischen und einen deterministischen Teil des Werkzeugs.

Das BBN des probabilistischen Teils von FaSTPro besteht aus Knoten, die entsprechend den verschiedenen Unfallszenarien miteinander verknüpft werden müssen. Um den Zustand der Anlage in die Prognose einbringen zu können, werden dem Nutzer anlagenspezifische Fragen gestellt, die in die Software zu implementieren sind. Zur Erstellung des probabilistischen BBNs werden Wahrscheinlichkeiten abgeschätzt und in die Tabellen des BBNs eingetragen.

Für den probabilistischen Teil von FaSTPro wurden dementsprechend die möglichen auslösenden Ereignisse und die Ereignisablaufanalysen zur PSA der Stufen 1 und 2 aus /NRC 13/ entnommen. Die Ereignisablaufanalysen der Stufe 1 sind für die Rekonstruktion des Anlagenzustandes und zur Prognose des Kernschadensendzustandes wichtig. Beispielsweise ist in diesem Zusammenhang relevant, ob ein Leck in einem Dampferzeugerheizrohr eines nicht abgesperrten Dampferzeugers vorliegt oder ob der Kernschaden unter hohem Druck im Primärkühlkreis eintritt. Der Kernschadensendzustand stellt sowohl die Grundlage für die PSA der Stufe 2 als auch die Grundlage für die weitere Bestimmung des Quellterms in FaSTPro dar. Die Logik in FaSTPro zur Bestimmung des Kernschadensendzustandes findet sich in Abb. 3.7.

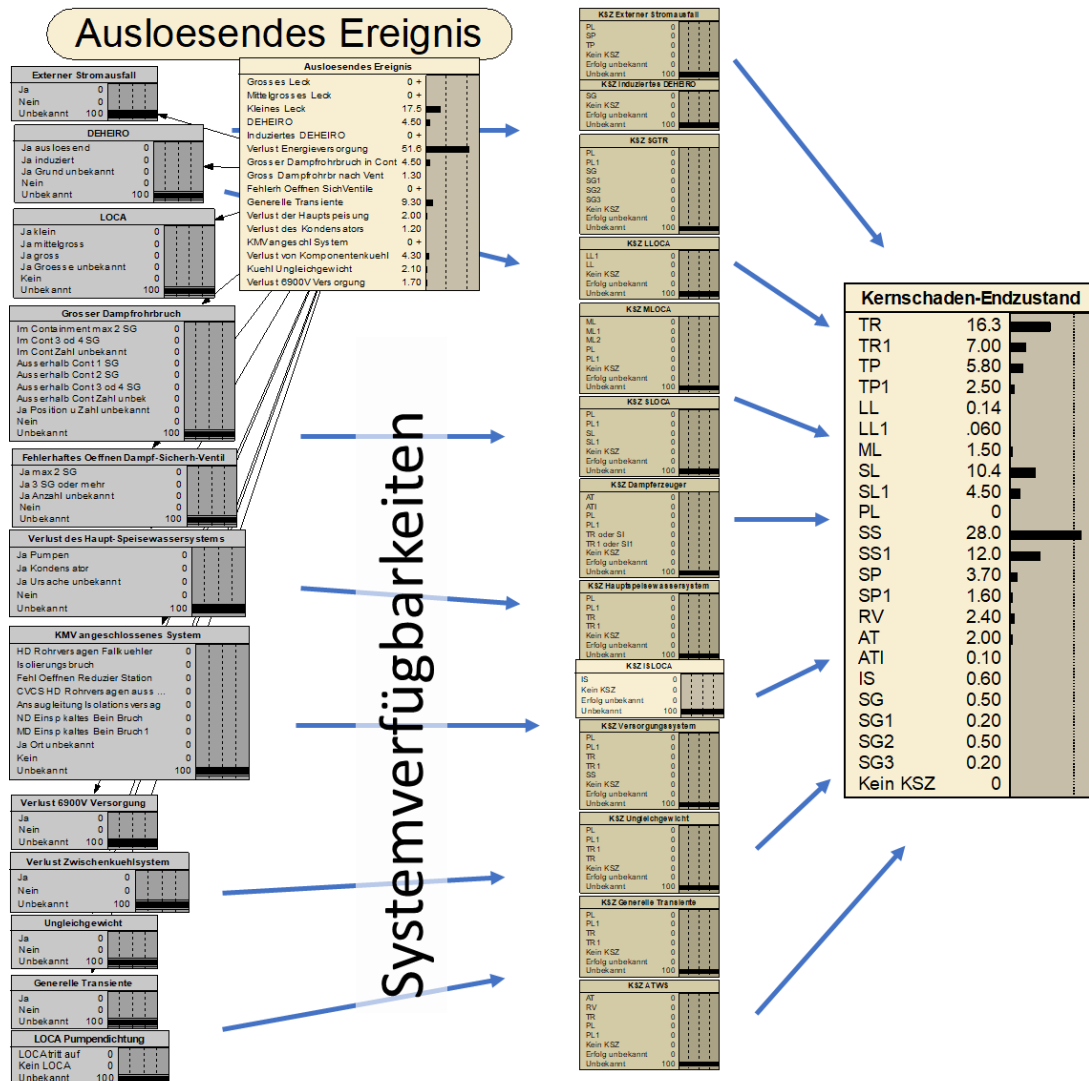


Abb. 3.7 Logik in FaSTPro zur Bestimmung der Verteilung der Kernschadensendzustände, aus /OBE 24/

Ausfälle und unverfügbare Systeme werden durch den Nutzer eingegeben und entsprechend der Notwendigkeit eines Einsatzes der Systeme im Unfallablauf bis zum möglichen Kernschaden in FaSTPro bewertet. Die Basis hierfür sind die Ereignisablaufanalysen der PSA der Stufe 1. Die Wahrscheinlichkeitsverteilung für das auslösende Ereignis wird durch eine Rückwärtsanalyse aus den Nutzereingaben heraus bestimmt. Diese Implementierung stellt für FaSTPro eine Neuerung dar, die in den vorangegangenen FaST-Pro-Versionen nicht zu finden ist.

Ausgehend von der Verteilung der Kernschadensendzustände erfolgte die Modellierung der mitigativen Notfallmassnahmen zur Begrenzung des Quellterms. Die entsprechende Realisierung in FaSTPro, Abb. 3.8, basiert auf der PSA der Stufe 2. Die Ereignisablauf-

analysen der PSA der Stufe 2 wurden in RiskSpectrum® implementiert und mit Hilfe der veröffentlichten Eintrittshäufigkeiten der unterschiedlichen Freisetzungskategorien konnten die Verzweigungswahrscheinlichkeiten der Ereignisablaufanalysen quantifiziert und in den probabilistischen Teil von FaSTPro übernommen werden.

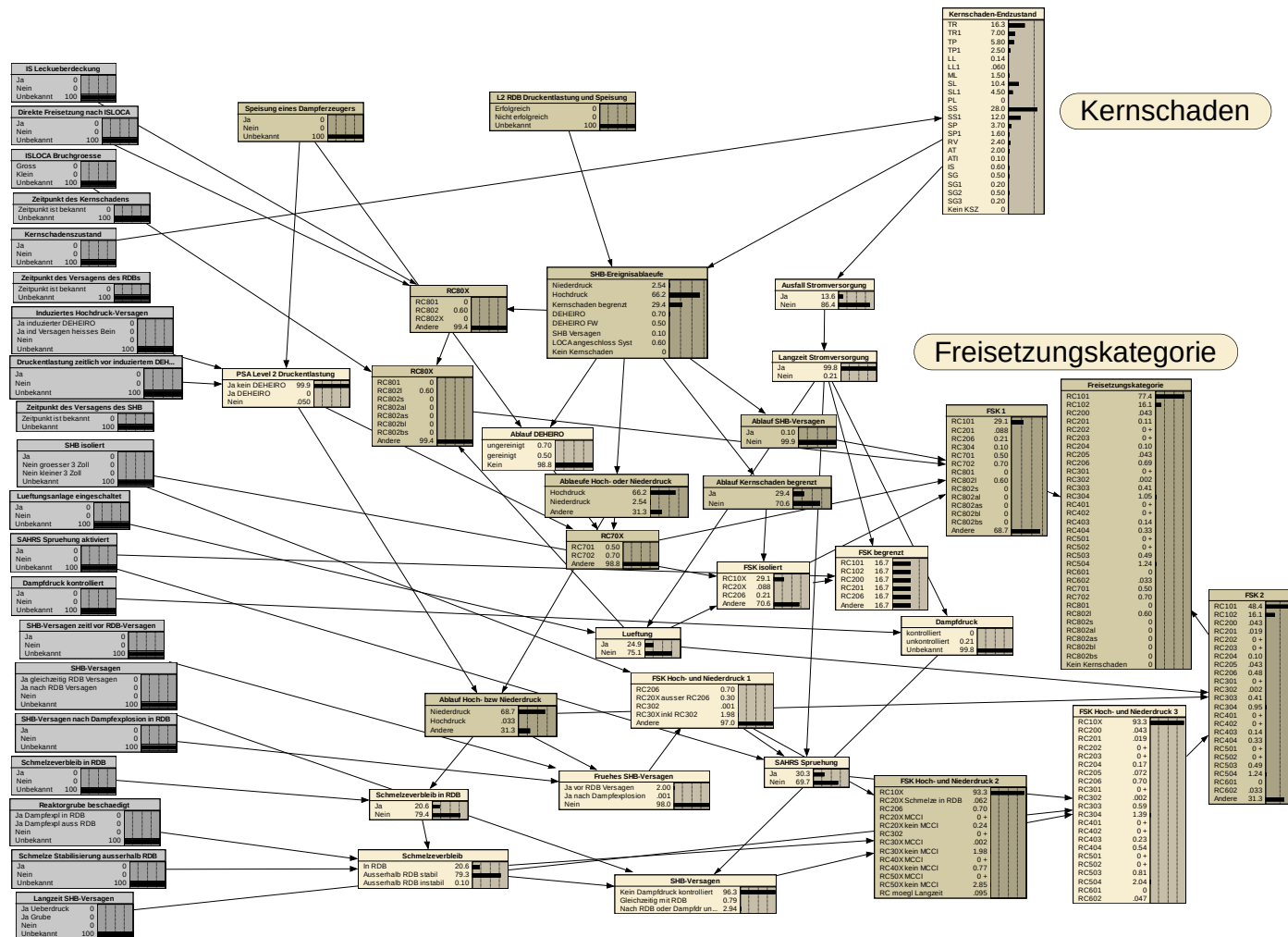


Abb. 3.8 BBN zur Durchführung der Quelltermprognose in FaSTPro für einen EPR, aus /OBE 24/

Für den finnischen EPR mit der zusätzlichen Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung wurde das BBN noch erweitert. Diese Erweiterung ist in Abb. 3.9 gezeigt. Die Erweiterung erfolgte auf der Grundlage der FaSTPro-Version des generischen Konvois.

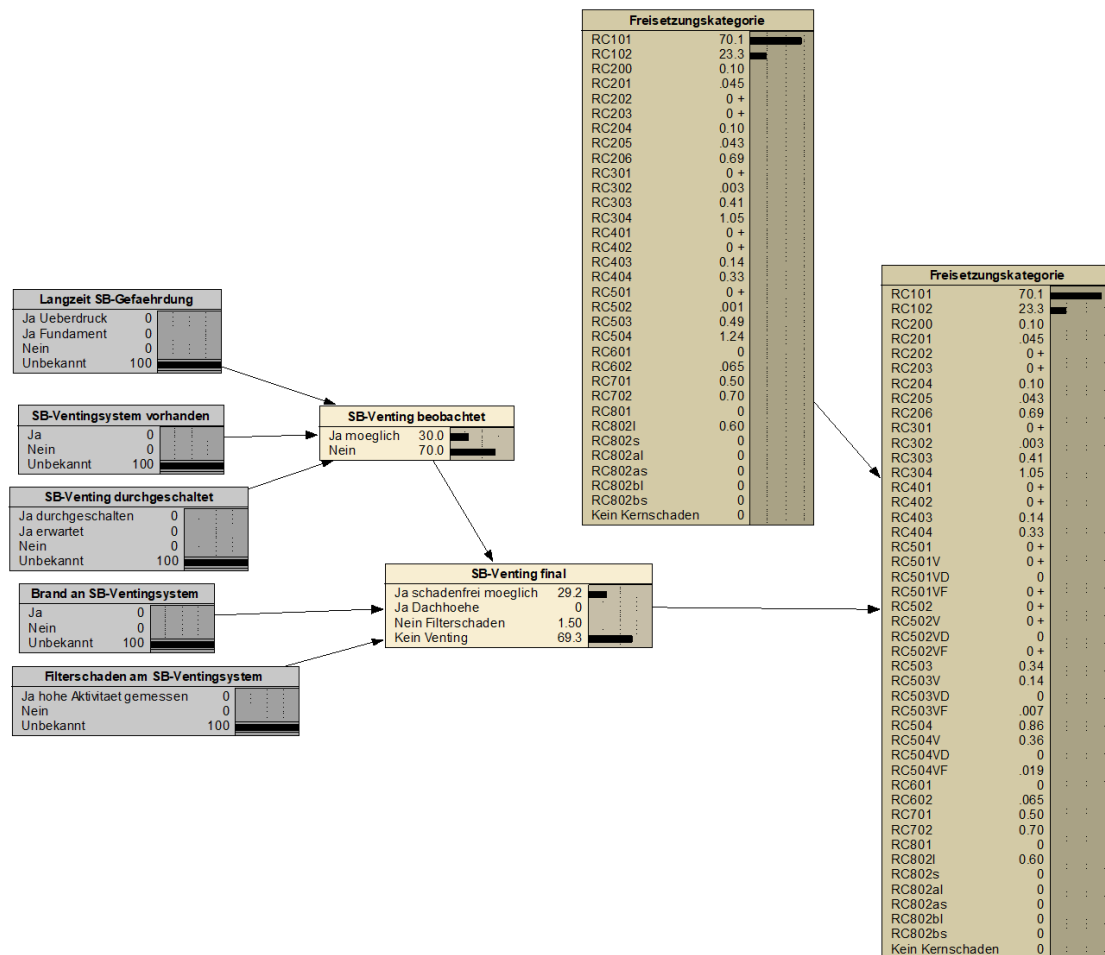


Abb. 3.9 BBN-Erweiterung zur Berücksichtigung einer gefilterten Druckentlastung auf der Grundlage der Implementierung eines generischen Konvoi-DWRs, aus /OBE 24/

Im deterministischen Teil der Software werden die Freisetzungsmengen des RDB-Quellterms integriert und auch in Abhängigkeit zu den im probabilistischen Teil gegebenen Antworten (z. B. den Ereigniszeitpunkten) berechnet.

Im deterministischen Teil der FaSTPro-Version für einen EPR wurde der Quellterm, d. h. der Zeitverlauf und die Menge der freigesetzten Radionuklide, behandelt. Die zugehörigen Freisetzungskategorien finden sich in der nachfolgenden Tab. 3.6.

Tab. 3.6 EPR-Freisetzungskategorien und Eintrittshäufigkeiten, aus /OBE 24/

Frei- setzungs- kategorie	Sicherheits- behälterversagen	Randbedingungen	Häufigkeit pro Jahr
RC101	kein	keine Lüftung	4,46 E-07
RC102	kein		1,49 E-07
RC200	kein Abschluss	Schmelze in RDB	6,66 E-10
RC201	kein Abschluss	Schmelze in RDB und ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	2,87 E-10
RC202	kein Abschluss	Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI)	1,83 E-12
RC203	kein Abschluss	MCCI, ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	7,91 E-13
RC204	kein Abschluss		6,41 E-10
RC205	kein Abschluss	ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	2,77 E-10
RC206	kein Abschluss	kleine Sicherheitsbehälter-Öffnung, < 5 cm	4,37 E-09
RC301	vor RDB-Versagen	MCCI	5,19 E-12
RC302	vor RDB-Versagen	MCCI, ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	1,65 E-11
RC303	vor RDB-Versagen		2,59 E-09
RC304	vor RDB-Versagen	ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	6,69 E-09
RC401	nach RDB-Versagen	MCCI	2,54 E-12
RC402	nach RDB-Versagen	MCCI, ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	5,95 E-12
RC403	nach RDB-Versagen		8,88 E-10
RC404	nach RDB-Versagen	ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	2,08 E-09
RC501	spät	MCCI	1,30 E-12
RC502	spät	MCCI, ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	7,36 E-12
RC503	spät		3,11 E-09
RC504	Spät	ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	7,89 E-09
RC601	spät, über Fundament		0
RC602	spät, über Fundament	ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	4,15 E-10
RC701	Bypass	DEHEIRO, bedeckt	3,18 E-09
RC702	Bypass	DEHEIRO, unbedeckt	4,46 E-09
RC801	Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, bedeckt	0
RC802S	Bypass	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	0
RC802AS	kein	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt und keine Lüftung	0
RC802BS	kein	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	0

Frei- setzungs- kategorie	Sicherheits- behälterversagen	Randbedingungen	Häufigkeit pro Jahr
RC802L	Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	3,82 E-09
RC802AL	kein	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt und keine Lüftung	0
RC802BL	kein	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	0

Der Zeitverlauf und die Freisetzungsmengen gehen im Wesentlichen auf die Angaben in /ARE 12/ zurück und finden sich in /OBE 24/. Aus /ARE 12/ konnten auch die Verhältnisse zwischen den freigesetzten Jodvarianten (organisches, gasförmiges und aerosolförmiges Jod) abgeschätzt werden. Eine Erweiterung der Liste der Freisetzungskategorien wurde für den finnischen EPR vorgenommen. Alle Freisetzungskategorien mit spätem Sicherheitsbehälterversagen, d. h. RC501, RC502, RC503 und RC504, können durch das System zur gefilterten Druckentlastung durch Freisetzungskategorien ersetzt werden, die geringere Freisetzungsmengen und spätere Freisetzungszeitpunkte zeigen. Es wurden entsprechende Kategorien -V für ein gefiltertes Venting auf Kaminhöhe, -VF für das Venting mit Filterschaden und -VD für die gefilterte Druckentlastung auf Dachhöhe eingeführt.

3.3 Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse

Die dritte Aufgabenstellung bestand darin, dass GRS-Softwarewerkzeug pyRiskRobot und das zugehörige Netzwerkanalysemodul, insbesondere zur systematischen Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und deren Ausbreitung in einer PSA weiterzuentwickeln und zu verbessern. Die entsprechenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind in den nachfolgenden Abschnitten zusammengefasst dargestellt, Details finden sich im Technischen Fachbericht /ERA 24/ sowie der Technischen Notiz /STR 24/.

3.3.1 Weiterentwicklung von Werkzeugen zur generischen automatisierten Modifikation von PSA-Modellen

Das Vorgehen bei der Weiterentwicklung von Werkzeugen zur generischen automatisierten Modifikation von PSA-Modellen erfolgte in mehreren Schritten, die nachfolgend kurz dargestellt sind.

Weiterentwicklung und Pflege der vorliegenden pyRiskRobot-Software

In einem ersten Schritt wurden Weiterentwicklungsarbeiten zur Durchführung automatisierter PSA-Modellierungen vorgenommen. So wurde pyRiskRobot um Funktionsgruppen zur Untersuchung von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache (als GVA oder common cause failures (CCFs) bezeichnet) erweitert. Darüber hinaus wurden die Funktionalitäten von pyRiskRobot im Rahmen dieser Entwicklungsarbeiten erweitert.

So können nun z. B. auch die Datenbankeinträge für Ereignisattribute und Ereignisparameter modifiziert werden. Um pyRiskRobot trotz dieser Erweiterungen anwendbar und wartbar zu halten, wurde die Strukturierung des zugrundeliegenden Programmiercodes verbessert, so wurden die Module für die verschiedenen pyRiskRobot Funktionalitäten in Unterverzeichnisse aufgeteilt.

Auch wurde der Zugriff auf die entsprechenden Datenbanktabellen so gestaltet, dass die Tabellen nur ausgelesen werden, wenn dies explizit angefordert wird. Dies verkürzt die benötigte Laufzeit für die Anwendung von pyRiskRobot. Die Abhängigkeiten zwischen den Datenbanktabellen wird dabei über das in pyRiskRobot spezifizierte Object Relational Mapping (ORM) berücksichtigt.

Die Bereitstellung von Funktionsgruppen, die der Anwender über Python-Skripte aufrufen kann, ohne in den Rechencode eingreifen zu müssen, ermöglicht es zudem, für ausgewählte, übergreifende Einwirkungen typische Funktionsgruppen bereitzustellen, die für die Integration solcher Einwirkungen erforderlich sind und sich aus bisherigen Anwendungsbeispielen ableiten lassen.

Die Pflege der pyRiskRobot Software beinhaltete die vollständige Umstellung der Python-Version 2.7 auf die Version 3.6. Dies war erforderlich, da ab 2020 schrittweise die offizielle Unterstützung von Python 2.7 durch die Python Software Foundation eingestellt wurde. Mit dieser Umstellung war außerdem eine Prüfung der grundsätzlichen Befehls-

syntax in pyRiskRobot verbunden. Dies führte wie erwartet zu grundlegenden Anpassungen in den extern eingebundenen Python-Paketen SQLAlchemy, NetworkX und PyTables.

Damit pyRiskRobot Analyseergebnisse der komplexen Netzwerktheorie verwenden kann, wurde eine Schnittstelle zur Integration der Ergebnisse der Netzwerkanalyse geschaffen. Für den Datenaustausch zwischen dem PSA-Modell und der Netzwerktopologie wurden entsprechende Abbildungsregeln definiert, um den bidirektionalen Austausch sicherzustellen.

In das pyRiskRobot-Modul zur Modellierung übergreifender Einwirkungen wurde eine Funktion eingefügt, welche die Abhängigkeit zwischen miteinander verbundenen Hazard Compartments in ein sogenanntes 'Dictionary' im Node-Link-Format /HAG 08/ umwandelt. Als verbundene Hazard Compartments werden dabei benachbarte Räume bzw. Anlagenbereiche bezeichnet, zwischen denen sich Auswirkungen übergreifender Einwirkung (z. B. Hitze, heiße Rauchgase oder Ruß bei einem Brand, Wasser bei einer Überflutung etc.) über nicht verschlossene Verbindungen bzw. Öffnungen (wie Türen, Tore, Gitteroste, Klappen oder Ventile in Lüftungskanälen, Kabeldurchführungen in Wänden oder Decken etc.) von einem Hazard Compartment in ein weiteres Hazard Compartment ausbreiten können. Diese zusammengefügt Dictionaries können leicht im json-Datensformat gespeichert werden, die NetworkX Python Library /HAG 08/, auf welcher die Netzwerkanalyse aufbaut, kann diese einlesen und daraus ein Netzwerk erstellen. Mittels NetworkX kann auch ein bereits vorhandenes Netzwerk in diesem Format gespeichert werden. Hierbei ist anzumerken, dass die Dictionaries für die Nodes, also die einzelnen Hazard Compartments, um weitere Informationen ergänzt werden können, ohne dass dies die Lesbarkeit des Formats beeinträchtigt. Auf diese Weise können mittels der Netzwerkanalyse Informationen zu den einzelnen Nodes hinzugefügt werden, z. B. ihre Relevanz für eine PSA oder die für das zugehörige Hazard Compartment relevante Ausbreitungstiefe.

Zwei Funktionen wurden für die Aufgabe des Informationsaustauschs in pyRiskRobot eingefügt: zum einen eine Funktion zum Erstellen dieser Node-Link Dictionaries und zum anderen eine Funktion, die ein Dictionary im Node-Link-Format einliest und dieses wieder in ein verarbeitbares Format für pyRiskRobot übersetzt. Die Netzwerkanalyse wurde dabei ebenfalls um die entsprechenden Funktionen ergänzt.

Zusätzlich wurde pyRiskRobot um eine Funktion ergänzt, die es erlaubt, statt einer Modellierung der Abhängigkeiten für alle Hazard Compartments bis zu einer festen Ausbreitungstiefe verschiedene Ausbreitungstiefen für die jeweiligen Hazard Compartments über ein Dictionary einzulesen und zu modellieren. So könnten die in einem Vorbereitungsschritt über die Netzwerkanalyse gewonnenen Informationen über die optimale Ausbreitungstiefe für die jeweiligen Hazard Compartments genutzt werden, um für jedes Hazard Compartment die Abhängigkeiten optimiert zu modellieren.

Erprobung von pyRiskRobot auf PSA-Modelle mit weiteren PSA-Codes

Ursprünglich wurde pyRiskRobot ausschließlich für die Modifikation von PSA-Modellen verwandt, die mit der kommerziellen PSA-Software RiskSpectrum® erstellt wurden. Im Rahmen des Vorhabens RS1596 wurde pyRiskRobot erweitert, um neben PSA-Modellen in RiskSpectrum® auch Fehlerbäume in Anlagenmodellen mit dem PSA-Code SAPHIRE des Idaho National Laboratory (INL) /SMI 16/ bearbeiten zu können. Es wurde eine Schnittstelle eingefügt, um auf von SAPHIRE erzeugte, flache ASCII-basierte Dateien im MARD-Format zugreifen zu können. Zusätzlich wurde pyRiskRobot so erweitert, dass es jetzt in Ergänzung zu MSSQL-Datenbanken das RiskSpectrum®-Datenbankformat, auch auf SQLITE-Datenbanken zugreifen kann. Es wurde eine vorgefertigte leere SQLITE-Datenbank für die SAPHIRE-Informationen zu pyRiskRobot hinzugefügt. Über die neue Schnittstelle kann diese Datenbank mit den Informationen aus den MARD-Dateien befüllt werden. PyRiskRobot kann die Daten in dieser Datenbank identisch zu Daten in einer MSSQL-Datenbank konsistent modifizieren. Die Schnittstelle bietet darüber hinaus Funktionsgruppen, um die Einträge in der modifizierten Datenbank wieder in ein durch SAPHIRE lesbares MARD-Format zu übersetzen.

3.3.2 Methodenentwicklung zur Modellierung und Analyse von Hazard Compartments als komplexe Netzwerke sowie von Unfallabläufen als dynamische Netzwerke

Die methodischen Weiterentwicklungen des Softwaretools pyRiskRobot zur Modellierung und Analyse von Hazard Compartments als komplexe Netzwerke sowie von Unfallabläufen als dynamische Netzwerke erfolgten in verschiedenen, im Folgenden zusammengefasst dargestellten Arbeitsschritten zur Entwicklung von Netzwerkmethoden, zum einen als Analyseschritte vor der eigentlichen Modifikation des PSA-Modells mittels komplexer Netzwerke und zum anderen als ergänzende Analyseschritte zur Untersuchung von Ereignisabläufen eines PSA-Modells mittels dynamischer Netzwerke.

Weiterentwicklung des Werkzeugs zum Screening einzelner übergreifenden Einwirkungen und Einwirkungskombinationen von durch eine gemeinsame Ursache korrelierten Einwirkungen für deren automatisierte Modellierung und netzwerkbasierte Analyse

Im Rahmen des Vorhabens RS1596 erfolgte eine umfassende und systematische Vervollständigung des im Vorhaben RS1556 entwickelten Werkzeugs Hazards Screening Tool (HST) der GRS zum Screening übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen. Diese war erforderlich, um auch die Kombinationen korrelierter übergreifender Einwirkungen (als Correlated Combined Hazards bezeichnet) bei der Methodenentwicklung zur Modellierung und Analyse multipler Hazards berücksichtigen zu können.

Basierend auf internationalen Diskussionen und Erkenntnissen, zum einen im Rahmen der Mitwirkung von GRS-Fachleuten in einer gemeinsamen Aktivität der Working Groups WGEV (Working Group on External Events) und WGRISK (Working Group on Risk Assessment) des Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) mit dem Titel „Safety Assessment of Nuclear Installations for Combinations of External Hazards“ /NEA 24a/ sowie zum anderen durch die aktive Mitwirkung der GRS bei der Erstellung von zwei TECDOCS der IAEA zur Behandlung von Einwirkungskombinationen /IAE 24a/, /IAE 24b/ bei Sicherheitsbewertungen, insbesondere PSA, wurde das HST, insbesondere im Hinblick auf ein systematisches und nachvollziehbares Screening solcher Correlated Combined Hazards umfassend ertüchtigt. In diesem Zusammenhang erfolgten eine Erweiterung und Präzisierung, damit Einwirkungskombinationen aufgrund einer gemeinsamen Ursache bestmöglich systematisch einem Einwirkungsscreening unterzogen werden können, ohne dass dabei die wesentlichen Informationen zu dieser gemeinsamen Ursache, die für die weitere Behandlung und die Nachvollziehbarkeit der Ergebnisse von Bedeutung sind, verloren gehen. Dies erforderte eine umfassende Umstrukturierung des weitgehend automatisierten Vorgehens mit einer entsprechenden Umprogrammierung der Ein- und Ausgabemaske für das Werkzeug sowie eine entsprechende Anpassung der grafischen Ausgabe der Ergebnisse des Screenings, siehe Abb. 3.10 und Abb. 3.11.

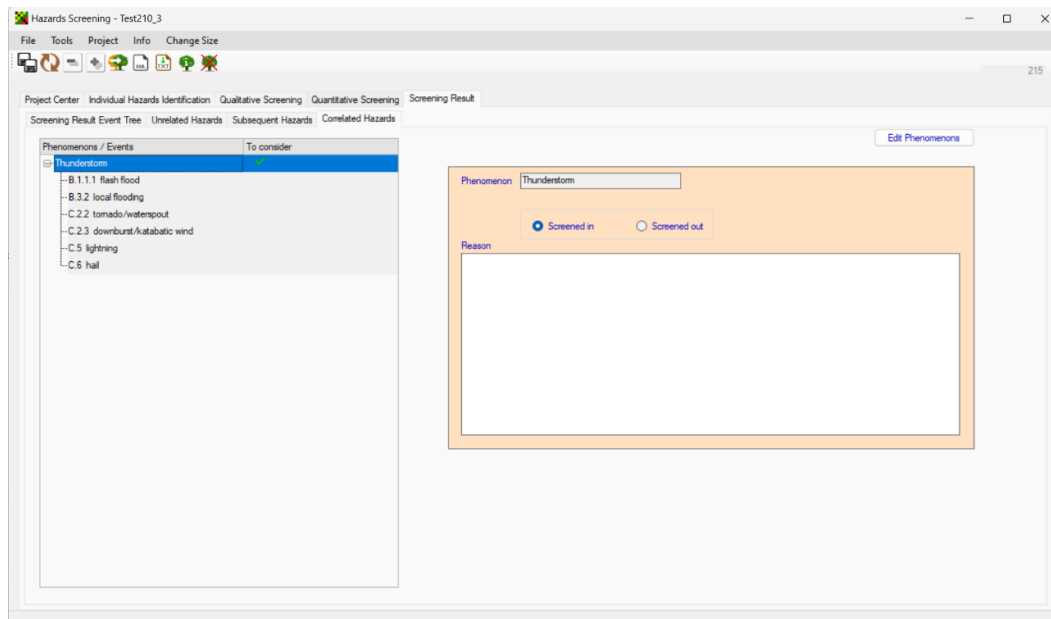


Abb. 3.10 Beispielhafte Visualisierung der Auswahl von durch eine gemeinsame Ursache korrelierte Kombinationen übergreifender Einwirkungen – Bildschirmmaske zur Auswahl, aus /STR 24/

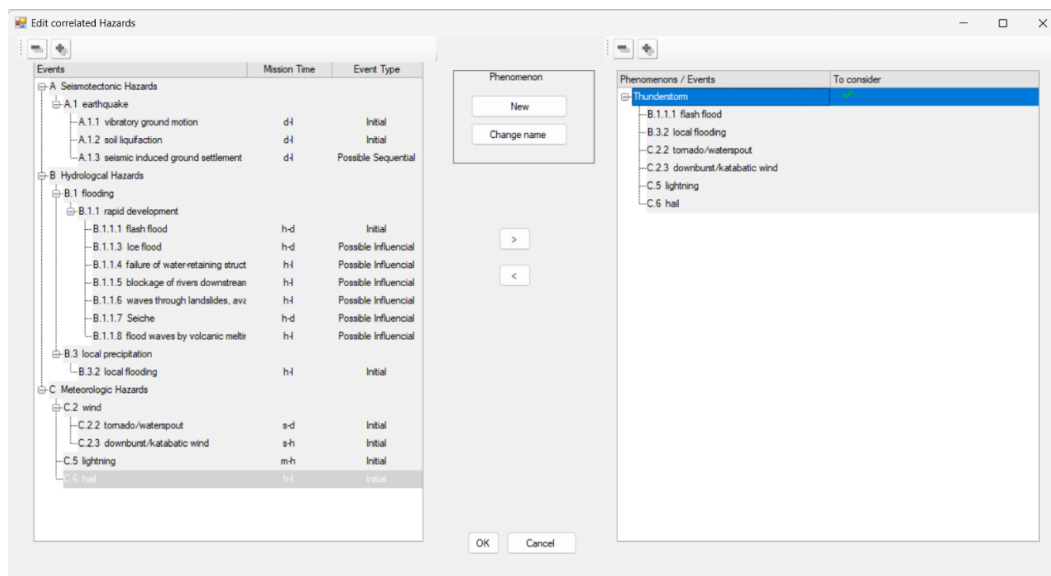


Abb. 3.11 Beispielhafte Visualisierung der Auswahl von durch eine gemeinsame Ursache korrelierte Kombinationen übergreifender Einwirkungen, aus /STR 24/

Die Ergebnisse sind im Detail in einer Technischen Notiz /STR 24/ dargestellt, die in Form eines Handbuchs Anwendern eine Übersicht über das Werkzeug und dessen Handhabung gibt. Die Ergebnisse des Screenings lassen sich direkt von pyRiskRobot bei der Erweiterung der Fehlerbäume um Kombinationen bergreifender Einwirkungen nutzen.

Methodische Entwicklung zur Modellierung und Analyse multipler Hazards als komplexe Netzwerke unter Verwendung von Methoden der komplexen Netzwerktheorie

Die hierzu durchgeführten Arbeiten untergliedern sich in die nachfolgenden Arbeitsschritte:

In einem ersten Schritt wurde eine Datensammlung von Raumabhängigkeiten für die übergreifenden Einwirkungen von innen 'anlageninterner Brand' und 'anlageninterne Überflutung', die unabhängig voneinander oder in Kombination als Folgeereignisse oder korreliert durch eine gemeinsame Ursache auftreten können, für einen generischen Druckwasserreaktor erstellt und zu pyRiskRobot hinzugefügt. Diese dient als Datenbasis für weitere Methodenentwicklung netzwerkbasierter Ansätze.

Als Ergebnis dieser Arbeiten kann zu den betrachteten Einwirkungen (Hazards) eine Aussage darüber getroffen werden, welche Hazard Compartments (d. h. Räume oder Raumbereiche, in denen diese Hazards auftreten können) bzw. Compartment-Cluster am wichtigsten sind und welche Fehlerbäume bzgl. der Nichtverfügbarkeit sicherheitsrelevanter SSC in den jeweiligen Compartments im PSA-Anlagenmodell modifiziert werden müssen.

Es wurden außerdem Entwicklungsarbeiten zur Visualisierung und Analyse von multiplen Hazards als multidimensionale Netzwerkstrukturen ihrer Compartments durchgeführt. Hierbei wurde die frei verfügbare Python-Bibliothek py3plex genutzt, um multidimensionale Netzwerke zu analysieren und zu visualisieren.

Basierend auf der in /BER 17/ vorgestellten Studie zur benötigten Ausbreitungstiefe zur Modellierung einer Brand-PSA wurde in einem weiteren Schritt nach einer Kombination von Netzwerkmaßen gesucht, welche in der Lage ist, die benötigte Ausbreitungstiefe zufriedenstellend vorherzusagen. Dabei wurden die folgenden multidimensionalen Netzwerkmaße untersucht, um quantitative Aussagen über die sicherheitstechnische Bedeutung eines Hazard Compartments für verschiedene Arten von Hazards und insbesondere für miteinander korrelierte, gleichzeitig auftretende Arten von Hazards machen zu können:

- Entropie der Gradzentralität,
- multiplexer Beteiligungskoeffizient und
- durchschnittlicher Clustering-Koeffizient.

Diese Netzwerkmaße wurden um die Subset-Zwischenzentralität /ZAK 14/ und die Informationen über sogenannte Communities ergänzt. Solche Community Algorithmen könnten in Zukunft möglicherweise mit in die Entscheidung einfließen, welche Hazard-Ausbreitungswege in einer PSA berücksichtigt werden.

Zudem wurden die auf NetworkX /HAG 08/ basierenden Netzwerkvisualisierungen teilweise um eine interaktive Visualisierung, basierend auf der Python-Bibliothek plotly Dash /HOS 19/ erweitert. Dash ist eine Python-Bibliothek, die es dem Nutzer erlaubt, interaktive Dashboards mit Python zu erstellen. Eine exemplarische Darstellung solch eines Raumnetzes mit farbig markierten Communities ist in der nachfolgenden Abb. 3.12 zu finden. Der Vorteil dieser interaktiven Visualisierung ist die Schnelligkeit, mit der sich knotenspezifische Netzwerkmaße, wie z. B. Community Algorithmen, miteinander vergleichen lassen.

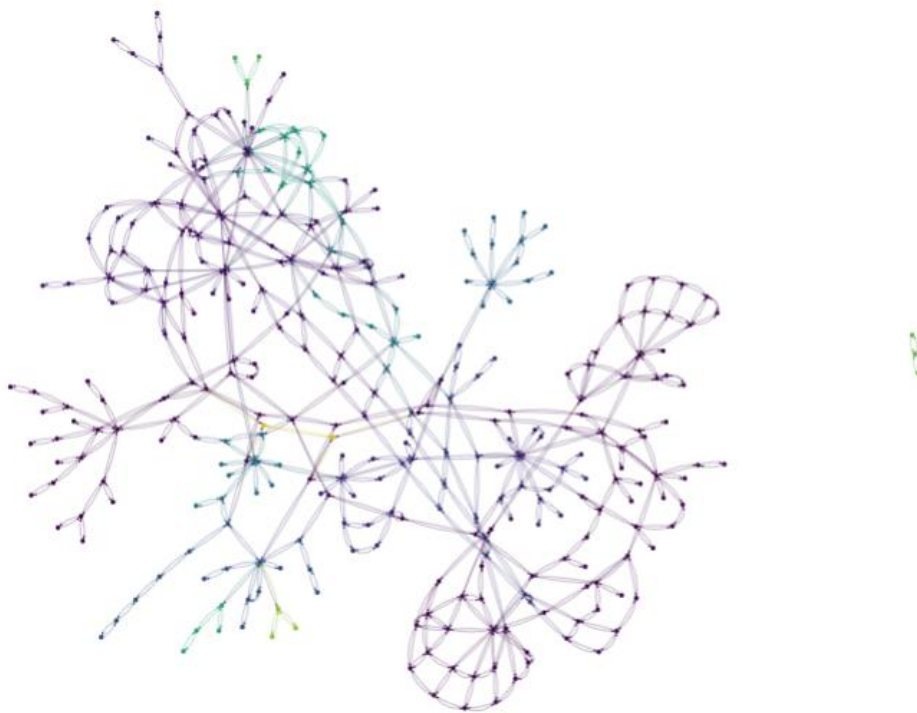


Abb. 3.12 Visualisierung von Raumabhängigkeiten, wobei die Farbgebung der Knoten durch die Greedy-Modularity Community der Knoten bestimmt wird, aus /ERA 24/

Die neuen Netzwerkmaße wurden um raumspezifische Informationen über die Nähe zu Source Compartments (d. h. Räume bzw. Raumbereiche der Entstehung des jeweiligen Hazards) ergänzt. Sie wurden dazu genutzt, mittels maschinellen Lernens ein Modell für das im Programm bereits vorhandene Netz zu erstellen. Die Vorhersagekraft des erstell-

ten Modells wurde durch die Anwendung des gelernten Modells auf ein neues Raumnetz getestet.

Das Netzwerkanalysemodul wurde außerdem um zwei Jupyter-Notebooks ergänzt, die exemplarisch zeigen, wie py3plex zur Netzwerkanalyse und Visualisierung multipler Netzwerke genutzt werden kann.

Insgesamt lässt sich festhalten, dass mit der Schnittstelle zwischen pyRiskRobot, der Berücksichtigung weiterer Größen und der Anwendung maschinellen Lernens die ersten Schritte erfolgt sind, um die Vorbereitung einer PSA für übergreifende Einwirkungen zu vereinfachen.

Methodische Entwicklung zur Modellierung und Analyse von Unfallabläufen als dynamische Netzwerke

Abschließend wurde eine methodische Untersuchung des dynamischen Netzwerks durchgeführt, um – ausgehend von generischen Netzwerkmaßen – Risikoaussagen ableiten zu können. In diesem Zusammenhang wurden verschiedene Möglichkeiten zur Modellierung und Analyse von Unfallabläufen als dynamische Netzwerke in einer Literaturrecherche miteinander verglichen.

Hierbei wurde insbesondere eine Erweiterung der von EDF entwickelten Software ANDROMEDA /FRI 14/ und der darauf basierenden Software RiskSpectrum® ModelBuilder betrachtet. Diese Erweiterung erlaubt die Übersetzung des eingegebenen Systems in Ereignis-Sequenz-Diagramme. Diese Diagramme sind in der Art der Knoten den existierenden Fehler- und Ereignisbäumen ähnlich und erlauben es, Unfallabläufe als dynamische Netzwerke zu modellieren und Monte-Carlo-Simulationen zu verwenden, um Ausfallraten von komplexen Systemen zu bestimmen. Es hat sich herausgestellt, dass für eine existierende Datenbank keine vollständige, eindeutige Übertragung in Ereignissequenzen möglich ist. Es ist allerdings möglich, Fehlerbäume in sogenannte Reliability Block Diagrams /SIG 21/ zu übertragen. Reliability Block Diagramme wiederum können ebenfalls durch Monte-Carlo-Simulationen dynamisiert werden.

Eine solche Übertragung wurde beispielhaft mit pyRiskRobot durchgeführt. Unter Nutzung der agentenbasierten Simulationssoftware NetLogo /WIL 99/ wurden eine Simulation durchgeführt und die erhaltene Ausfallrate mit der berechneten verglichen. Da für diese Übersetzung allerdings schon einige Werkzeuge existieren, z. B. ReliaSoft

BlockSim[®], wird empfohlen, für solche Studien optimierte Algorithmen und Methoden zu verwenden. Grundsätzlich stellt dies ein Thema dar, bei dem eine Zusammenarbeit mit anderen Einrichtungen, wie z. B. EDF, oder auch Firmen wie RiskSpectrum[®] sinnvoll wäre, die bereits über systembasierte Ansätze für die Erstellungen von Fehlerbäumen verfügen.

Dabei stellte sich heraus, dass die Modellierung einer PSA als dynamisches Netzwerk dann am sinnvollsten ist, wenn das Modell neu erstellt wird. Dabei ist zu empfehlen, auf bereits vorhandene Analysewerkzeuge, wie den RiskSpectrum[®] ModelBuilder, aufzubauen.

4 Zusammenfassung und Ausblick

Derzeit werden neue Kernkraftwerke mit fortschrittlichen Reaktorkonzepten in mehreren europäischen Ländern, u. a. vom Typ EPR in Frankreich, vom Typ AP1000 in Polen, vom Typ APR1000 in Tschechien oder vom Typ WWER in der Türkei geplant bzw. gebaut. Weiterhin wird die Entwicklung von kleinen, modularen Reaktoren (SMRs), auch mit mehreren Reaktormodulen an einem Kraftwerksstandort, in der Europäischen Union und Großbritannien angestrebt /NEA 24/. Insbesondere bei SMRs werden sicherheitsrelevante Systeme häufig passiv realisiert.

Zur Bewertung der Sicherheit neuer Reaktorkonzepte sind geeignete Methoden und Werkzeuge der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) erforderlich /BER 24/. PSA sind entsprechend geltenden internationalen Vorgaben im Rahmen Periodischer Sicherheitsüberprüfungen sowie anlassbezogen durchzuführen /IAE 24/, /IAE 24c/. Nach Stand von Wissenschaft und Technik muss eine PSA mindestens bis zur Stufe 2 durchgeführt werden. Dabei sind sowohl anlageninterne auslösende Ereignisse als auch übergreifende Einwirkungen von innen und außen einschließlich Kombinationen übergreifender Einwirkungen für alle Anlagenbetriebszustände zu analysieren.

Die genannten Entwicklungen zu fortschrittlichen Reaktorkonzepten erfordern eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Methoden und Werkzeuge für PSA der Stufe 1 und 2. Übergeordnetes Ziel des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1596 war dementsprechend eine der Erweiterung und Verbesserung der bereits bei der GRS vorhandenen Methoden und Werkzeuge, um Kernkraftwerksstandorte mit fortschrittlichen Reaktorkonzepten, insbesondere SMRs, entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik probabilistisch untersuchen und bewerten zu können.

Ein wesentlicher Schwerpunkt der Weiterentwicklungen lag daher auf der Entwicklung eines methodischen Ansatzes für eine PSA der Stufe 1 für einen SMR mit mehreren, gleichartigen Reaktormodulen.

Zudem sind im Falle einer möglichen Krisensituation in einem Kernkraftwerk zuverlässige Lagebewertungen für die Einleitung effektiver anlagenexterner Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung essenziell. Dazu gehört auch eine Prognose über die aus der Anlage zu erwartenden Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung. Dementsprechend bestand ein weiteres Ziel des Vorhabens in einer verbesserten Prognose der zu erwartenden Radionuklidfreisetzungen, sowohl im Hinblick auf die Freisetzungszeitpunkte als auch

auf die letztlich in die Umgebung freigesetzten Radionuklidmengen relevanter Leitnuklide. Dabei sollten zum einen alle Radionuklidquellen an einem Kraftwerksstandort und zum anderen für einen fortschrittliche Druckwasserreaktor vom Type EPR berücksichtigt werden.

Aufgrund der mittlerweile international geforderten umfassenden, systematischen Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen und Einwirkungskombinationen war die bereits erfolgte netzwerkbasierte Analysemethode der Raumabhängigkeiten, die auf dem Konzept einer multidimensionalen Netzwerkanalyse für einzelne Einwirkungen und Einwirkungskombinationen beruht, im Hinblick auf die hohe Bedeutung solcher Einwirkungen auch bei neuartigen Reaktorkonzepten weiter zu vervollständigen.

4.1 Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors

Im Rahmen des Vorhabens RS1596 wurde ein eigenständiger, methodischer Ansatz zur Durchführung einer PSA der Stufe 1 für SMRs mit bis zu zwölf Reaktormodulen entwickelt und erprobt. Für eine repräsentative Anlage, einen SMR von NuScale, konnten alle zur Erstellung einer vollständigen PSA erforderlichen Analyseschritte erfolgreich umgesetzt werden.

Allerdings ließen sich die Ausfallraten der passiven Systeme nicht vollständig quantifizieren, da das thermohydraulische Modell für die Berechnungen nicht vorlag. Entsprechende Werte wurden daher ebenso wie verschiedene Experteneinschätzungen oder die Modellierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten der Betriebsmannschaft der öffentlich zugänglichen Modellbeschreibung und den PSA-Ergebnissen von NuScale /NUS 20/, entnommen. Mit Hilfe der entwickelten Methodik konnten die ergebnisrelevanten auslösenden Ereignisse für ein einzelnes Reaktormodul sowie die auslösenden Ereignisse, die mehrere Module gleichzeitig betreffen, bestimmt werden.

Die Kernschadenzustände der PSA der Stufe 1, welche auch die Schnittstelle zu einer PSA der Stufe 2 bilden, wurden über die möglichen Anlagenendzustände mit Kernschaden oder einem Hochdruckversagen der druckführenden Umschließung festgelegt. Es wurden sieben Endzustände unterschieden, die auch als Basis für eine PSA der Stufe 2 dienen können.

Zu diesem Zweck waren insbesondere der Zustand des Sicherheitsbehälters, eine mögliche Umgehung des Sicherheitsbehälters (Containment Bypass) und der Druck im Reaktorkühlsystem bei Eintritt des Kernschadens zu unterscheiden.

Des Weiteren wurden Ereignisablaufanalysen zu den auslösenden Ereignissen erstellt und die Systemfunktionen mit Fehlerbaumanalysen unterlegt, um die Eintrittshäufigkeiten der unterschiedlichen Endzustände zu bestimmen. Über die Fehlerbäume konnte außerdem die hohe Zuverlässigkeit der passiven Systeme mit Naturumlauf (Reaktorkühlsystem, Nachzerfallswärmeabfuhrsystem, Notkühlsystem) quantitativ gezeigt werden.

Ein erster methodischer Ansatz zur Durchführung einer PSA der Stufe 1 für einen SMR mit zwölf Reaktormodulen (Multi-Modul-PSA), der auch bereits eine Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA enthält, wurde entwickelt und erfolgreich erprobt. Mit dieser Multi-Modul-PSA der Stufe 1 für eine SMR-Anlage bei Leistungsbetrieb konnte ein Minimalschnitt mit einem wesentlichen Beitrag zur gesamten Kernschadenshäufigkeit identifiziert werden, der im PSA-Modell für nur ein Reaktormodul nicht relevant war. Dabei handelt es sich um einen Ausfall des Reaktorschutzsystems in sechs Modulen in Folge eines anlageninternen Brandes und Fehlern der Betriebsmannschaft zur rechtzeitigen Inbetriebnahme der Notfallsysteme in allen sechs betroffenen Modulen.

Ergänzend sind umfassende und systematische Erweiterungen der Methoden für eine PSA der Stufe 1 erfolgt. Diese umfassen insbesondere folgende Aspekte in Mehrblock-Anlagen: Fallunterscheidungen für Systemverfügbarkeiten in den Ereignisbäumen in Abhängigkeit der Anzahl von bis zu vier betroffenen Reaktormodulen und die Übertragung der Ergebnisse auf zwölf Module, die Modellierung der Handlungen der Betriebsmannschaft bei gleichzeitiger Anforderung in mehreren Modulen sowie die Modellierung von Komponentengruppen für gemeinsam verursachte Ausfälle in mehreren Modulen.

Somit steht mittlerweile ein umfassender methodischer Ansatz für die Durchführung und Begutachtung probabilistischer Sicherheitsbewertungen (PSA) der Stufe 1 einschließlich einer Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA für neuartige Reaktorkonzepte mit mehreren, identischen Reaktormodulen (SMRs) bereit.

Die durchgeführten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erhöhen damit zum einen deutlich die Kenntnisse der GRS hinsichtlich der Anlagen- und Sicherheitstechnik fort-

schrittlicher SMR-Konzepte und versetzen die Fachleute damit in die Lage, probabilistische Bewertungen der Sicherheit von SMRs vornehmen zu können.

4.2 Erweiterung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro zur Planung anlagenexterner Notfallmaßnahmen unter Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort

Bei einem möglichen Unfall in einem Kernkraftwerk sind zuverlässige Lagebewertungen und Prognosen zum weiteren Unfallverlauf für die Einleitung effektiver anlagenexterner Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung essenziell. Die Software FaSTPro dient dabei der GRS als Werkzeug für eine Prognose des möglichen Unfallverlaufs sowie die aus der Anlage zu erwartenden Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung. Menge und Zeitverlauf der Freisetzung werden dabei auch als Quellterm bezeichnet. FaSTPro ermittelt in diesem Zusammenhang den wahrscheinlichsten und folgenschwersten zu erwartenden Quellterm und unterstützt und vereinfacht dabei wesentlich die Arbeiten im Notfallzentrum der GRS.

Im Vorhaben RS1596 wurde FaSTPro in Bezug auf die nachfolgend aufgeführten Fähigkeiten erweitert und verbessert.

Zum einen erfolgten Erweiterungen der Quelltermprognosen zur Berücksichtigung aller Radionuklidquellen an einem Kernkraftwerksstandort mit allen vorhandenen Reaktormodulen und den Reaktorgebäuden, den Brennelementlagerbecken, dem Hilfsanlagengebäude sowie einem ggf. vorhandenen Standortzwischenlager für bestrahlte Brennelemente und einem nuklearen Abfalllager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle. Als auslösende Ereignisse wurden neben anlageninternen Ereignissen übergreifenden Einwirkungen von innen und naturbedingten Einwirkungen von außen auch zivilisatorische Einwirkungen, wie ein unfallbedingter Flugzeugabsturz, eine langandauernde Überflutung, extreme Gebäudelasten und eine Explosion nahe dem Kraftwerksstandort, berücksichtigt.

Die neuen FaSTPro-Versionen können mit den vorhandenen Versionen für DWR und SWR im Leistungs- oder Nichtleistungsbetrieb und den Brennelementlagerbecken kombiniert werden. Eine Analyse mehrerer Reaktorblöcke mit DWR oder SWR an einem gemeinsamen Standort ist ebenfalls möglich.

Eine weitere Verbesserung von FaSTPro bestand darin, das in der Programmiersprache Python 2.7 entwickelte Softwaretool auf die aktuelle Python-Version 3.11 zu aktualisieren. Als Basis für die Bereitstellung grundlegender Programmfunktionen von FaSTPro wird mittlerweile das von der GRS entwickelte Werkzeug ATLASneo zur Visualisierung thermohydraulischer Simulationsergebnisse genutzt. Von den intensiven Weiterentwicklungen in ATLASneo kann FaSTPro zukünftig profitieren.

Generell sind durch die Umstellung von FaSTPro auch gemeinsame Analysen mit dem thermohydraulischen Simulationscode AC² zur Berechnung von Stör- und Unfallsimulationen in Kernkraftwerken möglich.

Die dritte Erweiterung von FaSTPro ermöglicht jetzt eine Quelltermprognose für fortschrittliche Druckwasserreaktoren vom Typ EPR. Diese Erweiterung erfolgte auf Basis veröffentlichter Genehmigungsunterlagen für Reaktoren dieses Typs der Generation III+. Im Unterschied zu FaSTPro-Versionen für herkömmliche DWR vom Typ Konvoi konnte für die Weiterentwicklungen nicht direkt auf Unfallsimulationen zurückgegriffen werden, weshalb die EPR-Version im Aufbau wesentlich von den Konvoi-Versionen abweicht und sowohl die PSA der Stufe 1 als auch die PSA der Stufe 2 in der BBN-Struktur berücksichtigt.

Über die Eingaben zu Systemausfällen schließt FaSTPro auf den Kernschadensendzustand, der wiederum die Grundlage für die Quelltermprognose bildet und durch mögliche Ausfälle der Notfallmaßnahmen im Sicherheitsbehälter in FaSTPro zugeordnet wird. Zeitabläufe und Radionuklidfreisetzungsmengen des Quellterms basieren im Wesentlichen auf den öffentlich zugänglichen Genehmigungsunterlagen.

Es zeigte sich, dass FaSTPro bzgl. der vorhandenen Freisetzungskategorien um Freisetzungen bei verfügbarem Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter (Radionuklidauwaschung) und um solche bei Anlagen mit der Funktion eines Core Catchers erweitert werden musste. Darüber hinaus wurden die Freisetzungskategorien um eine Schmelzerückhaltung im Reaktordruckbehälter und um den Kühlmittelverlust eines angeschlossenen Systems erweitert. Die veröffentlichten Quellterme wurden zudem um die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung erweitert, über die der finnische EPR verfügt.

Die durchgeführten Weiterentwicklungen und Erweiterungen von FaSTPro ermöglichen realistischere Prognosen für Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt bei schweren Unfällen an Kernkraftwerksstandorten, nicht nur mit herkömmlichen SWR und DWR, son-

dern auch mit fortschrittlichen Druckwasserreaktoren vom Typ EPR, ebenso für die weiteren, am Standort befindlichen größeren Radionuklidquellen. Sie erlauben eine Nutzung präziserer Vorhersagen durch den Einsatz der weiterentwickelten Software in Krisen- und Notfallzentren. Dies ist zum einen vor dem Hintergrund, dass sich in Deutschland noch langfristig solche Radionuklidquellen an Kernkraftwerksstandorten befinden werden, und zum anderen für die Lagebewertungen mittels Quelltermprognosen bei Reaktorunfällen in grenznahen Kernkraftwerken im Ausland von Bedeutung.

4.3 Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen basierend auf Ansätzen der komplexen Netzwerkanalyse

Im Forschungs- und Entwicklungsvorhaben RS1596 wurde das von der GRS entwickelte Softwarewerkzeug pyRiskRobot umfassend methodisch weiterentwickelt und erweitert, um die Integration übergreifender Einwirkungen in eine bestehende probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) komplexer technischer Systeme noch effizienter und flexibler zu gestalten. Die Erweiterungen betrafen zum einen die Software pyRiskRobot selbst, die es erlaubt, komplexe Fehlerbaumtopologien automatisiert und nachverfolgbar zu erweitern. Zum anderen handelt es sich um den sogenannten Networksanalyzer, der es ermöglicht komplizierte Raumabhängigkeiten übergreifender Einwirkungen als Netzwerke darzustellen und zu analysieren.

Im Rahmen der Überarbeitung wurden die Updates der zugrundeliegenden Python-Bibliotheken und damit auch deren Verbesserungen in pyRiskRobot integriert. Das Werkzeug wurde zudem erweitert, um mittels der kommerziellen PSA-Software RiskSpectrum® in den PSA-Anlagenmodellen generierte Fehlerbäume in Anlagenmodellen bearbeiten zu können, die mit dem frei verfügbaren PSA-Code SAPHIRE erstellt worden sind. Dies ist insbesondere für zukünftige Anwendungen von Bedeutung, wenn für eine PSA, insbesondere für Anlagen im Ausland, mit einem der beiden Codes modelliert wurde, im Rahmen der Begutachtung die Modellierung aktiv nachvollzogen werden oder eine bereits bestehende PSA, ggf. auch für ein neuartiges Reaktorkonzept angepasst oder erweitert werden soll.

Diese Erweiterung führte außerdem dazu, pyRiskRobot zu nutzen, um Fehlerbäume von RiskSpectrum® in SAPHIRE und umgekehrt zu überführen. Diese Konvertierung ermöglicht eine Überprüfung vorhandener PSA-Modelle unabhängig von der Software zu deren Erstellung.

Eine erste Anwendung dieser Erweiterung von pyRiskRobot erfolgte bereits im Forschungs- und Entwicklungsvorhaben 4721R1530 bei der Modellierung einer anlageninternen Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraums eines Druckwasserreaktors. Bei diesem Anwendungsfall konnten wichtige Unterschiede zwischen einer Fehlerbaummodellierung in RiskSpectrum® im Vergleich zur Modellierung in SAPHIRE identifiziert werden.

pyRiskRobot beinhaltetete schon vor Beginn des Vorhabens RS1596 ein Modul zur Netzwerkanalyse, die mittlerweile umfassend weiterentwickelt wurde. Die Netzwerkanalyse in pyRiskRobot ist vor allem für die Vorbereitung einer PSA für übergreifende Einwirkungen von Bedeutung, da sich dabei oftmals komplizierte Raumabhängigkeiten bei der Modellierung der Ausbreitung solcher Einwirkungen ergeben, die sich über die Methoden der Netzwerkanalyse visualisieren und analysieren lassen. Als Voraussetzung dafür wurde auch das Werkzeug HST der GRS zum Screening übergreifender Einwirkungen weiter verbessert, insbesondere in Bezug auf Kombinationen durch eine gemeinsame Ursache korrelierter Einwirkungen.

Bei der entsprechenden Weiterentwicklung von pyRiskRobot wurde dessen Anbindung an das Netzwerkanalysemodul verbessert, um die Ergebnisse einer Netzwerkanalyse einfacher und automatisiert in ein PSA-Modell integrieren zu können. Dies ist vor allem bei der Modellierung übergreifender Einwirkungen hilfreich. Des Weiteren wurden die zur Verfügung stehenden Netzwerkmaße für das Netzwerkanalysemodul um sogenannte Community-Algorithmen ergänzt. Diese erlauben es, dichter miteinander verwebte Bereiche in einem Netz zu identifizieren. Das Netzwerkanalysemodul wurde zudem um Analysemethoden für verschiedene, gleichzeitig auftretende übergreifende Einwirkungen ergänzt, dabei wurde auf die Python-Bibliothek Py3plex zurückgegriffen. Diese erlaubt es, multiplexe Netzwerke zu visualisieren und zu analysieren, wobei jede Dimension einer bestimmten übergreifenden Einwirkung entspricht.

Insgesamt erweist sich pyRiskRobot als ein sinnvolles Werkzeug, um effizient eine erweiterte PSA entweder für übergreifende Einwirkungen durchzuführen oder eine PSA zur Bestimmung von Unsicherheiten durch Ausfälle aus gemeinsamer Ursache zu nutzen. Die in diesem Vorhaben erfolgten Weiterentwicklungen tragen dazu bei, zukünftige PSA noch effizienter durchführen und auch zu komplexeren Problemstellungen, wie Kombinationen unterschiedlicher Arten von übergreifenden Einwirkungen, belastbare Aussagen treffen zu können.

4.4 Ausblick

Die im Rahmen dieses Vorhabens erzielten Ergebnisse tragen dazu bei, technischen Sicherheitsorganisationen (TSO) ebenso wie Betreibern und Behörden sowie anderen Fachleuten leistungsfähige und effiziente Methoden und Werkzeuge für eine umfassende probabilistische Bewertung von Kernkraftwerken zur Verfügung zu stellen. Unter Berücksichtigung der jeweiligen Anwendungsgrenzen leisten sie einen wesentlichen Beitrag zur Qualität und Aussagekraft probabilistischer Analysen im Rahmen der Erstellung oder Begutachtung von Sicherheitsbewertungen, auch für Standorte mit neuartigen Reaktorkonzepten und mehreren Reaktorblöcken sowie weiteren Radionuklidquellen.

Mit den drei Schwerpunkten der Arbeiten hat die GRS das Gesamtziel des Vorhabens RS1596 vollumfänglich erfüllt.

Nach den mittlerweile erfolgten Weiterentwicklungen von Methoden und Werkzeugen der PSA der Stufen 1 und 2, mit dem Schwerpunkt auf Kernkraftwerksstandorten mit fortschrittlichen und neuartigen Reaktorkonzepten sowie der Berücksichtigung mehrerer Reaktoren und weiterer Radionuklidquellen an einem Standort verbleiben immer noch methodische Lücken. Diese betreffen eine möglichst umfassende systematische probabilistische Sicherheitsbewertung gesamter Kernkraftwerksstandorte mit fortschrittlichen, mehrmodularen Reaktorkonzepten, insbesondere in Bezug auf die Bewertung passiver Systeme und einer Erweiterung der PSA bis zur Stufe 2.

In Bezug auf eine PSA für SMRs zeigt die bisher noch stark vereinfachte und – mangels vorhandener Daten und thermohydraulischer Unfallanalysen – auf Basis pessimistischer Annahmen erfolgte Modellierung sowohl der passiven Systeme als auch der Fehler in Bezug auf durchzuführende Handmaßnahmen durch die Betriebsmannschaft noch Verbesserungsbedarf auf. Die bisherige Quantifizierung der Fehler der Betriebsmannschaft ergibt einen wesentlichen Beitrag zur gesamten Kernschadenhäufigkeit. Zur Einschätzung der zur Verfügung stehenden Zeitbudgets für Handmaßnahmen sind thermohydraulische Unfallanalysen notwendig. Darüber hinaus sollte im Sinne realistischerer Abschätzungen bei einer PSA für alle Reaktormodule das Modell zur Beschreibung der Zuverlässigkeit einer Betriebsmannschaft, die für mehrere Module gleichzeitig zuständig ist, erweitert und verbessert werden.

Die Zuverlässigkeit der passiven Systeme mit Naturumlauf lässt sich mittels der Methode der RMPS genauer modellieren. Aufgrund der dafür erforderlichen großen Anzahl an

Berechnungen sind weitere Entwicklungen notwendig. So kann beispielsweise die Anzahl der Rechenläufe durch adaptives Sampling in SUSA reduziert werden.

Um eine radiologische Freisetzung aus Anlagen mit SMR probabilistisch bewerten zu können, muss das PSA-Modell der Stufe 1 bis hin zur Stufe 2 weiterentwickelt werden. Als Grundlage dafür dienen die verschiedenen Kernschadensendzustände, die bereits im PSA-Modell für ein einzelnes SMR-Reaktormodul unterschieden werden. Die entsprechende Schnittstelle zwischen den beiden Stufen der PSA steht bereits grundsätzlich zur Verfügung und bedarf nur noch einer Anpassung, um alle SMR-Module zutreffend zu berücksichtigen.

Es ist zu betonen, dass die hier beschriebenen Erweiterungen und die möglichen skizzierten Weiterentwicklungen nicht nur im dargestellten PSA-Modell des NuScale VOYGR™, sondern generell für Mehrblock-Anlagen bzw. Reaktoren neuer Bauart mit passiven Systemen anwendbar sind.

In Bezug auf das Quelltermprognosewerkzeug FaSTPro sind ebenfalls noch Erweiterungen erforderlich. Die Liste der Nutzerfragen ist noch präziser an die Informationslage im Notfallzentrum anzupassen. Grundlage dafür sind die Informationsbasis der Reaktorunfälle von Fukushima Dai-ichi im Unfallverlauf sowie die internationalen Regelungen zum Informationsaustausch. Die Fragen sollen vom Benutzer schnell und sicher beantwortet werden können.

Des Weiteren ist eine FaSTPro-Version für Anlagenstandorte mit einem oder mehreren identischen SMR-Reaktormodulen zu erstellen, um zukünftig im Notfallzentrum auch Lagebewertungen für solche Anlagen im grenznahen Ausland durchführen zu können. Diese Weiterentwicklungen können parallel zur Erstellung der PSA der Stufe 2 für einen SMR erfolgen, da sich die thematisch verwandten Arbeiten gegenseitig ergänzen.

Da im Notfallzentrum typischerweise die Ergebnisse der Quelltermprognose mittels FaSTPro mit dem vom Betreiber herausgegebenen Quellterm verglichen werden, ist bei relevanten Unterschieden in den beiden Quelltermen nach Möglichkeit die Ursache dafür zu finden. In diesem Zusammenhang wären Sensitivitätsanalysen in FaSTPro sinnvoll, deren Ergebnisse einfach und übersichtlich darzustellen sind. Dadurch kann dem Nutzer eine Hilfestellung in der Bestimmung der Ursachen für etwaige Unterschiede zwischen den Quelltermen gegeben werden.

Das GRS-Werkzeug pyRiskRobot bedarf ebenfalls noch einiger Weiterentwicklungen. Derzeit ist pyRiskRobot bereits in der Lage, große Teile von Fehlerbäumen zwischen den in RiskSpectrum® und SAPHIRE erstellten PSA-Anlagenmodellen zu übertragen. Dies ist allerdings bisher noch nicht für Exchange Events möglich. Exchange Events werden in mit RiskSpectrum® erstellten PSA-Modellen häufig genutzt, u. a. bei der Modellierung übergreifender Einwirkungen. Daher soll mittelfristig die Möglichkeit einer automatisierten Übertragung von Exchange Events in pyRiskRobot ermöglicht werden. Parallel dazu sollen Konzepte zur Übertragung von Ereignisbäumen erarbeitet werden.

Langfristig sollte es möglich sein, vollständige PSA-Modelle zwischen RiskSpectrum® und SAPHIRE automatisiert übertragen zu können. Die Übertragung von PSA-Modellen zwischen Programmen kann insbesondere bei der Neuentwicklung oder Erweiterung von PSA-Modellen für SMRs hilfreich sein, da somit Informationen aus PSA-Modellen zwischen unterschiedlichen Anwendern leichter ausgetauscht werden können.

Übergreifende Einwirkungen haben bei Reaktoranlagen neuer Bauart, insbesondere bei SMR-Konzepten mit mehr als zehn identischen Reaktormodulen, eine besondere Bedeutung. Dies wirkt sich auch auf deren Berücksichtigung in der PSA aus. Mit pyRiskRobot können bisher übergreifende Einwirkungen auf Basis sogenannter Hazard Equipment Lists automatisiert in ein PSA-Modell integriert werden. Die dabei entstehenden Fehlerbäume sind allerdings sehr groß und könnten logisch vereinfacht werden. Um die Übersichtlichkeit der erweiterten Fehlerbäume zu verbessern, sind in pyRiskRobot Methoden zu implementieren, damit diese logischen Vereinfachungen direkt während der automatisierten Erweiterung durchgeführt werden können. Damit kann mittels pyRiskRobot sowohl die Modellierung übergreifenden Einwirkungen und Einwirkungskombinationen automatisiert als auch die nachträgliche Weiterbearbeitung vereinfacht werden. Dies dient vor allem dazu, potenzielle Fehlerquellen in den PSA-Anlagenmodellen zu reduzieren.

Eine weitere Erweiterung betrifft die Einbindung aktualisierter Python-Module, insbesondere sqlalchemy, zum Datenbankmanagement. Diese Erweiterung ist notwendig, um das Werkzeug weiterhin auf dem aktuellen Stand der zugrundeliegenden Programmiersprache zu halten.

Die noch zu ergänzenden und zu erweiternden methodischen Ansätze und Werkzeuge werden die Bedeutung probabilistischer Sicherheitsanalysen zum einen für Kernkraftwerksstandorte mit fortschrittlichen Reaktoren herkömmlichen Typs der Generation III+

und zum anderen für solche mit neuartigen Reaktorkonzepten (SMRs, insbesondere mit mehreren identischen Reaktormodulen) bei der Sicherheitsbewertung stärken und deren Aussagesicherheit weiter erhöhen. Die zukünftigen Arbeiten werden damit einen nicht unerheblichen Beitrag zu den Zielen der Reaktorsicherheitsforschung des BMUV leisten.

5 Referenzen

Die folgenden Berichte zu den Arbeitspaketen AP 1, AP 2 und AP 3 wurden als Technische Fachberichte innerhalb des Vorhabens RS1556 erstellt und stellen umfangreiche und detaillierte Teilberichte zu diesem Abschlussbericht für die entsprechenden Arbeitspakete dar:

Arbeitspaket AP 1:

/BER 24/ Berchtold, F., et al.: Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors / Development of a Methodological Approach for Performing Level 1 PSA for Nuclear Power Plant Sites With Small Modular Reactors, Technischer Bericht / Technical Report, GRS-781, ISBN 978-3-910548-74-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2024, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-09/grs-781.pdf>.

Arbeitspaket AP 2:

/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, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-08/grs-782.pdf>.

Arbeitspaket AP 3:

- /ERA 24/ Eraerds, T.: Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA-Modellen / Extending the Spectrum of Methods for an Automated Modification of PSA Plant Models, Technischer Bericht / Technical Report, GRS-783, ISBN 978-3-910548-76-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2024, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-02/grs-783.pdf>.
- /STR 20/ Strack, C., A. Bücherl, M. Röwekamp: Hazards Screening Tool, Users Guide, Revision 1, Technische Notiz, GRS – V – RS1596 - 1/2024, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2024.

Literaturverzeichnis

- /ALR 22/ Alammah, I.: Application of probabilistic safety assessment (PSA) to the power reactor innovative small module (PRISM), Nuclear Engineering and Technology, 54, 3324-3335, April 2022.
- /ARE 12/ AREVA NP und EDF: UK EPR, PCSR – Sub-chapter 15.4 – Level 2 PSA, UKEPR-002-153 Issue 06, AREVA NPP & EDF SA, Großbritannien, November 2012, https://www.edfenergy.com/sites/default/files/sub-chapter_15.4_-_level_2_psa.pdf, letzter Zugriff: 12.11.2024.
- /ASM 09/ American Society of Mechanical Engineers (ASME): Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sa-2009, New York, NY, USA, 2009.
- /BER 16/ Berner, N., J. Herb: Generic framework for the automated integration of impacts from hazards in PSA models. Risk, Reliability and Safety: Innovation Theory and Practice, in: Walls, Revie, and Bedford (Eds.): Proceedings of the 26th European Safety and Reliability Conference 2016 (ESREL 2016). Glasgow, Großbritannien, 2016.
- /BER 17/ Berner, N., J. Herb: Weiterentwicklung der Methodik zur automatisierten Integration übergreifender Einwirkungen in PSA-Modelle der Stufe 1. GRS-454, ISBN 978-3-946607-36-6, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, 2017, <https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-454.pdf>.
- /BER 19/ Berner, N., M. Utschick: Network-based analysis of hazard dependency patterns prior to the automated integration in PSA models, in: Beer, M. and E. Zio (Eds.): Proceedings of the 29th European Safety and Reliability Conference (ESREL 2019), Hannover, 2019.

- /BER 20/ Berner, N.: Automated Integration and Network-Based Analysis of Hazard Impacts within Probabilistic Safety Analysis (PSA) Models, Technischer Fachbericht, GRS-565, ISBN 978-3-947685-50-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2020, <https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-565.pdf>.
- /BER 24/ Berchtold, F., et al.: Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Durchführung von PSA der Stufe 1 für Kraftwerksstandorte mit Small Modular Reactors / Development of a Methodological Approach for Performing Level 1 PSA for Nuclear Power Plant Sites With Small Modular Reactors, Technischer Bericht / Technical Report, GRS-781, ISBN 978-3-910548-74-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2024, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-09/grs-781.pdf>.
- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke gemäß §19a des Atomgesetzes - Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, 31. Januar 2005, Bekanntmachung vom 30. August 2005, Bundesanzeiger, Jahrgang 57, Nummer 207a, ISSN 0720-6100, 3. November 2005, https://www.bfe.bund.de/SharedDocs/Downloads/BfE/DE/rsh/3-bmub/3_74_3.pdf?__blob=publicationFile&v=1.
- /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.
- /BUC 15/ Buchholz, S., et al.: Studie zur Sicherheit und zu internationalen Entwicklungen von Small Modular Reactors (SMR), GRS-376, ISBN 978-3-944161-57-0, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Mai 2015, <https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-376.pdf>.

- /BUC 16/ Buchholz, S., D. von der Cron, A. Schaffrath: System code improvements for modelling passive safety systems and their validation, Kerntechnik 81, S. 535-542, München, 2016.
- /EC 22/ European Commission (EC): FAST Nuclear Emergency Tools (FASTNET), <https://cordis.europa.eu/project/rcn/198668/factsheet/en> , letzter Zugriff: 12.08.2022.
- /EIS 18/ Eismar, S.: Auswertung der kanadischen und britischen Aktivitäten zu Small Modular Reactors (SMR), Adhoc-Auftrag S I4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Dezember 2018.
- /ERA 24/ Eraerds, T.: Erweiterung des Methodenspektrums zur automatisierten Modifikation von PSA- Modellen / Extending the Spectrum of Methods for an Automated Modification of PSA Plant Models, Technischer Bericht / Technical Report, GRS-783, ISBN 978-3-910548-76-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2024, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-02/grs-783.pdf>.
- /FAK 05/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, ISBN 3-86509-414-7, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, <http://doris.bfs.de/jspui/handle/urn:nbn:de:0221-201011243824>.
- /FAK 05a/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, ISBN 3-86509-415-5, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005, <https://doris.bfs.de/jspui/handle/urn:nbn:de:0221-201011243838>.

- /FAK 16/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: Mai 2015, BfS-SCHR-61/16, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, September 2016, <https://doris.bfs.de/jspui/handle/urn:nbn:de:0221-2016091314090f>.
- /FRI 14/ Friedlhuber, T.: Model Engineering in a Modular PSA, Thesis, Ecole Polytechnique, EDF R&D, Palaiseau, Frankreich, 2014, <https://pastel.hal.science/tel-01110825>.
- /HAG 08/ Hagberg, A. A., D. A. Schult, and P. J. Swart: Exploring network structure, dynamics, and function using NetworkX, in: Varoquaux, Vaught, and Millman (Eds.): Proceedings of the 7th Python in Science Conference (SciPy2008), pp. 11 – 15, Pasadena, CA, USA, 2008.
- /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, Februar 2017, <http://www.grs.de/publikation/grs-455>.
- /HAG 18/ Hage, M., et al.: Source Term Prediction Software in Case of Severe Accidents: FaSTPro for Shutdown States Paper 266, in: Proceedings of 14th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM14), Los Angeles, CA, USA, September 2018.
- /HAG 20/ Hage, M., et al.: Verbesserung und Erweiterung der Prognose von Radionuklidfreisetzungen bei schweren Stör- und Unfällen / Enhancements and Extension of the Prognosis of Radionuclide Releases in Case of Severe Nuclear Accidents, Technischer Bericht, GRS-A-3999, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, 2020.

- /HAG 20a/ Hage, M. et al.: The GRS Source Term Prognosis Software FaSTPro: New Developments for a More Precise Prognosis, in: Baraldi, P., F. Di Maio, and E. Zio (Eds.) Proceedings of 30th European Safety and Reliability Conference (ESREL 2020) and the 15th Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM 15), Research Publishing, Singapore, ISBN: 981-973-4949-00-0, November 2020, <https://doi.org/10.3850/981-973-4949-00-0esrel2020psam15-paper>.
- /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>.
- /HEI 12/ Heinzl-Große, S., et al.: Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines KKW befindlichen Inventare (außer Kerninventar) als Input für das Entscheidungshilfesystem RODOS – Vorhaben 3608S06006, TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG., Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, BfS-RESFOR-73/12, urn:nbn:de: 0221-2012111310214, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, November 2012.
- /HER 12/ Herb, J., et al.: Fault tree auto-generator: How to cope with highly redundant systems, in: Proceedings of 11th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference and the Annual European Safety and Reliability Conference 2012 (PSAM 11/ESREL 2012), ISBN: 978-1-62276-436-5, Curran Associates, Inc., Red Hook, NY, USA, 2012.
- /HOS 19/ Hossain, S.: Visualization of Bioinformatics Data with Dash Bio, in: Proceedings of the 18th Python in Science Conference (SciPy2019), S. 126-133, 2019, Austin, TX, USA. July 8-14, 2019, ISSN: 2575-9752, <https://doi.org/10.25080/issn.2575-9752>.

- /IAE 91/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety related terms for advanced nuclear plants, IAEA-TECDOC-626, ISSN 1011-4289, Wien, September 1991,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_626_web.pdf.
- /IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Special Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, STI/PUB/1443, ISBN 978-92-0-102210-3, Wien, Mai 2010,
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1443_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-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1677_web.pdf.
- /IAE 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Progress in Methodologies for the Assessment of Passive Safety System Reliability in Advanced Reactors, IAEA-TECDOC-1752, ISBN 978-92-0-108614-3, Wien, September 2014,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1752_web.pdf.
- /IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident, IAEA-TECDOC-1785, ISBN 978-92-0-100716-2, Wien, März 2016,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1785_web.pdf.
- /IAE 17/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Instrumentation and Control Systems for Advanced Small Modular Reactors, IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.19, STI/PUB/1770, ISBN 978-92-0-101217-3, Wien, Juli 2017,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1770_web.pdf.

- /IAE 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS), Wien, September 2018, <http://aris.iaea.org>.
- /IAE 21/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Multi-unit probabilistic safety assessment, IAEA Safety Reports Series No. 110, Wien, 2021, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1974_web.pdf.
- /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, STI/PUB/2056, ISBN 978-92-0-130723-1, Wien, März 2024, <https://doi.org/10.61092/iaea.3ezv-lp4>.
- /IAE 24a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advanced Probabilistic Safety Assessment (PSA) Approaches and Applications for Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-x, Wien, in Vorbereitung, 2024.
- /IAE 24b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Evaluation of Nuclear Installations Against External Event Induced Hazard Combinations, IAEA-TECDOC-x, Wien, in Vorbereitung, 2024.
- /IAE 24c/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, SSG-4, Rev. 1, Wien, in Vorbereitung 2024.
- /LIN 01/ von Linden, J., et al.: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Methoden und Ergebnisse einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Oktober 2001, <https://www.grs.de/sites/default/files/publications/GRS-175.pdf>.

- /LOE 06/ Löffler, H., et al.: Erhöhung der Zuverlässigkeit der Eingabedaten für das Entscheidungshilfesystem RODOS. Abschlussbericht zum Vorhaben StSch 4449, GRS-A-3318, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, April 2006.
- /LOE 08/ Löffler, H., et al.: Erhöhung der Zuverlässigkeit der RODOS-Ergebnisse für eine SWR-Anlage. Abschlussbericht zum Vorhaben StSch 4503, GRS-A-3455, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Oktober 2008.
- /LOE 10/ Löffler, H. et al.: Aktualisierung der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS für Ereignisse im Leistungsbetrieb. Abschlussbericht zum Vorhaben 3609S60009, GRS-A-3580, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2010.
- /LR 21/ Lloyds Register: RASTEP (Rapid Source Term Prediction), <https://www.lr.org/en/rastep/>, letzter Zugriff: 7.07.2021.
- /MAR 05/ Marquès, M., et al.: Methodology for the reliability evaluation of a passive system and its integration into a Probabilistic Safety Assessment, Nuclear Engineering and Design 235, 2612-2631, April 2005.
- /MUE 04/ Müller, C., H. Glaeser: Zuverlässigkeitsmethoden für passive Sicherheitsfunktionen, Abschlussbericht zum Vorhaben RS 1131, GRS-A-3179, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Januar 2004.
- /MYE 15/ Myers, J., R. Copeland: Essential SQLAlchemy: Mapping Python to Databases (2nd Edition), ISBN 9781491916551. O'Reilly Media, Boston, MA, USA, 2015.

- /NEA 24/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)
Nuclear Energy Agency (NEA): The NEA Small Modular Reactor
Dashbord: Second Edition, NEA No. 7671, OECD/NEA Paris, März
2024,
[https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_90816/the-nea-small-modular-reactor-
dashboard-second-edition](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_90816/the-nea-small-modular-reactor-dashboard-second-edition).
- /NEA 24a/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)
Nuclear Energy Agency (NEA): Proceedings of the International
Workshop on the Safety Assessment of Nuclear Installations for
Combinations of External Hazards, NEA/CSNI/R(2024)x, Paris, France,
in Vorbereitung, 2024.
- /NIE 17/ Niedrée, D., H. Schmidt: Beschreibung der kleinen und modularen
Reaktorkonzepte CAREM-25, SMART, NuScale und Westinghouse
SMR, Technical Note, GRS – V – 3614R01510 - 01/2017, Gesellschaft
für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juni 2017.
- /NIE 17a/ Niedrée, D.: Herausforderungen bei der Realisierung von kleinen,
modularen Reaktoren (SMR), Technische Notiz, GRS – V –
3614R01520 - 03/2017, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH, Köln, Mai 2017.
- /NKS 12/ Nordic Nuclear Safety Research (NKS): Using Bayesian Belief Network
(BBN) Modelling for Rapid Source Term Prediction – RASTEP Phase 1,
NKS-267, ISBN 978-87-7893-340-9, Scandpower AB, Schweden,
September 2012,
[https://www.nks.org/en/nks_reports/view_document.htm?id=111010111
272164](https://www.nks.org/en/nks_reports/view_document.htm?id=111010111272164).
- /NRC 12/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC): Standard Review
Plan, Chapter 19.1, Determining the Technical Adequacy of Probabilistic
Risk Assessment for Risk-Informed License Amendment Requests after
Initial Fuel Load, Revision 3, NUREG-0800, Washington, DC, USA,
September 2012, <https://www.nrc.gov/docs/ML1219/ML12193A107.pdf>.

- /NRC 13/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC): AREVA: U.S. EPR Final Safety Analysis Report, AREVA Design Control Document, Tier 2, Revision 0 und 5, Washington, DC, USA, September 2013, <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/large-lwr/design-cert/epr/reports.html>.
- /NRC 14/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC): Standard Review Plan, Chapter 19.3, Regulatory Treatment of Non-safety Systems for Passive Advanced Light Water Reactors, Revision 0, NUREG-0800, Washington, DC, USA, Juni 2014, <https://www.nrc.gov/docs/ML1403/ML14035A149.pdf>.
- /NRC 15/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC): Standard Review Plan, Chapter 19.0, Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation for new Reactors, Revision 3, NUREG-0800, Washington, DC, USA, Dezember 2015, <https://www.nrc.gov/docs/ML1508/ML15089A068.pdf>.
- /NUS 20/ NuScale Power LLC: NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Chapter 19: Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation, Revision 5, Corvallis, OR, USA, Juli 2020, © NuScale Power, LLC, <https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A508.pdf>.
- /NUS 20a/ NuScale Power LLC: NuScale Standard Plant Design Certification Application, Part 2, Chapter 7: Instrumentation and Controls, Revision 5, Corvallis, OR, USA, Juli 2020, © NuScale Power, LLC, <https://www.nrc.gov/docs/ML2022/ML20224A495.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, <https://www.grs.de/sites/default/files/2025-08/grs-782.pdf>.
- /OBE 24a/ Obergfell, M., F. Berchtold: Small Modular Reactor Multi-Module PSA, in: Advances in Reliability, Safety and Security, ESREL 2024 Contributions, Part 1 – Part 10, Academic Press Book Series, Krakau, Polen, Juni 2024.
- /OBE 24b/ Obergfell, M., F. Berchtold.: Small Modular Reactor Multi-Module PSA, in: Proceedings of the International Conference on Small Modular Reactors and their Applications, International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien, in Vorbereitung, Oktober 2024.
- /PYT 24/ PyTables Developers Team: PyTables: Hierarchical Datasets in Python, <https://www.pytables.org/>, letzter Zugriff: 08.08.2024.
- /RIS 24/ RiskSpectrum®: Software RiskSpectrum PSA, <https://www.riskspectrum.com/riskspectrum-psa>.
- /ROE 20/ Röwekamp, M., et al.: Vervollständigung von Methoden und Werkzeugen für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), Technischer Bericht (Completion of Methods and Data for Probabilistic Safety Analyses (PSA), Technical Report), GRS-610, ISBN 978-3-947685-96-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2020, <https://www.grs.de/publikationen/grs-610>.

- /SCH 00/ Schwarz, G., et al.: Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Region Gorleben, Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2264, GRS-A-2814, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2000.
- /SCH 19/ Schaffrath, A., S. Buchholz: SMRs - Overview on International Developments and Safety Features, atw, International Journal for Nuclear Power, 6,7, S. 336-347, Juli 2019.
- /SIG 21/ Signoret, J. P., A. Leroy: Reliability Block Diagrams (RBDs), Springer Series in Reliability Engineering, in: Reliability Assessment of Safety and Production Systems, S. 195-208, Springer, Sedzère, Frankreich, 2021, https://doi.org/10.1007/978-3-030-64708-7_15.
- /SMI 16/ Smith, C., et al.: Advanced SAPHIRE 8 Modelling Methods for Probabilistic Risk Assessment via the Systems Analysis Program for Hands-On Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Software P-202 (No. INL/EXT-17-40996-Rev000), Idaho National Laboratory (INL), Idaho Falls, ID, USA, 2016.
- /STR 20/ Strack, C., A. Bücherl, M. Röwekamp: Hazards Screening Tool, Users Guide, Revision 1, Technische Notiz, GRS – V – RS1596 - 1/2024, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2024.
- /STR 24/ Strack, C., A. Bücherl, M. Röwekamp: Hazards Screening Tool, Users Guide, Revision 1, Technische Notiz, GRS – V – RS1596 - 1/2024, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Oktober 2024.

- /TUE 14/ Türschmann, M., S. Sperbeck, and G. Thuma: Recent research on natural hazards PSA in Germany and future needs, in: Probabilistic Safety Assessment (PSA) of Natural External Hazards Including Earthquakes. OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI). NEA/CSNI/R(2014)9, Paris, France, 2014,
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-9.pdf>.
- /TUE 15/ Türschmann, M., M. Röwekamp, and S. Babst: Concept for Comprehensive Hazards PSA and Fire PSA Application, Progress in Nuclear Energy, Volume 84, Special Issue: EUROSAFE 2013, S. 36 – 40, 2015,
<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197015000876>.
- /TUE 15a/ Türschmann, M., S. Sperbeck, W. Frey: Methodische Ansätze zur Durchführung einer standortspezifischen PSA zu den Auswirkungen übergreifender Einwirkungen, GRS-A-3838, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, August 2015.
- /VGB 12/ VGB PowerTech e.V.: Zentrale Zuverlässigkeits- und Ereignisdatenbank – Zuverlässigkeitskenngrößen für Kernkraftwerkskomponenten, TW 805-13, Essen, Dezember 2012.
- /WIL 99/ Wilensky, U.: NetLogo, Knowledge and Information Systems, Center for Connected Learning and Computer-Based Modelling, Northwestern University, Evanston, IL, USA, 1999.
- /ZAK 14/ Zaki, M. J., W. Meira Jr.: Data Mining and Analysis: Fundamental Concepts and Algorithms, ISBN 9781108564175, Cambridge University Press, Cambridge, MA, USA, 2014.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Ereignisbäume aus dem SMR PSA-Modell für die allgemeine Transiente: links für die PSA mit einem Modul (32 Sequenzen), rechts für die PSA mit vier Modulen (99 Sequenzen).....	21
Abb. 3.2	Fehlerbaum im SMR PSA-Modell für das Notkühlsystem ECCS; der Ausfall des Naturumlaufs hängt vom Zustand der Ventile (RRVs, RVVs) ab und ist für drei Randbedingungen mit unterschiedlichen Wahrscheinlichkeiten (grün, orange, rot) zu implementieren.....	22
Abb. 3.3	Anteile der auslösenden Ereignisse an der Kernschadenshäufigkeit im PSA-Modell für ein SMR-Reaktormodul	24
Abb. 3.4	Anteile der auslösenden Ereignisse an der Kernschadenshäufigkeit im PSA-Modell für zwölf SMR-Reaktormodule	25
Abb. 3.5	BBN für das Hilfsanlagegebäude, aus /OBE 24/	31
Abb. 3.6	Screenshot von FaSTPro auf der Grundlage von ATLASneo, aus /OBE 24/	34
Abb. 3.7	Logik in FaSTPro zur Bestimmung der Verteilung der Kernschadensendzustände, aus /OBE 24/.....	36
Abb. 3.8	BBN zur Durchführung der Quelltermprognose in FaSTPro für einen EPR, aus /OBE 24/	38
Abb. 3.9	BBN-Erweiterung zur Berücksichtigung einer gefilterten Druckentlastung auf der Grundlage der Implementierung eines generischen Konvoi-DWRs, aus /OBE 24/	39
Abb. 3.10	Beispielhafte Visualisierung der Auswahl von durch eine gemeinsame Ursache korrelierte Kombinationen übergreifender Einwirkungen – Bildschirmmaske zur Auswahl, aus /STR 24/	46
Abb. 3.11	Beispielhafte Visualisierung der Auswahl von durch eine gemeinsame Ursache korrelierte Kombinationen übergreifender Einwirkungen, aus /STR 24/	46
Abb. 3.12	Visualisierung von Raumabhängigkeiten, wobei die Farbgebung der Knoten durch die Greedy-Modularity Community der Knoten bestimmt wird, aus /ERA 24/.....	48

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Inventare des DWR-Hilfsanlagegebäudes und des SWR-Reaktorgebäudes ohne Brennelementlagerbecken, aus /OBE 24/	27
Tab. 3.2	Aktivitätszusammensetzung eines Brennelementbehälters nach einer Lagerdauer der Brennstäbe von drei Jahren /SCH 00/	28
Tab. 3.3	Inventare der unterschiedlichen Behälter in einem Abfalllager am Kernkraftwerkstandort /HEI 12/	29
Tab. 3.4	Berücksichtigte auslösende Ereignisse bzw. Einwirkungen von außen	30
Tab. 3.5	Quellterm für das Abfalllager nach Ereignisanalyse in /ERA 24/	32
Tab. 3.6	EPR-Freisetzungskategorien und Eintrittshäufigkeiten, aus /OBE 24/.....	40

Abkürzungsverzeichnis

ABZ	Anlagenbetriebszustand
BBN	Bayesian Belief Network
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
BWR	Boiling Water Reactor
CDF	Kernschadenshäufigkeit (Englisch: core damage frequency)
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
DWR	Druckwasserreaktor
EPR	European Pressurized Reactor
ESFAS	Engineered Safety Features Actuation System
FASTNET	Fast Nuclear Emergency Tools
FaSTPro	Fast Source Term Prognosis
FDF	Brennstabschadenshäufigkeit (Englisch: fuel damage frequency)
FK	Freisetzungskategorie
f(...)	Häufigkeit (Englisch: frequency) von ...
GDE	GDE Gefilterte Druckentlastung
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
GVA	gemeinsam verursachter Ausfall (Englisch: common cause failure, CCF)
H	Übergreifende Einwirkung (Englisch: hazard)
HC	Hazard Compartment
HST	Hazards Screening Tool
IAEA	International Atomic Energy Agency
IE	Auslösendes Ereignis (Englisch: initiating event)
INL	Idaho National Laboratory
LR	Lloyds Register
MCCI	Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Englisch: Molten Core Concrete Interaction)
MSSQL	Microsoft® SQL-Server
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
ORM	Object Relational Mapping
POS	Plant Operational State
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse

PWR	Prezzurized Water Reactor
p(...)	Wahrscheinlichkeit (Englisch: probability) für ...
RCS	Reaktorkühlsystem (Englisch: Reactor Coolant System)
RDB	Reaktordruckbehälter
RMPS	Reliability Method for Passive Systems
RSV	Reactor Safety Valve
RVV	Reactor Ventilation Valve
SB	Sicherheitsbehälter
SMR	Small Modular Reactor
SQL	Structured Query Language
SSC	Bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten (Englisch: Structures, Systems and Components)
SSG	Specific Safety Guide
SUSA	Software für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen
SWR	Siedewasserreaktor
WGEV	Working Group on External Events
WGRISK	Working Group on Risk Assessment

**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 978-3-910548-73-2