

**Erweiterung des
Quelltermprognosewerk-
zeugs FaSTPro
zur Planung
anlagenexterner
Notfallmaßnahmen
unter Berücksichtigung
aller Radionuklidquellen
an einem Kernkraftwerks-
standort**

**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**

**Erweiterung des
Quelltermprognosewerk-
zeugs FaSTPro
zur Planung
anlagenexterner
Notfallmaßnahmen
unter Berücksichtigung
aller Radionuklidquellen
an einem Kernkraftwerks-
standort**

**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

Manuel Obergfell
Michael Hage
Sören Johst
Jonathan Zert

September 2024

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegen-
de Eigenforschungsvorhaben wurde
mit Mitteln des Bundesministeriums
für Umwelt, Naturschutz, nukleare
Sicherheit und Verbraucherschutz
(BMUV) unter dem Förderkennzei-
chen RS1596 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt die-
ser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

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

**GRS - 782
ISBN 978-3-910548-75-6**

Deskriptoren

EPR, nukleares Abfallager, probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), Quelltermprognose, Standort mit mehreren Radionuklidquellen, Standortzwischenlager

Kurzfassung

Ein wesentliches Ziel des zunächst vom Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi) und später vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) geförderten Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1596 besteht darin, Methoden und Werkzeuge für die probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) weiter zu vervollständigen und zu verbessern. Das Gesamtziel der in diesem Bericht vorgestellten Arbeiten besteht in der Erweiterung des GRS-Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro 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 (*Fast Source Term Prognosis*) 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 dabei dahingehend erweitert, alle radioaktiven Quellen an einem Kernkraftwerksstandort, also alle Reaktorblöcke sowie weitere Radionuklidquellen, zu berücksichtigen, um damit einen Gesamtquellterm für den Kraftwerksstandort ermitteln zu können. Dies beinhaltet 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 des Weiteren 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 grafische 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 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 der vorgenannten Arbeiten methodisch erneut erheblich erweiterte und weiterentwickelte GRS-Quelltermprognosewerkzeug FaSTPro kann damit in Notfallzentren für eine umfassende Quelltermprognose für gesamte Kernkraftwerksstandorte mit allen dort vorhabenden Radionuklidquellen, d. h. Druck- und Siedewasserreaktoren herkömmlicher Bauart ebenso wie mit neuen Druckwasserreaktoren vom Typ EPR sowie den am Standort befindlichen Brennelementlagerbecken und nuklearen Abfall- und Zwischenlagern, verwendet werden und ermöglicht damit präzisere, den möglichen Unfallabläufen besser angepasste anlagenexterne Notfallmaßnahmen.

Abstract

A main objective of the research and development project RS1596, initially funded by the Federal Ministry for Economy and Energy (BMWi) and later by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Nuclear Safety and Consumer Protection (BMUV), was to further improve and extend existing methods and tools for probabilistic safety analyses (PSA). The overall objective of the work presented in this report was to enhance the GRS source term prognosis tool FaSTPro for the planning of off-site emergency measures taking into account all radionuclide sources at a nuclear power plant site.

An accident at a nuclear power plant site requires a reliable, rapid assessment of the situation and a prediction of the development of the accident sequence for initiation of emergency measures in line with the situation and to inform the population on the most important insights.

The GRS tool FaSTPro (*Fast Source Term Prognosis*) is a software tool for the prognosis of radionuclide releases to the environment in the event of severe accidents in nuclear power plants. The source term prognosis software is used to draw conclusions about the probability of certain plant states and source terms from a set of observations with very short calculation times in the range of seconds.

FaSTPro has been extended to include all radioactive sources, i.e. all reactor units and other radionuclide sources collocated at a nuclear power plant site, in order to be able to determine an overall source term for the whole power plant site. This also included an extension to include other initiating events, in particular as a result of hazards that may affect the entire plant site.

In addition, the source term prognosis tool FaSTPro, developed applying the tool Python 2.7, has been updated to the current Python version 3.11. In this context, FaSTPro has been integrated in the software basis of the GRS program ATLASneo for visualisation of accident sequence simulations based on a system independent, universally applicable platform for displaying graphical results and can benefit from the variety of further enhancements in ATLASneo in the future.

Moreover, a FaSTPro version for a new EPR type pressurised water reactor has been developed. FaSTPro has been expanded in this context with regard to the existing

release categories in order to include releases in plants with an available containment spray system and with core catcher functions. In addition, the release categories have been extended to include melt retention in the reactor pressure vessel and a loss of coolant from a connected system. Furthermore, the possibility of a filtered depressurization has been considered in FaSTPro for the Finnish EPR.

The GRS source term prognosis tool FaSTPro, which has again been considerably extended and advanced, can thus be used in emergency centres for a comprehensive source term prognosis for entire nuclear power plant sites with all radionuclide sources, i.e. pressurized and boiling water reactors of conventional design and new EPR type pressurized water reactors as well as the spent fuel pools and nuclear waste and interim fuel storage facilities collocated at the site, enabling more precise off-site emergency measures that are better adapted to the possible accident sequences.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einführung	1
1.1	Beschreibung der GRS-Quelltermprognosesoftware FaSTPro	1
1.2	Zielsetzung der Weiterentwicklungen.....	4
2	Erweiterungen und Aktualisierungen von FaSTPro für gesamte Kernkraftwerksstandorte	7
2.1	Bestimmung der Radionuklidinventare und möglicher generischer Quellterme an einem Kernkraftwerksstandort	8
2.1.1	Reaktordruckbehälter und Kern	14
2.1.2	Brennelementlagerbecken	15
2.1.3	Hilfsanlagegebäude bei DWR bzw. Reaktorgebäude bei SWR.....	16
2.1.4	Maschinenhaus	18
2.1.5	Standortzwischenlager.....	18
2.1.6	Abfalllager.....	28
2.1.7	Zusammenfassende Darstellung der möglichen Quellterme für die untersuchten Anlagenteile	42
2.2	Bayesian Belief Networks der untersuchten Anlagenteile (Probabilistischer Teil von FaSTPro).....	45
2.2.1	Hilfsanlagegebäude (DWR) und Reaktorgebäude (SWR).....	45
2.2.2	Abfalllager.....	47
2.2.3	Standortzwischenlager.....	49
2.3	Berechnungsmodule zum Freisetzungsverlauf (Deterministischer Teil von FaSTPro)	51
2.4	Überarbeitungs- und Entwicklungsarbeiten an FaSTPro für eine mögliche Integration weiterer radioaktiver Quellen.....	54
2.5	Zusammenfassung der Weiterentwicklungen von FaSTPro	57

3	Erweiterungen und Aktualisierungen von FaSTPro für Druckwasserreaktoren neuer Bauart	59
3.1	Aufarbeitung des vorhandenen Wissens zu Druckwasserreaktoren neuer Bauart.....	60
3.1.1	Datenlage und Beschreibung der wichtigsten Literaturquellen	63
3.1.2	Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung	63
3.1.3	Mitigative Notfallmaßnahmen.....	66
3.1.4	Kerninventar des EPR	68
3.2	Implementierung auslösender Ereignisse und Kernschadenszustände....	71
3.2.1	Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zur Störfallbeherrschung	72
3.2.2	Klassifizierung der Kernschadensendzustände.....	80
3.3	Systematischer Aufbau eines BBN für einen generischen EPR in FaSTPro (Probabilistischer Teil)	82
3.3.1	Abschätzung der Zuverlässigkeit der Systemfunktionen und Systemereignisse	82
3.3.2	Methoden zum Aufbau eines Bayesian Belief Networks aus Ereignisablaufanalysen.....	90
3.4	Systematischer Aufbau eines BBN für einen generischen EPR in FaSTPro (Deterministischer Teil)	91
3.4.1	Charakteristische Zeitpunkte im Unfallablauf	91
3.4.2	Freisetzungsanteile der Unfallabläufe	95
3.4.3	Zusammensetzung der Jodfreisetzungsanteile	97
3.5	Berücksichtigung eines Systems zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	100
3.5.1	Vergleich der Quellterme von EPR und Konvoi-DWR	100
3.5.2	Sicherheitsbehälter-Druckentlastung – Probabilistischer Teil	105
3.5.3	Sicherheitsbehälter-Druckentlastung – Deterministischer Teil.....	106
4	Zusammenfassung und Ausblick.....	109
	Literaturverzeichnis.....	113
	Abbildungsverzeichnis.....	125

Tabellenverzeichnis.....	127
Abkürzungsverzeichnis.....	129

1 Einführung

Die GRS verfügt über ein Notfallzentrum zur Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) im Fall eines schweren Unfalls in einer kerntechnischen Anlage. Dies erfordert u. a., den Anlagenzustand bei einem solchen Unfall anhand der vorliegenden Informationen bestmöglich einschätzen und daraus den wahrscheinlichsten, weiteren zeitlichen Verlauf des Unfalls in der Anlage abschätzen zu können. Diese Abschätzungen bilden die Grundlage für eine möglichst zuverlässige Voraussage des zeitlichen Freisetzungsverlaufs und der Mengen der aus der Anlage austretenden Radionuklide. Diese beiden Informationen werden zusammengefasst als Quellterm bezeichnet.

Im Katastrophenfall ist der Betreiber einer Anlage gefordert, eine entsprechende Einschätzung zum wahrscheinlichsten Quellterm zu liefern. Die GRS prüft als technische Sachverständigenorganisation den Quellterm im GRS-Notfallzentrum auf Plausibilität. Dabei müssen die Arbeiten im Notfallzentrum schnell und fehlerfrei durchgeführt werden, weshalb eine vorbereitende Entwicklung von nutzereingabefreundlichen Hilfsprogrammen notwendig ist. Für die Plausibilitätsprüfung eines Betreiberquellterms im GRS-Notfallzentrum wurde das GRS-Quelltermprognosesoftware FaSTPro (*Fast Source Term Prognosis*) entwickelt. Diese Software wurde im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1596 aktualisiert und für einen gesamten Kernkraftwerksstandort mit Hilfsanlagegebäude, Standortzwischenlager und Abfalllager erweitert sowie darüber hinaus noch für die Quelltermbestimmung eines Druckwasserreaktors neuer Bauart ertüchtigt.

In den nachfolgenden Abschnitten sind der aktuelle Stand der Entwicklungen der GRS-Quelltermprognosesoftware FaSTPro sowie die Zielsetzungen der im Vorhaben RS1596 erfolgten Weiterentwicklungen und Erweiterungen von FaSTPro dargestellt.

1.1 Beschreibung der GRS-Quelltermprognosesoftware FaSTPro

FaSTPro ist ein von der GRS entwickeltes Prognosewerkzeug zur Bestimmung von Radionuklidfreisetzungen in die Umwelt im Verlauf schwerer Unfälle in Kernkraftwerken. Die Entwicklungen von FaSTPro erfolgten – zunächst noch unter dem Namen QPRO (*Quelltermprognose*) – in verschiedenen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) und wurden in erster Linie an deutschen Kernkraftwerken mit Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR und SWR)

erprobt /LOE 06/, /LOE 08/, /LOE 10/, /HAG 17/, /HAG 18/, /HAG 20/ und /ROE 20/. FaSTPro basiert, wie auch das aus den EU-Projekten FASTNET /EC 19/ und STERPS /EC 19a/ hervorgegangene Quelltermprognosewerkzeug RASTEP /LR 19/, /NKS 12/ auf dem Satz von Bayes.

Der Satz von Bayes verwendet FaSTPro in einem sogenannten Bayesian Belief Network (BBN). Das für jeden Reaktor spezifische BBN wird in der grafischer Nutzeroberfläche von Netica™, einem Softwareprodukt von Norsys /NOR 20/, erstellt. Die Knoten des BBN repräsentieren messbare oder abgeleitete Anlagengrößen oder -zustände, z. B. einen vorliegenden Kühlmittelverlust (KMV). Die Verbindungen zwischen den Knoten sind probabilistische oder logische Beziehungen (eine hohe Aktivität im Sicherheitsbehälter (SB) weist beispielsweise auf einen Kühlmittelverlust hin, die hohe Aktivität kann aber auch eine andere Ursache haben).

FaSTPro kann innerhalb weniger Sekunden die durch den Anwender ausgewählten Beobachtungen der Anlage auswerten, auf den Anlagenzustand und den weiteren Unfallverlauf schließen und daraus eine Wahrscheinlichkeitsaussage über die möglichen Quellterme erzeugen. In Abb. 1.1 ist exemplarisch der zeitliche Ablauf einer möglichen Freisetzung zu finden. Die Freisetzungsmengen (über deren Aktivität) der wichtigsten Radionuklide, der sogenannten Referenznuklide, sind grafisch anschaulich dargestellt. Der gesamte Quellterm kann somit auf einen Blick erfasst werden.

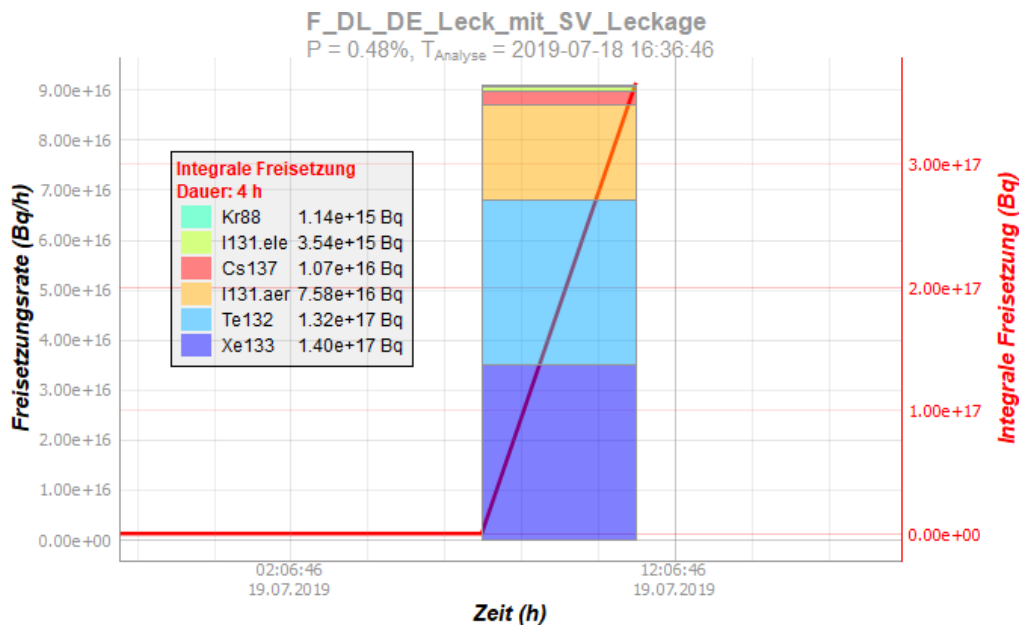


Abb. 1.1 Exemplarischer zeitlicher Verlauf einer Freisetzung eines prognostizierten Quellterms

Die Quellterme basieren in der Regel auf den Ergebnissen einer PSA der Stufe 2. Die Kernschadenshäufigkeiten, die aus der PSA der Stufe 2 bekannt sind, dienen FaSTPro auch als Grundlage für die Ermittlung der Quelltermwahrscheinlichkeiten, sofern keine Kenntnisse zum aktuellen Zustand der Anlage vorliegen. Bei der Nutzung von FaSTPro geht das Programm implizit davon aus, dass ein Unfallablauf mit voraussichtlichem Kern- bzw. Brennstoffschaden vorliegt. Durch direkte Nutzereingaben und die daraus abgeleiteten Beobachtungen zum Anlagenzustand wird der zeitliche Verlauf der Freisetzungen ermittelt, die Freisetzungsmengen werden entsprechend der Zerfallszeiten der Radionuklide angepasst. Die Freisetzungskategorien bleiben allerdings grundsätzlich erhalten und beziehen sich auf deren Definition in der PSA (z. B. der Freisetzung nach einem Dampferzeugerheizrohrleck (DEHEIRO-Leck), das nicht mit Kühlmittel überdeckt ist).

In den BMWi-Vorhaben RS1539 und RS1556 wurde FaSTPro methodisch weiterentwickelt. Im Vorhaben RS1539 wurde beispielsweise eine Version von FaSTPro für den Nichtleistungsbetriebs erstellt, in RS1556 wurden übergreifende Einwirkungen und Notfallmaßnahmen nach dem Notfallhandbuch berücksichtigt /LOE 15/, /LOE 15a/, /LOE 17/ und /HAG 20/. Darüber hinaus dienten die Arbeiten in den Forschungs- und Entwicklungsvorhaben 4718R01313 „Untersuchungen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen für Anlagen im Leistungsbetrieb – Weiterentwicklung der Modell- und Datenbasis zur Durchführung von Unfallanalysen für die Fortschreibung eines einheitlichen Ereignisbaums (AP 3)“ /KOW 21/ und 4719R01377 „Untersuchungen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen für Anlagen im Leistungsbetrieb – Optimierung der bestehenden Unfallanalysen hinsichtlich der Jodfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse (AP 7)“ /KOW 22/ u. a. der Verbesserung der Datenbasis der Quellterme, insbesondere zu Menge und Form (gasförmig oder als Aerosole) des austretenden Jods, bei Leistungsbetrieb sowie für das Brennelementlagerbecken.

Abb. 1.2 zeigt die Nutzeroberfläche von FaSTPro. In der oberen Hälfte des Bildes ist die Frageliste für den Nutzer erkennbar. Darunter schließt sich die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Freisetzungskategorien an. Die grafische Darstellung des Quellterms ist unten im Bild zu finden.

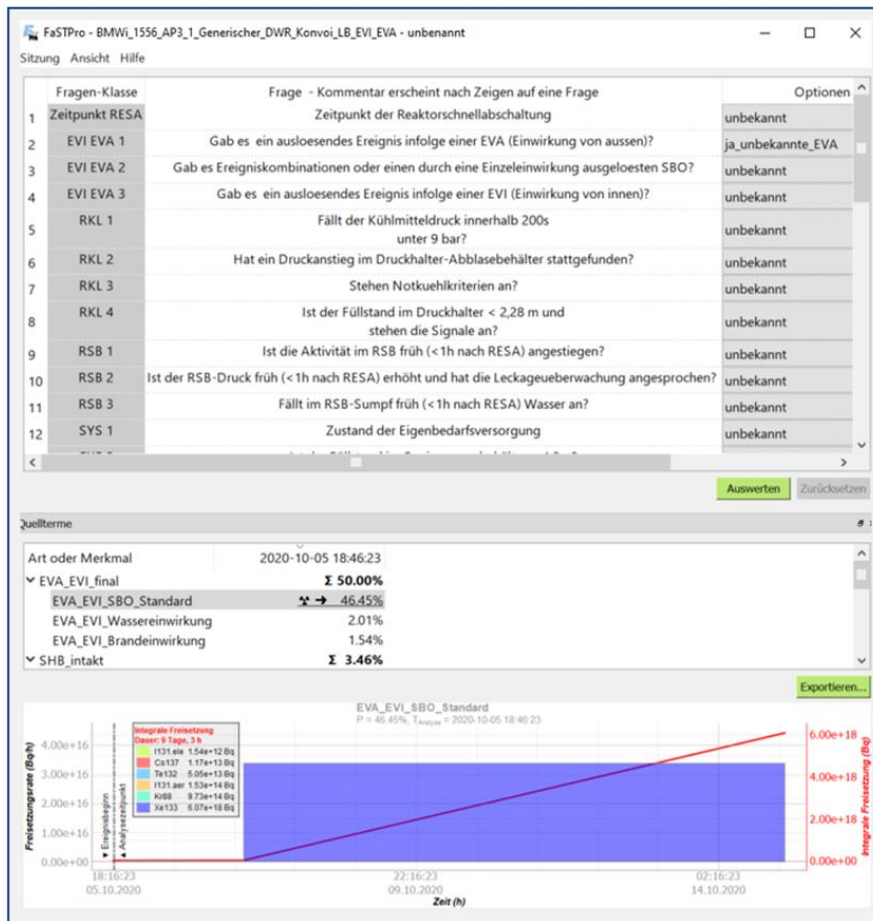


Abb. 1.2 Nutzeroberfläche für die FaSTPro-Nichtleistungsbetriebsversion für Druckwasserreaktoren (DWR) /ROE 20/

1.2 Zielsetzung der Weiterentwicklungen

Die grundsätzliche Zielsetzung der Weiterentwicklungen des Quelltermprognosetools FaSTPro untergliedert sich in die beiden nachfolgend aufgeführten Einzelziele.

- Integration aller radioaktiven Quellen an einem Kernkraftwerksstandort in FaSTPro: An den meisten Standorten mit Kernkraftwerken befindet sich – zumindest in Deutschland – nicht nur ein Reaktorblock als Radionuklidquelle. Alle an einem Kernkraftwerksstandort vorhandenen radioaktiven Quellen sind für Standorte mit mehreren Radionuklidquellen in FaSTPro zu integrieren, um im Fall eines nuklearen Unfalls mit einer möglichen Aktivitätsfreisetzung aus mehreren Radionuklidquellen, beispielsweise infolge einer übergreifenden Einwirkung von außen oder einer Einwirkungskombination, den gesamten Quellterm für den Standort angeben zu können. Alle möglichen Radionuklidquellen am Standort sind somit systematisch zu erfassen,

mögliche auslösende Ereignisse zu spezifizieren sowie Freisetzungspfade und -abläufe zu charakterisieren. Die Ergebnisse der entsprechenden Weiterentwicklungen von FaSTPro finden sich in Kapitel 2.

- Erweiterung von FaSTPro für Druckwasserreaktoren neuer Bauart:
Da mittlerweile in Europa zunehmend Druckwasserreaktoren neuer Bauart, u. a. vom Typ EPR (*European Pressurized Reactor*) oder WWER-1200, errichtet und in Betrieb genommen werden, ist FaSTPro, welches bisher nur für die in Deutschland betriebenen DWR-Anlagen vom Typ Konvoi sowie SWR-Anlagen deutscher Bauart entwickelt wurde, an die Gegebenheiten moderner Druckwasserreaktoren anzupassen, die im Gegensatz zu den bisherigen DWR-Anlagen über zusätzliche mitigative Notfallmaßnahmen, wie einen Core Catcher, verfügen. Basierend auf PSA-Ergebnissen für eine entsprechende Anlage ist das Spektrum an Freisetzungskategorien zu überarbeiten. Die entsprechend erfolgten Erweiterungen von FaSTPro finden sich in Kapitel 3.

2 Erweiterungen und Aktualisierungen von FaSTPro für gesamte Kernkraftwerksstandorte

An Kernkraftwerksstandorten finden sich in den meisten Fällen nicht nur ein Reaktorblock, sondern teilweise auch weitere Reaktorblöcke sowie andere Radionuklidquellen, wie ein ggf. nicht direkt zum Reaktor gehöriges Brennelementlagerbecken sowie Lager- einrichtungen für die (trockene) Lagerung von Brennelementen und nuklearen Abfällen oder auch die Behandlung nuklearer Abfälle im Rahmen des Rückbaus von Kernkraftwerken. Das bedeutet, dass sich nicht zu vernachlässigende radioaktive Quellen in unterschiedlichen Gebäuden an einem Kraftwerksstandort befinden. Im Fall eines größeren nuklearen Unfalls, beispielsweise aufgrund übergreifender Einwirkungen, können diese Radionuklidinventare freigesetzt werden. Dies ist bei der Quelltermprognose mittels FaSTPro zu berücksichtigen. Darüber hinaus wurde FaSTPro dahingehend ertüchtigt, eine Quelltermprognose anhand des auslösenden Ereignisses bzw. der übergreifenden Einwirkung und des Anlagenzustands zu erstellen.

Integration aller radioaktiven Quellen an einem Kernkraftwerksstandort

FaSTPro wurde um Sessions zum Hilfsanlagegebäude, Standortzwischenlager und Abfalllager erweitert. Die entsprechenden probabilistischen BBNs wurden erzeugt. Darüber hinaus wurden der zeitliche Verlauf und die Freisetzungsmengen in FaSTPro abgebildet sowie die Nutzereingabefragen formuliert. FaSTPro wurde an vielen Stellen überarbeitet, um den gleichzeitigen Umgang mit mehreren Sessions zu ermöglichen. Der Nutzer hat zu Beginn einer Quelltermprognose die Möglichkeit, die betroffenen Anlagen am Standort zu benennen, und bekommt daraufhin nur Fragen zu den betroffenen Anlagen zur Auswahl. Entsprechend dynamisch werden die Eingaben bearbeitet und die Ergebnisse dargestellt. Der zeitliche Verlauf und die Freisetzungsmengen werden dem Nutzer in einem Diagramm zusammengefasst und die Wahrscheinlichkeiten in einer Tabelle präsentiert. Die zusammengerechneten Freisetzungsmengen lassen sich in unterschiedlichen Formaten, z. B. dem XML-Format für das Entscheidungshilfesystem RODOS (*Real-Time Online Decision Support System*), abspeichern. In einem weiteren Entwicklungsschritt wurde FaSTPro auf einen aktuellen Softwarestand gebracht, hier sollte insbesondere ein Update von Python, Version 2.7 auf Python 3.11 erfolgen.

Die Realisierung der Integration der verschiedenen, an einem Kernkraftwerksstandort vorhandenen Radionuklidquellen in FaSTPro erfolgte schrittweise wie folgt:

- Erstellung von FaSTPro Sessions zum Hilfsanlagengebäude, Standortzwischenlager und Abfalllager:
 - probabilistischer Teil in Form eines BBN,
 - deterministischer Teil in Form von Freisetzungsverläufen und -mengen,
- Befähigung von FaSTPro zur gleichzeitigen und dynamischen Nutzung mehrerer Sessions,
- Darstellung der Ergebnisse bzgl. der Freisetzungsverläufe und -mengen aus mehreren Sessions zusammengefasst in einem Diagramm und in einer Tabelle,
- Umstieg von Python 2.7 auf die aktuelle Version Python 3.11 für die Programmierung.

Die Grundlagen für diese Erweiterungen von FaSTPro und der zugehörige Stand von Wissenschaft und Technik sind in Abschnitt 2.1 dargestellt. Die entsprechenden Weiterentwicklungen von FaSTPro finden sich in den Abschnitten 2.2 (probabilistischer Teil) und 2.3 (deterministischer Teil). Abschnitt 2.4 beschreibt die Aktualisierung von FaSTPro in der zugrunde liegenden Programmiersprache Python, bzw. die Portierung in das Framework des GRS-Programms ATLASneo zur Visualisierung.

2.1 Bestimmung der Radionuklidinventare und möglicher generischer Quellterme an einem Kernkraftwerksstandort

Auf einem Kernkraftwerksgelände befinden sich verschiedene Gebäude mit potenziellen Radionuklidquellen. Hierzu zählen entsprechend /HMU 20/ und /HEI 12/ insbesondere bei Kernkraftwerksstandorten in Deutschland:

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

Mögliche Quellterme, d. h. Freisetzungsmengen und -verläufe eines Unfalls, hängen zusätzlich von weiteren Rahmenbedingungen ab, u. a.

- vom Anlagentyp (z. B. Druck- oder Siedewasserreaktor etc.),
- vom Anlagenbetriebszustand (Leistungsbetrieb, Nichtleistungsbetrieb, Brennelementwechsel, Nachbetrieb und Rückbau),
- von der thermischen Reaktorleistung bzw. von der Gesamtmasse der Spaltstoffe,
- vom Abbrand,
- von der Position des Brennelementlagerbeckens innerhalb oder außerhalb des Sicherheitsbehälters,
- von den Möglichkeiten für mitigative Maßnahmen zur Begrenzung des Schadens oder zur Rückhaltung von Radionukliden (z. B. im Sicherheitsbehälter) sowie
- von der bisherigen Betriebsdauer der Anlagen am Standort (mögliche unterschiedliche Zahl von Gebinden in Abfalllager und Standortzwischenlager).

Der Fokus einer Quelltermprognose liegt auf einer unmittelbaren Gefährdung des Betriebspersonals bzw. der Bevölkerung und dient als Grundlage für die Vorhersage und Modellierung der Freisetzung von Teilen des Radionuklidinventars aus der Anlage. Die weitere Ausbreitung der in die Umgebung freigesetzten Radionuklide kann unter Berücksichtigung von Wetterdaten mit dem Entscheidungshilfesystem RODOS erfolgen. Eine entsprechende Schnittstelle zu RODOS ist in FaSTPro berücksichtigt. RODOS ist in der Ausbreitungsanalyse auf eine gleichzeitige Rechnung von 25 Radionukliden beschränkt /LAN 07/, weshalb in den Ergebnissen von FaSTPro eine Auswahl von maximal 25 in RODOS rechenbaren Radionukliden /LAN 07/ erfolgt. Überlegungen, welche Radionuklide für radiologische Untersuchungen relevant sind, basieren dabei nach /SOG 10/ auf den Notwendigkeiten für kurzfristigen Maßnahmen des Katastrophenschutzes. Darüber hinaus erfolgte die Berücksichtigung elementbezogener Freisetzungsanteile eines DWR-Gleichgewichtskerns, Aktivitätsgehalten und Radiotoxizität.

Für Freisetzungen aus den Brennelementen kurz nach dem Leistungsbetrieb ergeben sich 25 Elemente entsprechend der zweiten Spalte in Tab. 2.1. Diese stimmen mit einer entsprechenden Auswahl in /SOG 12/ überein. Eine ausführliche Liste aller radiologisch relevanten Radionuklide aus kerntechnischem Abfall ist in /IAE 09/, TABLE A-16 gegeben. Diese 79 Radionuklide dienen als Ausgangspunkt für die Auswahl von 25 beson-

ders relevanten Radionukliden, die für Ausbreitungsrechnungen verwendet werden können.

Tab. 2.1 Nuklidauswahl für unterschiedliche Radionuklidquellen

Gruppe	Radionuklide			
	Freisetzungen zeitnah nach Leistungsbetrieb	Freisetzungen aus abklingenden Brennelementen	Freisetzungen aus nuklearen Abfällen (Abfalllager und Standortzwischenlager)	Halbwertszeit
Edelgase	–	Kr-85	Kr-85	10,7 a
	Kr-87	abgeklungen	abgeklungen	76,3 min
	Kr-88	abgeklungen	abgeklungen	2,825 h
	Xe-133	Xe-133	abgeklungen	5,2 d (entsteht aus I-133)
	Xe-135	abgeklungen	abgeklungen	9,1 h (entsteht aus I-135)
Jod	–	I-129	I-129	1,61 E+07 a
	I-131	I-131	abgeklungen	8,0 d
	I-132	I-132	abgeklungen	2,3 h (entsteht aus Te-32)
	I-133	abgeklungen	abgeklungen	20,8 h
	I-134	abgeklungen	abgeklungen	52,5 min
	I-135	abgeklungen	abgeklungen	6,6 h
Aerosole	–	–	Sr-89	50,6 d
	Sr-90	Sr-90	Sr-90	28,9 a
	Zr-95	Zr-95	Zr-95	64,0 d
	–	–	Nb-95	35,0 d (entsteht aus Zr-95)
	Mo-99	Mo-99	abgeklungen	66 h
	–	Tc-99	Tc-99	2,11 E+05 a (entsteht aus Mo-99)
	Ru-103	–	–	39,2 d
	Ru-106	Ru-106	Ru-106	371,8 d
	Sb-127	Sb-127	abgeklungen	3,9 d
	Te-132	Te-132	abgeklungen	3,2 d
	Cs-134	Cs-134	Cs-134	2,1
	Cs-137	Cs-137	Cs-137	30,0 a
	Ba-140	Ba-140	abgeklungen	12,8 d

Gruppe	Radionuklide			
	Freisetzungen zeitnah nach Leistungs- betrieb	Freisetzungen aus abklingenden Brenn- elementen	Freisetzungen aus nuklearen Abfällen (Abfalllager und Standort- zwischenlager)	Halbwertszeit
Aerosole	La-140	La-140	abgeklungen	1,7 d (entsteht aus Ba-140)
	Ce-144	Ce-144	Ce-144	285 d
Transurane	Pu-238	Pu-238	Pu-238	87,7 a
	–	Pu-239	Pu-239	2,4 E+04 a
	–	Pu-240	Pu-240	6,6 E+03 a
	Pu-241	Pu-241	Pu-241	14,3 a
	–	Am-241	Am-241	433 a
	Cm-242	Cm-242	Cm-242	163 d
	Cm-244	Cm-244	Cm-244	18,1 a
Korrosions- produkte, Aktivierung von Struktur- materialien	nicht relevant	nicht relevant	Mn-54	312 d
	nicht relevant	nicht relevant	Co-58	70,8 d
	nicht relevant	Co-60	Co-60	5,3 a
	nicht relevant	nicht relevant	Ag-110m	250 d
Kern- brennstoff	nicht flüchtig	nicht flüchtig	U-234	2,5 E+05 a
	nicht flüchtig	nicht flüchtig	U-235	7,0 E+08 a
	nicht flüchtig	nicht flüchtig	U-238	4,5 E+09 a

In RODOS können nicht alle Radionuklide verwendet werden, eine Auswahl der Radionuklide, deren Ausbreitung mit RODOS bestimmt werden kann, findet sich in /LAN 07/. Als Ergebnis eines Abgleichs relevanter Radionuklide mit der Möglichkeit zur Ausbreitungsrechnung führt zu 25 Radionukliden. Zwei Nuklide, Ce-141 und Cf-252, werden in keinem der verwendeten Inventare angegeben /HEI 12/, Abschätzungskorrelation fehlen in /MUE 95/ und /IAE 09/. Die Nuklidmengen für Ru-103 und Ra-226 lassen sich über eine Abbrandrechnung aus den Nuklidmengen für andere Radionuklide, deren vorhandene Mengen bestimmt wurden, zurückrechnen /MUE 95/. Diese Bestimmungsrechnung soll hier nicht durchgeführt werden. Zudem sind diese Radionuklide in den gegebenen Inventaren (siehe /HEI 12/) auch nicht vertreten. Darüber hinaus werden diese Radionuklide von anderen Quellen, wie /MUE 99/, nicht in der Aufzählung radiologisch relevanter Radionuklide erwähnt.

Die Radionuklidinventare radioaktiver Abfälle enthalten darüber hinaus Angaben zu den Elementen Sr-89, Am-241 und Cm-242, zusätzlich kann Ce-144 über eine Korrelation /MUE 95/ abgeschätzt werden. Diese Radionuklide sind nach Einschätzung von /IAE 09/ nicht radiologisch relevant, ihre Ausbreitung lässt sich aber mit RODOS analysieren. Diese wurden in die Nuklidauswahl übernommen (vgl. letzte Spalte in Tab. 2.1) und sollen auch bei den länger gelagerten, abgebrannten Brennelementen angewendet werden. Insgesamt ergeben sich 24 Radionuklide, die als Freisetzungsterm aus radioaktiven Abfällen zu betrachten sind. Bezüglich der ausgewählten Radionuklide stellt die Freisetzung aus gelagerten Brennelementen kurz (d. h. bis zu fünf Jahre) nach Ende deren Betriebs, also typischerweise aus dem Brennelementlagerbecken, ein Mischergebnis (siehe mittlere Spalte in Tab. 2.1) dar.

Ein Freisetzungsterm bzgl. des Brennelementlagerbeckens des britischen EPRs findet sich in /ARE 12/ für einen Unfall mit beladenem Kern und relativ früher Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter Angaben zum Radionuklidinventar sind in /ASK 10/ zu finden. Ein Unfall des Brennelementlagerbeckens des britischen EPRs führt auch zu Freisetzungen von Kr-85, weshalb dieses Radionuklid in die Nuklidliste aufgenommen wurde. Es ist im Abfalllager typischerweise nicht mehr vorhanden, allerdings in den im Standortzwischenlager gelagerten Brennelementen. Die Brennstoffisotope U-234, U-235 und U-238 zeigen sich in der genannten Analyse zum EPR als nicht ausreichend flüchtig. Co-60 ist in kleinen Mengen an der Außenhülle der Brennelemente vorhanden /ALM 16/. Darüber hinaus wurde die Liste teils an die Nuklidfreisetzungen aus dem Reaktor und teils an die Freisetzungen aus kerntechnischen Abfällen angepasst. Radionuklide, die bei einem Reaktorunfall immer betrachtet werden sollen, sind in Tab. 2.1 rot hinterlegt markiert, die violett markierten Radionuklide werden für den Reaktor und die Brennelementlagerung verwendet. Die blau markierten Elemente sind immer Teil des betrachteten Radionuklidspektrums. Die türkis hinterlegten Nuklide sollen bei einem Unfall ohne betroffene Abfälle immer betrachtet werden, bei der Lagerung von Brennelementen im Brennelementlagerbecken und Abfall sollen die grün hinterlegten Elemente berücksichtigt werden.

Das Ergebnis der Radionuklidauswahl sieht folgendermaßen aus:

- Für Unfälle mit ausschließlich betroffenen Reaktoren ist die Nuklidauswahl: Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, I-131, I-132, I-133, I-134, I-135, Sr-90, Zr-95, Mo-99, Ru-103, Ru-106, Sb-127, Te-132, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-144, Pu-238, Pu-241, Cm-242, Cm-244.

- Für Unfälle mit ausschließlich betroffenen gelagerten Brennelementen ergibt sich die Nuklidauswahl: Co-60, Kr-85, Xe-133, I-129, I-131, I-132, Sr-90, Zr-95, Mo-99, Tc-99, Ru-106, Sb-127, Te-132, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-144, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-244.
- Sind sowohl Reaktoren als auch gelagerte Brennelemente betroffen, so ergibt sich die folgende Nuklidauswahl: Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, I-129, I-131, I-132, I-133, I-135, Sr-90, Zr-95, Mo-99, Ru-103, Ru-106, Sb-127, Te-132, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-144, Pu-238, Pu-241, Cm-242, Cm-244.
- Für ausschließlich betroffene radioaktive Abfälle ist die Nuklidauswahl: I-129, Mn-54, Co-58, Co-60, Sr-89, Sr-90, Nb-95, Zr-95, Tc-99, Ru-106, Ag-110m, Cs-134, Cs-137, Ce-144, U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-244.
- Für schwere Störfälle, bei denen Reaktorblöcke und radioaktive Abfälle betroffen sind, kommen die folgenden Nuklide in Betracht: Kr-88, Xe-133, Xe-135, I-129, I-131, I-132, I-133, I-135, Co-60, Sr-90, Zr-95, Mo-99, Ru-103, Ru-106, Sb-127, Te-132, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-144, Pu-238, Pu-241, Cm-242, Cm-244.
- Diese Auswahl wird auch verwendet, wenn zusätzlich die Brennelementlagerung betroffen ist oder wenn das Hilfsanlagegebäude (bzw. beim SWR das Reaktorgebäude) betroffen ist.
- Sind ausschließlich die Brennelementlagerung und die radioaktiven Abfälle betroffen, so wird folgende Nuklidauswahl verwendet: Kr-85, Xe-133, I-129, I-131, I-132, Co-60, Sr-90, Zr-95, Mo-99, Tc-99, Ru-106, Sb-127, Te-132, Cs-134, Cs-137, Ba-140, La-140, Ce-144, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-244.

Neben der Ausgabe der Radionuklide im RODOS-Format bietet FaSTPro auch die Möglichkeit, dem Nutzer die zeitlichen Freisetzungsverläufe besonders wichtiger Leitnuklide direkt in einem Diagramm anzuzeigen. Aus Gründen der Übersichtlichkeit soll in diesem Diagramm nur eine eingeschränkte Auswahl an Radionukliden präsentiert werden. Bisher beschränkte sich die grafische Ausgabe von FaSTPro auf die Radionuklide I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133 und Kr-88. Im Falle eines Unfalls der Brennelementlagerung sollen unter Berücksichtigung der Betrachtungen in /SSK 04/ die Radionuklide I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133, Ba-140 und Cm-242 und für die radioaktiven Abfälle Cs-137, Co-60, Ag-110m, I-129, Cm-242 und Pu-241 angezeigt werden.

Für kombinierte Ereignisse ergeben sich folgende Auswahlen:

- Reaktor sowie Brennelemente im Abklingbecken: I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133, Ba-140 und Cm-242,
- Reaktor sowie Abfall (aus Standortzwischenlager oder schwach- bis mittelradioaktiv): I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133, Co-60 und Cm-242,
- Brennelemente im Abklingbecken sowie Abfall (aus Standortzwischenlager oder schwach- bis mittelradioaktiv): I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133, Co-60 und Ba-140,
- Reaktor und Brennelemente im Abklingbecken sowie Abfall (aus Standortzwischenlager oder schwach- bis mittelradioaktiv): I-131, Cs-137, Te-132, Xe-133, Co-60 und Ba-140.

Abb. 2.1 zeigt die Oberfläche von FaSTPro für das Abfalllager, die grafische Ausgabe berücksichtigt die Radionuklide Cs-137, Co-60, Ag-110m, I-129, Cm-242 und Pu-241.

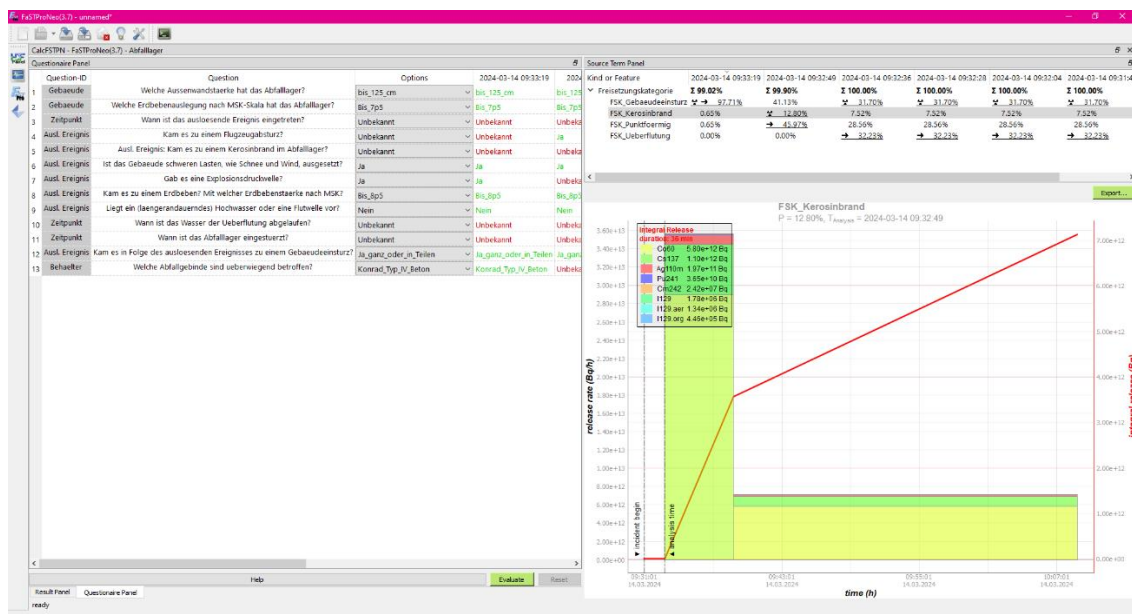


Abb. 2.1 FaSTPro für ein nukleares Abfalllager mit grafischer Ausgabe des Quellterms rechts; die Balken repräsentieren dabei eine Auswahl der freigesetzten Radionuklide

2.1.1 Reaktordruckbehälter und Kern

Die Quelltermprognose mit FaSTPro (bzw. zunächst QPRO) wurde für den Sicherheitsbehälter eines Druckwasserreaktors vom Typ Konvoi und für Siedewasserreaktoren der

Baulinien SWR-69 und SWR-72 bei Leistungsbetrieb entwickelt /LOE 06/, /LOE 08/, /LOE 10/, /HAG 17/ und /HAG 18/. Der Konvoi-DWR ist in FaSTPro standortspezifisch implementiert, ein SWR der Baulinie 72 ist hingegen nur teilweise implementiert. Im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1539 /HAG 17/, /ROE 20/ wurde darüber hinaus FaSTPro um den Anlagenbetriebszustand 'Nichtleistungsbetrieb' für einen generischen Konvoi-DWR erweitert. Im Vorhaben RS1556 /HAG 20/ wurde das Modell eines generischen Konvoi-DWRs in FaSTPro um Ereignisse und Ereigniskombinationen übergreifender Einwirkungen erweitert und Notfallmaßnahmen integriert. Eine aktuelle Erweiterung von FaSTPro stellt die implementierte Version für einen DWR neuer Bauart in Kapitel 3 dar.

In Bezug auf den Sicherheitsbehälter ausländischer DWR- oder SWR-Anlagen könnten Möglichkeiten zur Anpassung der Radionuklidfreisetzungsmengen an die Leistungs-kategorie oder zur Berücksichtigung verfügbarer Notfallmaßnahmen in der Anlage einen weiteren Entwicklungsschritt für FaSTPro darstellen, um alle Radionuklidinventare an einem beliebigen Kraftwerksstandort erfassen zu können.

2.1.2 Brennelementlagerbecken

Die Brennelementlagerbecken von Anlagen mit Reaktoren vom Type DWR oder SWR sind in FaSTPro realisiert /LOE 17/. Bei dem Brennelementlagerbecken für Druckwasserreaktoren handelt es sich um ein generisches Brennelementlagerbecken für einen DWR vom Typ Konvoi, welches sich innerhalb des Sicherheitsbehälters der Anlage befindet. Das Brennelementlagerbecken für einen SWR liegt, wie bei deutschen SWR-Anlagen üblich, innerhalb des Reaktorgebäudes. Die Zustände des Sicherheitsbehälters (u. a. kein Abschluss des Sicherheitsbehälters) bzw. des Reaktorgebäudes (z. B. ein Überdruckversagen des Reaktorgebäudes) sind für die Quellterme nach einem Schaden an den gelagerten Brennelementen maßgeblich.

Im Hinblick auf Kernkraftwerksstandorte im benachbarten Ausland könnte eine Erweiterung von FaSTPro für ein außenliegendes DWR-Brennelementlagerbecken von Interesse sein. Eine Anpassung des Inventars des Brennelementlagerbeckens an den aktuellen Belegungszustand (beispielsweise 'Kern+850 BE', 'BE-Wechsel' und 'vor dem nächsten BE-Wechsel' entsprechend /HEI 12/) ist in der aktuellen FaSTPro-Version möglich.

2.1.3 Hilfsanlagengebäude bei DWR bzw. Reaktorgebäude bei SWR

Zunächst werden die radioaktiven Inventare im Hilfsanlagen- bzw. Reaktorgebäude untersucht und danach mögliche Freisetzungsszenarien beschrieben. Die Ergebnisse beziehen sich dabei im Wesentlichen auf eine Veröffentlichung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) aus dem Jahr 2012 /HEI 12/.

Radioaktive Inventare

Im Hilfsanlagengebäude von Druckwasserreaktoren bzw. dem Reaktorgebäude (nur Aufbereitungstrakt ohne Brennelementlagerbecken und Kerninventar) von Siedewasserreaktoren befinden sich Systeme und Komponenten mit Aktivitätsinventaren. Dazu gehören Mischbettfilter, Harzsammelbehälter, Verdampferkonzentratbehälter, Abwasserverdampfer, die Abgasanlage, Volumenausgleichsbehälter (nur DWR), Umluft- und Abluftfilter. Die Aktivitätsinventare der Umluft- und Abluftfilter werden als sehr gering bewertet /HEI 12/ und im Weiteren vernachlässigt. Die Gesamtinventare ergeben sich entsprechend Tab. 2.2 nach /HEI 12/. Die blau hinterlegten Radionuklide könnten grundsätzlich für eine Ausbreitungsrechnung in RODOS berücksichtigt werden, werden aber in FaSTPro aufgrund der Beschränkung auf maximal 25 Radionuklide vernachlässigt (der Radionuklidvektor für einen Reaktorunfall mit zusätzlicher Freisetzung aus radioaktivem Abfall soll hier verwendet werden, siehe Tab. 2.1). Die Ausbreitung der rot markierten Radionuklide lässt sich mit RODOS nicht bestimmen /LAN 07/.

Tab. 2.2 Radionuklidinventare im DWR-Hilfsanlagengebäude und im SWR-Reaktorgebäude (ohne Brennelementlagerbecken)

Gruppe	Nuklide	Inventar eines DWR-Hilfsanlagengebäudes	Inventar eines SWR-Reaktorgebäudes
Edelgase	Kr-85m	1,27 E+08 Bq	2,11 E+10 Bq
	Kr-87	6,64 E+07 Bq	3,05 E+10 Bq
	Kr-88	1,98 E+08 Bq	4,56 E+10 Bq
	Xe-133	3,49 E+10 Bq	5,80 E+11 Bq
	Xe-133m	3,78 E+08 Bq	–
	Xe-135	4,27 E+09 Bq	2,09 E+10 Bq
	Xe-135m	9,20 E+07 Bq	2,81 E+10 Bq
	Xe-138	–	8,49 E+10 Bq
Jod	I-129	–	–
	I-131	1,33 E+09 Bq	1,40 E+13 Bq
	I-132	–	–

Gruppe	Nuklide	Inventar eines DWR-Hilfsanlagegebäudes	Inventar eines SWR-Reaktorgebäudes
Jod	I-133	–	–
	I-135	–	–
Aerosole	Sr-89	2,06 E+06 Bq	5,15 E+07 Bq
	Sr-90	1,57 E+11 Bq	1,22 E+11 Bq
	Zr-95	7,49 E+09 Bq	–
	Nb-95	7,27 E+09 Bq	–
	Mo-99	–	–
	Ru-103	–	–
	Ru-106	–	–
	Sb-124	1,62 E+10 Bq	–
	Sb-125	1,23 E+11 Bq	–
	Sb-127	–	–
	Te-132	–	–
	Cs-134	9,96 E+11 Bq	7,36 E+11 Bq
	Cs-137	1,25 E+13 Bq	1,68 E+13 Bq
	Ba-140	–	–
	La-140	–	–
	Ce-144	–	–
Transurane	Pu-238	–	–
	Pu-241	6,45 E+10 Bq	–
	Am-241	–	5,15 E+08 Bq
	Cm-242	–	–
	Cm-244	–	–
Korrosions- produkte, Metalle, Aktivierung von Strukturmaterialien	Cr-51	7,40 E+09 Bq	4,70 E+09 Bq
	Mn-54	5,86 E+09 Bq	2,31 E+11 Bq
	Fe-55	2,24 E+12 Bq	1,72 E+13 Bq
	Fe-59	2,03 E+09 Bq	2,38 E+11 Bq
	Co-58	3,11 E+10 Bq	8,03 E+09 Bq
	Co-60	3,81 E+13 Bq	1,86 E+13 Bq
	Ni-63	1,07 E+13 Bq	3,53 E+12 Bq
	Zn-65	3,09 E+09 Bq	2,19 E+11 Bq
	Ag-110m	7,11 E+08 Bq	–
Sonstige Nuklide	H-3	7,75 E+10 Bq	1,92 E+09 Bq
	C-14	6,98 E+10 Bq	1,76 E+11 Bq
Gesamtinventar	Summe	6,51 E+13 Bq	7,29 E+13 Bq

Mögliche Unfallszenarien mit Freisetzung

Eine nennenswerte Freisetzung aus dem DWR-Hilfsanlagegebäude ergibt sich nur nach einer weitgehenden Zerstörung des Gebäudes. Alle betroffenen Gebäudeinventare zusammengekommen, u. a. des Mischbettfilters, der Abwasser- und Abgasbehandlung, der Harzsammel- und Volumenausgleichsbehälter, bilden dann den Quellterm. Eine Rückhaltung von Radionukliden in einem entsprechend zerstörten Gebäude wird bei konservativer Betrachtung nicht unterstellt. Für ein völlig zerstörtes bzw. eingestürztes Gebäude bildet das Inventar in Tab. 2.2 somit die Menge der freigesetzten Radionuklide. Analog ergibt sich der Quellterm für einen völlig zerstörten Aufbereitungstrakt eines SWR-Reaktorgebäudes. Der Aufbereitungstrakt liegt räumlich getrennt vom Brennelementlagerbecken /HEI 12/, bei noch weitergehender Zerstörung können auch das Brennelementlagerbecken oder der Reaktorkern vom Ereignis betroffen sein.

2.1.4 Maschinenhaus

Im Maschinenhaus sind keine nennenswerten Radionuklidinventare vorhanden.

2.1.5 Standortzwischenlager

In Deutschland gibt es drei unterschiedliche Ausführungen von Standortzwischenlagern, diese sind entsprechend den Konzepten der STEAG GmbH, dem Konzept der Wissenschaftlich-Technischen Ingenieur GmbH (WTI) und einem Tunnelkonzept am Standort Neckarwestheim /BAS 20/ ausgeführt. Das in Abb. 2.2 dargestellte STEAG-Konzept verwendet eine Stahlbetonlagerhalle mit 1,20 m dicken Wänden und einer 1,30 m dicken Decke. Zwischenlager nach dem STEAG-Konzept befinden sich an den Kernkraftwerksstandorten Brokdorf, Krümmel, Brunsbüttel, Grohnde, Unterweser und Lingen.

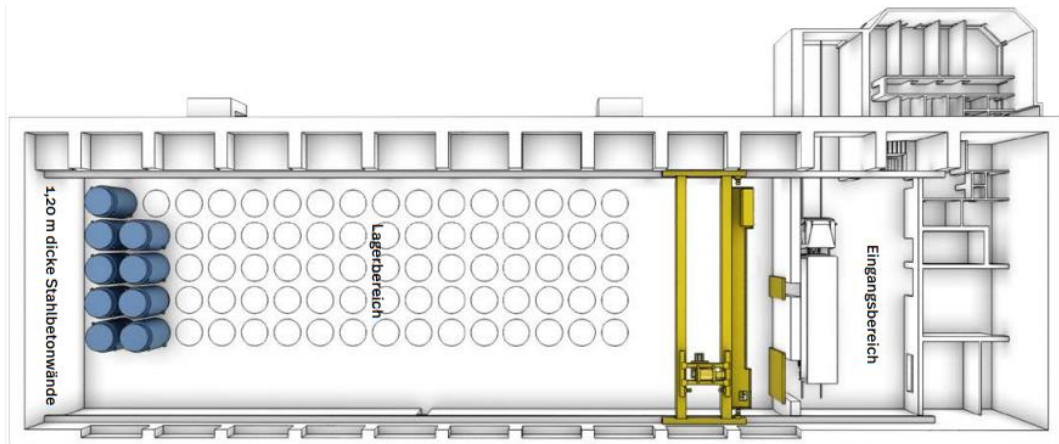


Abb. 2.2 Standortzwischenlager nach dem STEAG Konzept /BAS 20/

Das in Abb. 2.3 dargestellte WTI-Konzept verwendet Wandstärken zwischen 0,70 m und 0,85 m sowie eine Deckenstärke von 0,55 m. Entsprechende Zwischenlager befinden sich an den Kernkraftwerksstandorten Biblis, Philippsburg, Grafenrheinfeld, Isar und Gundremmingen. Das WTI-Konzept bietet einen zusätzlichen Schutz gegen Brände nach einem unfallbedingten Flugzeugabsturz durch Kerosinabläufe im Boden.

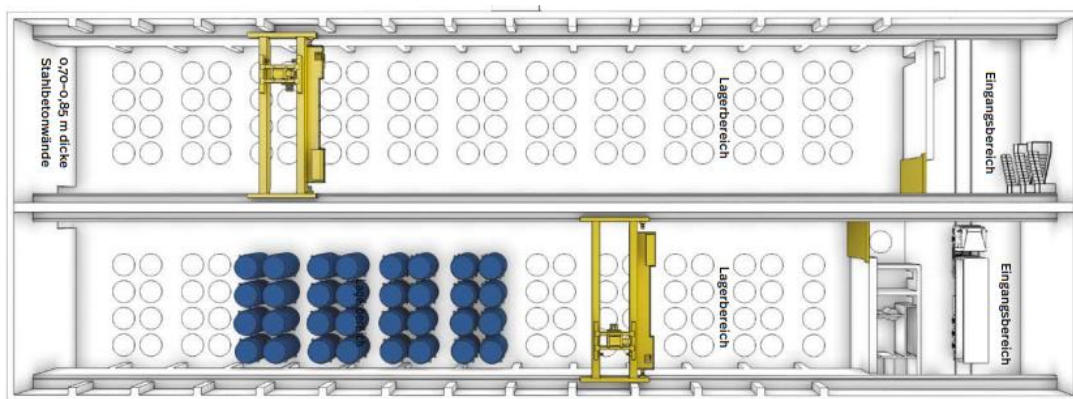


Abb. 2.3 Standortzwischenlager nach dem WTI-Konzept /BAS 20/

Das Tunnellager Neckarwestheim liegt, wie in Abb. 2.4 dargestellt, eingeschlossen in Kalkgestein. Alle Standortzwischenlager in Deutschland sehen in ihrem Sicherheitskonzept die Einlagerung in besonders robusten Transport- bzw. Lagerbehältern vor.

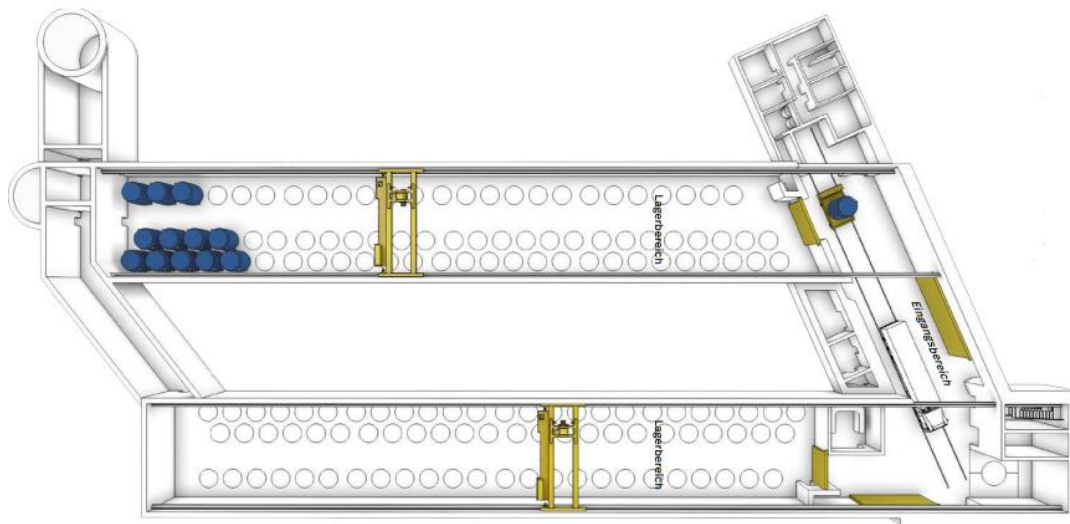


Abb. 2.4 Tunnellager Neckarwestheim /BAS 20/

Das Schutzkonzept der Standortzwischenlager beinhaltet folgende Anforderungen /BAS 20/:

- die Abschirmung der radioaktiven Strahlung durch die Behälter,
- eine sicherheitsgerichtete Organisation und Durchführung der Betriebsabläufe,
- eine Auslegung gegen Störfälle (Schadensvorsorge),
- den Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter in Zusammenarbeit mit Staat und Polizei,
- zuverlässiges Personal mit Sachkunde.

Spezifische Schutzziele ergeben sich für die Behälter:

- sicherer Einschluss der radioaktiven Stoffe,
- sichere Abfuhr der Zerfallswärme,
- sichere Einhaltung der Unterkritikalität sowie
- Vermeidung von Strahlenbelastungen des Personals und der Bevölkerung.

Die Behälter müssen darüber hinaus transportfähig sein, weshalb massive metallische Transportbehälter aus verformungsfähigem Gusseisen oder Schmiedestahl mit überwachtem Doppeldeckeldichtsystem oder einem verschweißten Deckel zum Einsatz kom-

men¹. Ein Beispiel ist der Castor®-Behälter V/19 zum Transport von 19 DWR-Brennelementen in Abb. 2.5. Die Anforderungen an transportfähige Behälter sind in einer entsprechenden technischen Richtlinie /BFS 14/ beschrieben. Die Nachweisführung für die Eignung als Versandstück Typ B(U) setzt folgende technische Analysen voraus:

- Festigkeitsanalyse,
- wärmetechnische Analyse,
- Analyse der dichten Umschließung,
- Analyse der äußeren Dosisleistung und
- Kritikalitätssicherheitsanalyse.

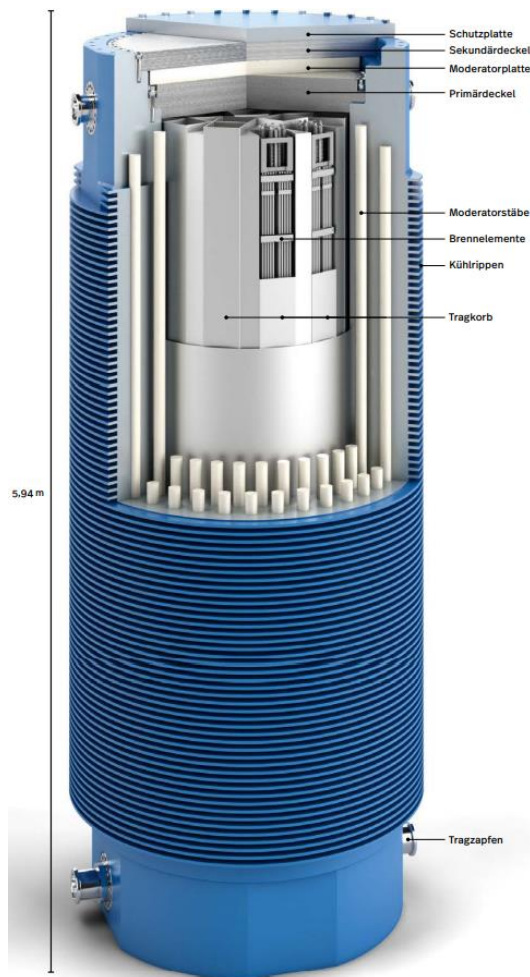


Abb. 2.5 Castor®-Behälter V/19 /BAS 20/

¹ Außerhalb von Deutschland, insbesondere in den USA, kommen auch fest installierte Behälter zum Einsatz, die nicht (als Ganzes) transportfähig sind und teilweise freistehen /GRE 13/.

Die Eignung der verwendeten Behälter zeigt sich unter anderem in zwei Fallversuchen, einer Erhitzungsprüfung, zwei Eintauchprüfungen und der Kritikalitätssicherheitsprüfung /KKE 99/. Hierzu gehören der Fall eines Behälters aus 9 m Höhe auf ein starres Fundament, der Fall aus 1 m Höhe auf die Stirnseite eines Strahldorns mit 0,15 m Durchmesser, das Eintauchen des Behälters in 15 m Wassertiefe für eine Dauer von 8 h, in 200 m Tiefe für 1 h und in einem Feuer mit mittlerer Flammentemperatur von 800 °C über 30 min. Nach und während der Durchführung der mechanischen und thermischen Prüfungen ist auch die Kritikalitätssicherheit unter abdeckenden Annahmen zu gewährleisten.

Das Inventar eines Brennelement-Transportbehälters CASTOR® V/19 ist entsprechend /SCH 00/ für einen Abbrand von 34 GWd/t(U) und einer Kühlzeit von drei Jahren angegeben. Weitere Angaben zu Inventaren von abgebrannten Brennelementen finden sich in /ALM 16/ und /ALM 17/ für unterschiedliche Abbrände und einer Kühlzeit (KZ) von 10 Jahren. Aktivitätsinventare eines skalierten DWR-Brennelementes finden sich auch in /HEI 12/. Die Inventare in Tab. 2.3 sind auf 19 Brennelemente hochgerechnet. Unter Berücksichtigung der Rechenbarkeit in RODOS können alle angegebenen Radionuklide mit Ausnahme von U-238 und Y-90 in FaSTPro berücksichtigt werden. Ausschlaggebend ist die Nuklidliste für kerntechnischen Abfall, die in der rechten Spalte von Tab. 2.1 zu finden ist.

Tab. 2.3 Aktivitätszusammensetzung ausgedienter Brennelemente in CASTOR®-Transportbehältern nach /ALM 17/ und /SCH 00/

Gruppe	Radionuklid	Inventar von 19 Brennelementen [Bq]					Rechenbar in RODOS nach /LAN 07/
		CASTOR® V/19, 34 GWd/t(U), KZ 3a	25 GWd/t(U), KZ 10 a	45 GWd/t(U), KZ 10 a	60 GWd/t(U), KZ 10 a	50 GWd/t(U), KZ bis 5 a	
Edelgase	Kr-85	–	1,7 E+15	2,4 E+15	2,9 E+15	3,8 E+15	ja
Jod	I-129	–	–	–	–	2,0 E+10	ja
Spaltprodukte	Sr-89	–	–	–	–	2,2 E+16	ja
	Y-90	–	1,7 E+16	2,6 E+16	3,3 E+16	–	ja
	Sr-90	2,8 E+16	1,7 E+16	2,6 E+16	3,3 E+16	2,6 E+16	ja
	Ru-106	2,9 E+16	2,5 E+14	3,0 E+14	6,2 E+14	8,9 E+13	ja
	Rh-106	2,9 E+16	–	–	–	–	nein
	Cs-134	3,7 E+16	1,0 E+15	2,8 E+15	4,8 E+15	1,9 E+15	ja
	Cs-137	3,9 E+16	2,1 E+16	3,7 E+16	4,9 E+16	4,5 E+16	ja
	Ba-137m	3,8 E+16	1,9 E+16	3,5 E+16	4,6 E+16	–	nein
	Ce-144	3,2 E+16	–	–	–	–	ja
	Pm-147	1,9 E+16	4,3 E+15	5,4 E+15	5,6 E+15	–	nein
	Eu-154	2,5 E+15	6,2 E+14	1,3 E+15	2,1 E+15	–	nein
Kernbrennstoff	U-238	1,2 E+11	–	–	–	–	ja
Transurane	Pu-238	1,1 E+15	4,1 E+14	1,2 E+15	2,3 E+15	3,4 E+15	ja
	Pu-239	1,2 E+14	–	–	–	–	ja
	Pu-241	3,6 E+16	1,8 E+16	3,4 E+16	4,1 E+16	6,8 E+16	ja
	Am-241	2,2 E+14	4,1 E+14	7,5 E+14	8,3 E+14	–	ja
	Cm-244	9,7 E+14	–	9,9 E+14	3,3 E+15	6,8 E+15	ja
Korrosionsprodukte	Co-60	–	3,6 E+13	3,6 E+13	3,6 E+13	–	ja

Wie bereits angesprochen, wird die Sicherheit der zwischengelagerten hochradioaktiven Abfälle durch die sicherheitstechnisch relevante Gebäude- und Behälterauslegung gewährleistet. Zur Überprüfung der Einhaltung der Schutzziele werden verschiedene Störfälle und potenzielle Schadensereignisse herangezogen (siehe /BAS 20/ und /KKE 99/). Dabei handelt es sich um

- übergreifende Einwirkungen von innen:
 - mechanische Einwirkungen (z. B. der Absturz oder das Umfallen beladener Behälter oder das Herabstürzen von Lasten auf beladene Behälter),
 - Brand (in den Zwischenlagern sind nur geringe Brandlasten vorhanden, /ESK 13/),
 - Handhabungsfehler,
 - Ausfall der Stromversorgung,
 - Ausfall leittechnischer Einrichtungen,
 - Ausfall der Zuluftanlage,
- übergreifende Einwirkungen von außen:
 - naturbedingte Einwirkungen:
 - Erdbeben,
 - anlagenexterne Überflutungsereignisse, wie Hochwasser, Sturzflut oder durch Starkregen bedingte Überschwemmungen des Anlagengeländes,
 - extreme Wetterereignisse einschließlich Starkwindereignissen, Blitzschlag, Schneelasten etc.),
 - Wald- und Grasbrände,
 - zivilisatorische Einwirkungen:
 - Stör- bzw. Unfälle in benachbarten Anlagen bzw. Einrichtungen, wie Brände, Explosionen bzw. Druckwellen aus chemischen Reaktionen (letztere wurden im Rahmen des Stresstests für alle deutschen Zwischenlager überprüft und die Einhaltung der Schutzziele bestätigt /ESK 13/) oder Freisetzungen gefährlicher Stoffe (z. B. im nahegelegenen Kernkraftwerk /KKE 99/, anderen Industrieanlagen oder nahegelegenen militärischen Anlagen),

- Transportunfälle, wie Flugzeug- oder Helikopterabsturz, Schiffsunfälle oder Unfälle auf Straßen bzw. der Bahn,
- standort- und anlagenspezifisch nicht auszuschließende Kombinationen übergreifender Einwirkungen (von innen und außen).

Für alle deutschen Standortzwischenlager ist die Störfallfestigkeit gegen Einwirkungen von innen und naturbedingte Einwirkungen von außen sowie gegenüber einer Druckwelle gewährleistet /BAS 20/, eine Prüfung unter erschwerten Bedingungen (sogenannter „Stresstest“) /ESK 13/ ist erfolgt. Gegen die weiteren zivilisatorischen Einwirkungen wurden ebenfalls bauliche und anlagentechnische Schutzmaßnahmen getroffen /KKE 99/.

Untersuchungen zu Brandeinwirkungen auf einen Brennelementlagerbehälter

In /LOF 10/ und /PUG 10/ wurde eine 30-minütige Brandeinwirkung eines behälterumschließenden Feuers auf einen italienischen AGN-1 DWR-Brennelementlagerbehälter nach einem Fall aus 9 m Höhe simuliert. Eine signifikante thermische Belastung der Brennelemente konnte nicht festgestellt werden. Darüber hinaus wurde gezeigt, dass die Wärmebelastung der Behälterdichtung zu gering ist, um die Behälterintegrität zu gefährden.

In /BAJ 02/ wurden die Auswirkungen längerfristiger Brandeinwirkungen auf einen in den USA zugelassenen Brennelementtransportbehälter für 24 DWR-Brennelemente untersucht. Dabei wurde ein Brand mit einer dauerhaft konstanten Temperatur von 816 °C und einer Dauer von 7 Stunden angenommen (die Analyse eines Tunnelbrandes zeigte, dass Brände mit Temperaturen von ca. 816 °C über eine längere Dauer möglich sind). Die Brennelemente erwärmen sich innerhalb der ersten 12 Stunden auf eine maximale Temperatur von 550 °C. In der Diskussion der Ergebnisse wird dieser Wert als kritisch angesehen, sofern Temperaturen oberhalb dieses Grenzwerts mehr als 30 Tage anhalten. Im Laufe der Transiente ist die Temperatur allerdings nur innerhalb einer Stunde kritisch hoch, weshalb ein Brennelementschaden nicht zu erwarten ist. Der Druck im Transportbehälter steigt dabei auf maximal 8,7 bar an und liegt deutlich unterhalb des maximalen Drucks, der einen Dichtungsschaden am (verschweißten) Behälter verursachen könnte. In einer Veröffentlichung zum thermischen Verhalten des Transportbehälters CASTOR® RBMK-1500 /POS 21/ wird der Temperaturanstieg der Brennelemente nach einem halbstündigen Brand berechnet. Das Temperaturmaximum von unter 300 °C

ist nach 7 Tagen erreicht und hängt hauptsächlich von der Nachzerfallsleistung und von der Wärmeleitfähigkeit der Brennelemente ab. Auch am Behälterdeckel konnten keine kritischen Temperaturen gefunden werden. Nach insgesamt 25 Tagen ergab sich wieder die Gleichgewichtstemperaturverteilung im Behälter.

Die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) untersuchte die Sicherheitsmargen von Transport- und Lagerbehältern für die Belastungen bei einem Flugzeugabsturz /DRO 02/. Ein Projektil mit dem Gewicht von einer Tonne wurde mit einer Geschwindigkeit von 300 m/s auf einen CASTOR® Ila-Behälter bzw. vertikal auf dessen Dichtung abgefeuert. Die äußeren Dichtungen zeigten einen leichten irreversiblen Schaden, die innere Dichtung zeigte keinen irreversiblen Schaden.

Ein ähnliches Ergebnis konnte für einen TN 1300-Behälter gemessen werden. Experimente mit einem explodierenden Gastank zeigten keine signifikanten Schäden an einem CASTOR® THTR/AVR-Behälter. In einer experimentellen Untersuchung zu Brandeinwirkungen wurden die Elastomer-Dichtungen der Behälter geprüft. Eine Brandeinwirkung von 800 °C über 4 Stunden zeigte eine Wärmeentwicklung in den Dichtungen, die in separaten Experimenten zu Dichtheitsverlusten (für Temperaturen nahe 400 °C) führte. Darüber hinaus zeigen Simulationen mit einem aufwändigeren Behältermodell unter Berücksichtigung der Wärmeausdehnung und des Temperaturanstiegs während eines vierstündigen Brandes nur reversible Verschiebungen und kein Dichtheitsverlust des Behälters. Ein maximaler Temperaturanstieg bis 300 °C wurde in den Simulationen berechnet. Die induzierten Verformungen von 0,4 mm radial und 0,2 mm axial (siehe Abb. 2.6), würden allerdings für die Dichtungswiderstandsklassen einer einzelnen metallischen Behälterdichtung² nach /ALM 17/ (niedrige Elastizität bis 0,03 mm, mittlere bis 0,15 mm und hohe bis 0,25 mm) ausreichen, um bereits nach einer Stunde reversible Schäden an der Behälterdichtung zu erhalten. Der untersuchte Behälter zeigt allerdings erst ab radialen Verformungen von 1,5 mm einen nennenswerten Verlust der Dichtheit /DRO 02/. Weitere Simulationen zur Wärmeausbreitung in einem Transportbehälter unter Brandeinwirkung mit besonderer Berücksichtigung des Gastransports in den Isoliermaterialien finden sich in /ZIN 19/. Hier wird gezeigt, dass einfachere Modelle eine konservative Abschätzung der Wärmeentwicklung im Behälter liefern können.

² Die Widerstandsklassen für die Behälterdichtungen beziehen sich auf Behälter mit nur einer Deckeldichtung. In Deutschland werden Behälter mit doppelter Dichtung oder verschweißte Behälter eingesetzt.

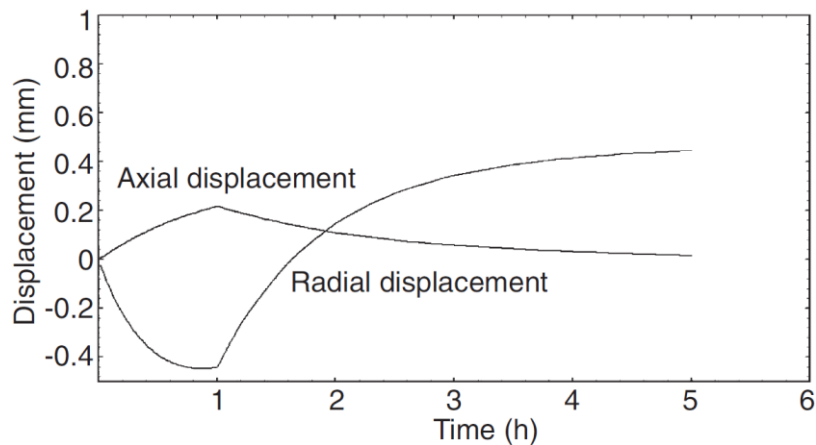


Abb. 2.6 Maximale Verformungen an den Dichtungen eines Brennelementlagerbehälters nach Brandeinwirkung über eine Stunde /DRO 02/

Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Das einzige durch eine zivilisatorische Einwirkung von außen bedingte auslösende Ereignis mit einer nennenswerten Eintrittshäufigkeit in Deutschland, aus dem sich eine mögliche Freisetzung ergeben könnte, ist der unfallbedingte Flugzeugabsturz. Eine mechanistische Analyse diesbezüglich ist u. a. in /ALM 17/ zu finden, allerdings sind die Analysen nicht direkt auf deutsche Standortzwischenlager anwendbar, u. a. aufgrund der in Deutschland verwendeten Transportbehälter. In FaSTPro werden fehlende Informationen, Wahrscheinlichkeiten und Analyseergebnisse durch Experteneinschätzungen ersetzt, was im Fall des unfallbedingten Flugzeugabsturzes an besonders vielen Stellen notwendig war. Die vorliegenden Analysen, insbesondere /ALM 16/ und /ALM 17/, zeigen allerdings, dass im Unfallverlauf der Abbrand der gelagerten Brennelemente, die Art (reversibel oder nicht) und Größe des Lecks am Behälter und die Anzahl der betroffenen Brennelemente wichtige Parameter sind. Entsprechend wurden insgesamt die folgenden neun Freisetzungskategorien definiert:

- Niedriger Abbrand:
 - sehr kleine Öffnung (oder einzelne Brennelemente betroffen),
 - kleine Öffnung (und wenige Brennelemente betroffen),
 - mittelgroße Öffnung (und mehrere Brennelemente betroffen),
- Mittlerer Abbrand:
 - sehr kleine Öffnung (oder einzelne Brennelemente betroffen),

- kleine Öffnung (und wenige Brennelemente betroffen),
- mittelgroße Öffnung (und mehrere Brennelemente betroffen),
- Hoher Abbrand:
 - sehr kleine Öffnung (oder einzelne Brennelemente betroffen),
 - kleine Öffnung (und wenige Brennelemente betroffen),
 - mittelgroße Öffnung (und mehrere Brennelemente betroffen).

Die sehr kleine Öffnung entspricht im Grunde einer reversiblen Öffnung des Behälters, d. h. der Behälter ist nur eine begrenzte Zeit undicht und formt sich dann wieder zurück. Die Freisetzungsanteile des Inventars für die einzelnen Freisetzungskategorien ergeben sich aus Tab. 2.4.

Tab. 2.4 Freisetzungsanteile am Inventar nach einem unfallbedingten Flugzeugabsturz auf ein Standortzwischenlager, abgeschätzt aus /ALM 17/

Freisetzungs- pfad	Abbrand	Jod und Cäsium	Übrige Aerosole	Edelgase
Sehr kleine Öffnung	niedrig	1,9 E-11	1,0 E-10	9,6 E-04
	mittel			
	hoch	5,0 E-10	1,0 E-09	
Kleine Öffnung	niedrig			4,0 E-02
	mittel	1,0 E-08	1,0 E-08	
	hoch	5,0 E-07	3,0 E-07	
Mittelgroße Öffnung	niedrig	1,5 E-07	3,4 E-08	9,6 E-04
	mittel	5,0 E-07	2,0 E-07	4,0 E-02
	hoch	1,5 E-06	3,0 E-07	8,0 E-02

2.1.6 Abfalllager

In einem Abfalllager werden insbesondere Reststoffe aus dem Betrieb und Rückbau von Kernkraftwerken bis zu ihrer Abgabe an das Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, z. B. das Endlager Konrad, zwischengelagert. Bei den verpackten, schwach- und mittelradioaktiven Abfällen handelt es sich u. a. um kontaminierte Anlagenteile, Werkzeuge, Schutzkleidung oder verbrauchte Filter. Die Rohabfälle werden durch eine Abfallbehandlung für die Lagerung konditioniert, dies führt zu einer Reduzierung des Abfallvolumens und bringt die Abfälle in einen definierten Zustand für die endlagerge-

rechte Verpackung. Der Abfall lässt sich in brennbaren, pressbaren und metallischen Abfall sowie Bauschutt, festes Verdampferkonzentrat und Ionenaustauscherharze unterteilen /HMU 20/.

Brennbare Abfälle, wie Papier, Kleidungsstücke, Kunststoffe und Gummi, werden verbrannt und verpresst /HEI 12/. Schlämme werden entwässert, getrocknet und verpresst. Als Verpackung der Abfälle dienen hauptsächlich Stahlblechcontainer und 20'-Container für Abfälle mit relativ niedriger Strahlenbelastung mit Gesamtinventaren im Bereich von 10^{10} bis 10^{11} Bq. In Betonbehältern werden Abfälle bis zu 10^{12} Bq verpackt, darüber hinaus kommen Gussbehälter für Gesamtinventare von 10^{12} bis 10^{14} Bq /HEI 12/ zum Einsatz. Die Angaben beziehen sich sowohl auf Betriebs- als auch auf Stilllegungsabfälle. Bei der Stilllegung eines Kernkraftwerkes wird mit konditionierten Abfällen in der Größenordnung von 4.000 bis 5.000 m³ gerechnet. Hierbei handelt es sich um Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Im Verlauf des Rückbaus werden die Abfälle unter anderem in Pufferlagern zwischengelagert.

Generell sinkt während des Rückbaus von Kernkraftwerksblöcken das Energiepotenzial zur Ausbreitung des Aktivitätsinventars signifikant, da die Anlage im Gegensatz zur Betriebsphase kalt und drucklos ist und der Großteil des noch vorhandenen Radionuklidinventars durch Aktivierung fest in Metall- und Betonstrukturen gebunden ist. Hiermit geht grundsätzlich eine Reduktion des Gefährdungspotenzials mit fortschreitendem Abbau einher /BMU 15/. Andererseits geht von Rohabfällen ein deutlich größeres Freisetzungsrisko als von konditionierten Abfällen /ESK 13a/ aus.

Im Folgenden sind exemplarisch für die im Restbetrieb oder Rückbau befindlichen Anlagen die betrachteten, möglichen auslösenden Ereignisse aufgeführt.

Bei keinem der für den Restbetrieb und den Abbau des Kernkraftwerks Unterweser (KKU) sowie für den Betrieb des Lagers Unterweser für radioaktive Abfälle (LUnA) betrachteten möglichen Ereignisabläufe (siehe Tab. 2.5) sind Strahlenexpositionen in der Umgebung zu erwarten, die den in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) festgelegten maximalen Wert für die Strahlenexposition von 50 mSv auch nur annähernd erreichen /EON 15/.

Tab. 2.5 Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse aus /EON 15/

Auslösendes Ereignis	Maximale, potenziell effektive Dosis		Freisetzungspfad	Aus schöpfen der 50 mSv
	[mSv]	Altersgruppe		
Ereignisse während des Restbetriebs und Rückbaus von KKKU				
Beschädigung von Brennelementen/Sonderbrennstäben	0,0018	2 – 12 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	< 0,01 %
Überflutung Ringraum	0,0012	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	< 0,01 %
Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit	0,032	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	0,06 %
Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen	0,0075	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	0,02 %
Leckagen bei der Dekontamination von Systemen	0,058	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	0,12 %
Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für feste radioaktive Abfälle	0,3	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	0,62 %
Erdbeben mit Folgeereignis bei der Erzeugung von Gebinden mit festen radioaktiven Abfällen	0,59	≤ 1 a	Gebäudeundichtigkeit	1,18 %
Erdbeben mit Folgeereignis Absturz von Gebinden mit festen radioaktiven Abfällen	0,021	≤ 1 a	Gebäudeundichtigkeit	0,04 %
Erdbeben mit Folgeereignis Absturz von Gebinden mit flüssigen radioaktiven Abfällen	0,062	≤ 1 a	Gebäudeundichtigkeit	0,12 %
Erdbeben mit Folgeereignis Absturz von Containern auf Pufferlagerflächen	0,076	≤ 1 a	Freigelände	< 0,16 %
Erdbeben mit Folgeereignis Überschwemmung Ringraum	0,0021	≤ 1 a	Fortluftkamin (ungefiltert)	< 0,01 %
Ereignisse im Lager für radioaktive Abfälle Unterweser (LUNA)				
mechanische Einwirkungen (Gebindeabsturz)	4,7	> 1 a	Lüftungsanlage (ungefiltert)	9,4 %

Im Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau /PRE 21/ des Kernkraftwerks Grohnde wird als abdeckendes Ereignis bezüglich radiologischer Auswirkungen während der Stilllegung und dem Rückbau der Anlage der Absturz eines mit radioaktiven Stoffen befüllten 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich beschrieben. Unter sehr konservativen Annahmen (Fallhöhe bis zu 25 m, 20'-Container mit sehr hohem Aktivitätsinventar von 3 E+11 Bq befüllt) ergab sich eine maximale potenzielle effektive Do-

sis von 8,1 mSv für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr), was einer Ausschöpfung von ca. 16 % des Grenzwertes von 50 mSv (Störfallplanungs-wert gemäß § 104 StrlSchV /BMU 18/ in Verbindung mit § 194 StrlSchV /BMU 18/) ent-spricht. Das Szenario 'unfallbedingter Absturz eines Zivilflugzeuges mit Folgebrand' ergibt Dosiswerte, die das hierfür einschlägige radiologische Kriterium unterschreiten, mit einem Orientierungswert von 100 mSv.

In der nachfolgenden Tab. 2.6 sind die für das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zu betrach-tende, mögliche auslösende Ereignisse beim Rückbau aufgeführt.

Tab. 2.6 Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse aus /BAB 19/ bzw. /EON 16/

Ereignis	Maximale effektive Dosis [mSv]	
	Säugling (< 1 a)	Erwachsener (> 17 a)
BE-Handhabungsstörfall	0,0055	0,003
Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwas-seraufbereitung	0,08	0,064
Brand von brennbarem Mischabfall	0,096	0,072
Brand Filtermobil	0,28	0,2
Absturz eines Behälters mit Filterstäuben	0,0022	0,0016
Absturz eines Stahlblechcontainers	0,019	0,014
Absturz eines 20'-Containers auf eine Pufferlager fläche	0,005	0,0037
Erdbeben mit dem Versagen des Abwasserverdamp-fers in der Abwasseraufbereitung als Erdbebenfolge	0,27	0,19
Flugzeugabsturz auf eine Pufferlagerfläche	0,0026	0,0018

In /BAB 19/ wird zusammenfassend für die dort betrachteten Anlagen als Fazit gezogen, dass Brände und Erdbeben zu den größten Aktivitätsfreisetzungen beim Rückbau führen können. Dabei leisten Brände mit ihrer vergleichsweise hohen Eintrittshäufigkeit den do-minierenden Beitrag zu den möglichen Aktivitätsfreisetzungen. Die potenziellen Strah-lenexpositionen sind bei diesen Ereignissen jedoch deutlich geringer als die vorgege-bene Begrenzung der Exposition durch Störfälle (50 mSv, § 104, Abs. 1 StrlSchV /BMU 18/).

Die möglichen Freisetzungen aus Abfallgebinden hängen von mehreren Faktoren ab:

- der Art der Einwirkung, z. B. Brand, Überflutung oder mechanische Einwirkung,
- der Widerstandskraft des Abfallgebundes gegenüber der Einwirkung und
- der Löslichkeit der Abfallstoffe bei Wassereinwirkung oder generell der Flüchtigkeit der Stoffe.

In der Studie des BfS /HEI 12/ wurden drei Einwirkungsklassen als Ergebnis eines Unfallablaufes näher untersucht und entsprechende Quellterme bestimmt:

- Massive mechanische Einwirkung (EK 1),
- Brandeinwirkung (EK 2),
- Kombination von massiver mechanischer Einwirkung und Brandeinwirkung (EK 3).

Die massive mechanische Einwirkung übersteigt dabei die üblicherweise betrachteten Fälle (beispielsweise eines Behälterabsturzes). Die Einwirkung kann dabei u. a. auf einen Gebäudeeinsturz zurückzuführen sein und ist so massiv, dass sie zur Zerstörung der Stahlblechcontainer führt und darüber hinaus sogar eine Zerstörung von Betoncontainern ermöglicht.

Die Brandeinwirkung setzt das Versagen von Brandbekämpfungseinrichtungen voraus. Eine Brandeinwirkungszeit von einer Stunde bei 800 °C wird für die Analysen angesetzt /HEI 12/.

Mechanisch vorgeschädigte Gebinde (entsprechend EK 1) werden zusätzlich den Brandbedingungen (EK 2) ausgesetzt, dadurch ergeben sich auch kleinere Freisetzungen aus den Gussbehältern.

Die in den Abfallgebinden eingeschlossenen Stoffe werden auf fünf unterschiedliche Abfallgruppen unterteilt (die Zahl der Behälter dieser Abfallmengen wird wie folgt aufgerundet):

- AG 1: Ionentauscherharze, Kugellarze 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 Flüchtigkeit der Stoffe wird für die nachfolgend aufgeführten vier Stoffgruppen unabhängig bewertet:

- Tritium H-3,
- das Isotop C-14 des Kohlenstoffs,
- Halogene, insbesondere Jod, sowie
- sonstige Radionuklide.

Die Freisetzungsanteile ergeben sich entsprechend Tab. 2.7 /HEI 12/. Diese liegen sehr nahe an den Freisetzungsanteilen, die für den Fall eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes (siehe Tab. 2.8) angenommen werden.

Tab. 2.7 Freisetzungsanteile für unterschiedliche Behälter und Abfallgruppen nach Einwirkungen EK 1 oder EK 3

Behältergruppe	Nuklidgruppe	Abfallgruppe	EK 1	EK 3
Stahlblech-container	sämtliche Radionuklide	AG 5 + 6	5 E-01	1
Betonbehälter	sämtliche Radionuklide	AG 1 – 3	1 E-02	1
	H-3, C-14, Halogene	AG 4	1 E-02	1 E-00
	sonstige Radionuklide		1 E-03	1 E-01
Gussbehälter	H-3		1 E-08	1 E-01
		AG 2 – 4	1 E-08	4 E-03
	C-14	AG 1 – 4	1 E-08	6 E-03
	Halogene		1 E-08	4 E-02

Behältergruppe	Nuklidgruppe	Abfallgruppe	EK 1	EK 3
	Sonstige Radionuklide	AG 1 – 3	1 E-08	2 E-05
		AG 4	1 E-09	2 E-06

Tab. 2.8 Freisetzungsanteile bei einem fiktiven Flugzeugabsturz auf Betriebs- und Stilllegungsabfälle nach /HEI 12/

Behältergruppe	Nuklidgruppe	Mechanische Einwirkung	Thermische Einwirkung
Stahlblechcontainer	H-3, C-14, Jod	5 E-01	1
	Sonstige Radionuklide	5 E-01	5 E-01
Betoncontainer und Betonbehälter	H-3, C-14, Jod	1 E-02	1
	Sonstige Radionuklide	1 E-02	1 E-02
Gussbehälter und Gusscontainer	H-3	0	4 E-03
	C-14	0	6 E-03
	Jod	0	4 E-02
	Sonstige Radionuklide	0	2 E-05

Die Entsorgungskommission hat in einer Stellungnahme /ESK 13a/ fünf auslegungsüberschreitende Ereignisse untersucht:

- thermische Einwirkung unter einer Modellannahme von 5 t brennendem Kerosin,
- punktförmige mechanische Einwirkung durch den Aufprall einer Triebwerkswelle mit 1,7 t Gewicht und 215 m/s Aufprallgeschwindigkeit,
- großflächige mechanische Einwirkung aufgrund eines Absturzes eines Dachbinders von 20 t aus 10 m Höhe,
- zehn Tage andauernde Überflutung der Anlage mit einer Wassershöhe bis zu 2 m und
- eine Austragung von Abfallgebinden in die Umgebung nach einer Flutwelle.

Für die thermische Einwirkung wurde eine Freisetzung aus 22 Betonbehältern (VBA II) als abdeckend ermittelt. Im Quellterm wird von keiner Rückhaltung durch das Lagergebäude ausgegangen.

Die punktförmige mechanische Einwirkung führt in einer abdeckenden Betrachtung zur Freisetzung aus 8 Betonbehältern (VBA II). Situationsverschärfend haben mechanische Einwirkungen den Nachteil, dass aerosolförmige Partikel erzeugt werden, die in Größen von weniger als 10 µm lungengängig sind. Abdeckend wird davon ausgegangen, dass die Hälfte der entstehenden Aerosole lungengängig ist.

Für die großflächige mechanische Einwirkung ergibt sich abdeckend eine Freisetzung aus 20 Betonbehältern (VBA II). Die länger andauernde Überflutung führt nur zu Schäden an Stahlblechcontainern. Es wurde abgeschätzt, dass 500 200 l-Fässern, 40 20'-Container und 200 Konrad IV-Container betroffen sind. Es wird davon ausgegangen, dass 5 % des Cäsium-Inventars und 0,5 % des übrigen radioaktiven Inventars in Lösung gehen. Eine Rückhaltung der Aktivität durch das Lagergebäude wird nicht unterstellt, allerdings ein Verdünnungsfaktor von 1 E-03 durch die Vermischung des kontaminierten Wassers mit dem Flutwasser in der Umgebung. Die gesamte gelöste Radioaktivität verteilt sich demnach gleichmäßig auf einer Fläche von 0,1 km² mit einer Höhe des Wasserstandes von 2 m, also auf 2 E+05 m³ Wasser. Eine Flutwelle kann zu einer teilweisen Zerstörung der Lagerhalle und einer Austragung von 200 l-Fässern aus der Lagerhalle führen. Die radiologischen Auswirkungen eines entsprechenden Ereignisses sind gering /ESK 13/. Die Freisetzungsanteile aus den Behältern für die unterschiedlichen Szenarien sind in Tab. 2.9 zusammengefasst.

Tab. 2.9 Freisetzungsanteile und die Zahl der betroffenen Behälter für abdeckende Betrachtungen zu unterschiedlichen Szenarien nach /ESK 13a/

Szenario	Nuklidgruppe	Freisetzungsanteile für brennbare Rohabfälle	Betroffene Behälter
Thermische Einwirkung	sämtliche Radionuklide	0,50 (Stahl- oder Betonbehälter)	22 Betonbehälter
Großflächige mechanische Einwirkung	sämtliche Radionuklide	0,01 (Stahl- oder Betonbehälter)	8 Betonbehälter
Punktförmige mechanische Einwirkung	sämtliche Radionuklide	0,15 (Stahl- oder Betonbehälter)	20 Betonbehälter
Länger andauernde Überflutung	Cäsium	0,05 (Stahlblechcontainer)	ca. 363 Stahlblechcontainer
	sonstige Radionuklide	0,005 (Stahlblechcontainer)	ca. 363 Stahlblechcontainer

In /ESK 13a/ werden die abgeschätzten Mengen der freigesetzten Radionuklide nur über die Leitnuklide angegeben. Für die Bestimmung möglicher Quellterme in FaSTPro soll jedoch ein breiteres Radionuklidspektrum betrachtet werden, weshalb die betroffenen Behälterinhalte für die Inventarangaben der unterschiedlichen Behältnisse aus /HEI 12/ umgerechnet werden. Diese Nuklidinventare wurden mit Hilfe der Quellterme aus /HEI 12/ und den Korrelationsfaktoren für Mn-54, Co-58, Zr-95, Tc-99 Ru-106, Ag-110m und Ce-144 nach /MUE 95/ ermittelt.

Die Ergebnisse sind in Tab. 2.10 dargestellt. Blau hinterlegt sind die Einträge, die über Korrelationen ermittelt wurden, rot dargestellt sind die Radionuklide, die in einer Ausbreitungsrechnung in RODOS /LAN 07/ nicht berücksichtigt werden können und entsprechend in Tab. 2.1 nicht aufgeführt sind. Die Zuordnung bzgl. der betroffenen Abfallbehälter aus /ESK 13a/ und den Behälterinventaren aus /HEI 12/ erfolgt über das betroffene Abfallvolumen. So ist beispielsweise von einer länger andauernden Überflutung ein Abfallinventar betroffen, das einem Inhalt von 363 Behältern nach Tab. 2.10, Spalte 'Stahlblechcontainer' entspricht. Durch diese Zuordnung ergibt sich teilweise ein deutlich höheres betroffenes Aktivitätsinventar als in den Betrachtungen der ESK /ESK 13a/.

Tab. 2.10 Behälterinventare für radioaktiven Abfall in einem Abfalllager an einem Kernkraftwerksstandort nach /HEI 12/ und /MUE 95/

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
H-3	-	5,0 E+08	1,1 E+10	8,1 E+09	–	7,2 E+10	1,3 E+12	1,0 E+11	-
C-14	4,5 E+07	7,1 E+08	3,3 E+10	3,3 E+10	5,1 E+08	5,0 E+12	5,0 E+12	1,4 E+11	7,3 E+10
Mn-54	2,2 E+08	4,3 E+09	5,6 E+09	5,6 E+09	2,6 E+09	8,5 E+11	8,5 E+11	8,5 E+11	3,7 E+11
Fe-55	2,7 E+09	5,0 E+10	2,0 E+11	2,0 E+11	3,2 E+10	3,0 E+13	3,0 E+13	1,0 E+13	4,6 E+12
Co-58	8,7 E+07	8,0 E+07	1,1 E+08	1,1 E+08	1,0 E+09	1,6 E+10	1,6 E+10	1,6 E+10	1,5 E+11
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
Ni-63	6,3 E+09	2,0 E+11	2,3 E+11	2,3 E+11	7,2 E+10	3,5 E+13	3,5 E+13	4,0 E+13	1,0 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
Nb-95	1,4 E+09	–	–	–	1,6 E+10	–	–	–	2,3 E+12
Zr-95	5,4 E+08	4,3E+07	5,6E+07	5,6E+07	6,2E+09	8,5E+09	8,5E+09	8,5E+09	9,0E+11
Tc-99	3,9 E+05	1,6 E+10	2,1 E+10	2,1 E+10	4,6 E+06	3,2 E+12	3,2 E+12	3,2 E+12	6,5 E+08
Ru-106	2,4 E+08	4,0 E+10	5,3 E+09	5,3 E+09	2,6 E+09	8,4 E+11	8,4 E+11	7,9 E+12	4,0 E+11
Ag-110m	3,6 E+08	1,1 E+10	1,4 E+10	1,4 E+10	4,1 E+09	2,1 E+12	2,1 E+12	2,1 E+12	6,0 E+11
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

Nuklid	Behälter und Abfallgruppe – Nuklidinventar [Bq]								
	Stahlblech- container (6 m ³) AG 5 + 6	Betonbehälter (0,4 m ³)				Gussbehälter (0,5 m ³)			
		AG 1	AG 2	AG 3	AG 4	AG 1	AG 2	AG 3	AG 4
Ce-144	6,3 E+08	5,3 E+09	6,9 E+09	6,9 E+09	7,4 E+09	1,1 E+12	1,1 E+12	1,1 E+12	1,1 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
Summe	4,5 E+10	8,2 E+11	8,8 E+11	8,8 E+11	8,8 E+11	1,3 E+14	1,3 E+14	1,5 E+14	7,5 E+13

Quellterme für die Einwirkungsklassen EK 1 und EK 3 wurden in /HEI 12/ für Ereignisse bestimmt, die eine Lagermenge aus 10 Betriebsjahren eines Kernkraftwerks umfassen, siehe Tab. 2.11. Die Nuklide Ru-106 und Ce-144 wurden nachträglich über Korrelationen nach /MUE 95/ bestimmt. Die betroffene Grundfläche einer Beispielbeladung eines typischen Abfalllagers, /SIT 17/, welche ungefähr eine Abfallmenge aus zehn Betriebsjahren aufweist, ist in Abb. 2.7 als blaue Ellipse (ca. 20 m x 10 m) eingezeichnet. Die Quellterme für die Szenarien aus /ESK 13a/ sind in Tab. 2.12 nuklid aufgelöst dargestellt. Die Ergebnisse stimmen aufgrund der verwendeten Behälterinventare aus /HEI 12/ nur teilweise mit den Angaben in /ESK 13a/ überein. Die gesamte freiwerdende Radioaktivität stimmt für die thermische Einwirkung gut mit der Referenz überein, allerdings liegt diese bei den mechanischen Einwirkungen um einen Faktor 2 niedriger. Die freiwerdende Gesamtaktivität liegt bei der lang andauernden Überflutung fast einen Faktor 6 höher als angegeben. Hier ist allerdings das unterschiedliche durchschnittliche Inventar der Stahlblechcontainer, welches der Rechnung zu Grunde gelegt wurde, ausschlaggebend für die Abweichung. Insgesamt liegen vor allem die Cs-Werte deutlich niedriger (ungefähr um einen Faktor 10) als in der Referenz /ESK 13a/.

Tab. 2.11 Quellterme der Einwirkungsklassen EK 1 und EK 3 für Abfall aus 10 Betriebsjahren nach /HEI 12/

Nuklid	Quellterme – Radioaktivität [Bq]			
	DWR		SWR	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	5,4 E+09	5,4 E+11	6,5 E+09	6,5 E+11
C-14	1,7 E+10	1,7 E+12	2,1 E+10	2,1 E+12
Mn-54	1,9 E+09	1,7 E+10	3,1 E+09	4,5 E+10
Fe-55	1,3 E+11	1,1 E+13	1,8 E+11	1,4 E+13
Co-58	7,8 E+08	6,5 E+09	1,3 E+09	1,7 E+10
Co-60	4,6 E+11	2,1 E+13	7,1 E+11	3,5 E+13
Ni-63	1,9 E+11	1,4 E+13	3,0 E+11	2,2 E+13
Sr-89	2,9 E+07	2,9 E+09	8,3 E+07	8,3 E+09
Sr-90	3,0 E+08	2,9 E+10	8,4 E+08	8,3 E+10
Nb-95	1,2 E+10	1,0 E+11	2,0 E+10	2,7 E+11
Zr-95	4,8 E+09	4,0 E+10	7,7 E+09	1,1 E+11
Tc-99	3,5 E+06	3,0 E+07	5,7 E+06	7,9 E+07
Ru-106	8,6 E+09	6,8 E+11	6,2 E+10	5,3 E+12
Ag-110m	3,2 E+09	2,6 E+10	5,1 E+09	7,1 E+10

Nuklid	Quellterme – Radioaktivität [Bq]			
	DWR		SWR	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
I-129	8,7 E+04	8,7 E+06	1,2 E+05	1,2 E+07
Cs-134	3,7 E+09	3,3 E+11	1,0 E+10	9,8 E+11
Cs-137	3,9 E+10	3,1 E+12	9,2 E+10	7,9 E+12
Ce-144	9,7 E+09	4,4 E+11	1,5 E+10	7,4 E+11
U-234	3,3 E+06	4,3 E+07	5,3 E+06	9,2 E+07
U-235	4,9 E+05	2,0 E+07	7,3 E+05	2,9 E+07
U-238	2,5 E+05	1,8 E+07	3,4 E+05	2,3 E+07
Pu-238	1,3 E+07	8,8 E+08	1,8 E+07	1,2 E+09
Pu-239	1,2 E+07	8,8 E+08	1,6 E+07	1,2 E+09
Pu-240	1,1 E+07	8,7 E+08	1,6 E+07	1,2 E+09
Pu-241	2,4 E+09	1,8 E+11	3,2 E+09	2,3 E+11
Am-241	9,5 E+06	5,7 E+08	1,4 E+07	8,5 E+08
Cm-242	3,0 E+06	5,8 E+07	4,8 E+06	1,1 E+08
Cm-244	4,5 E+06	2,3 E+08	7,4 E+06	4,3 E+08
Summe	9,1 E+11	5,3 E+13	1,5 E+12	9,0 E+13

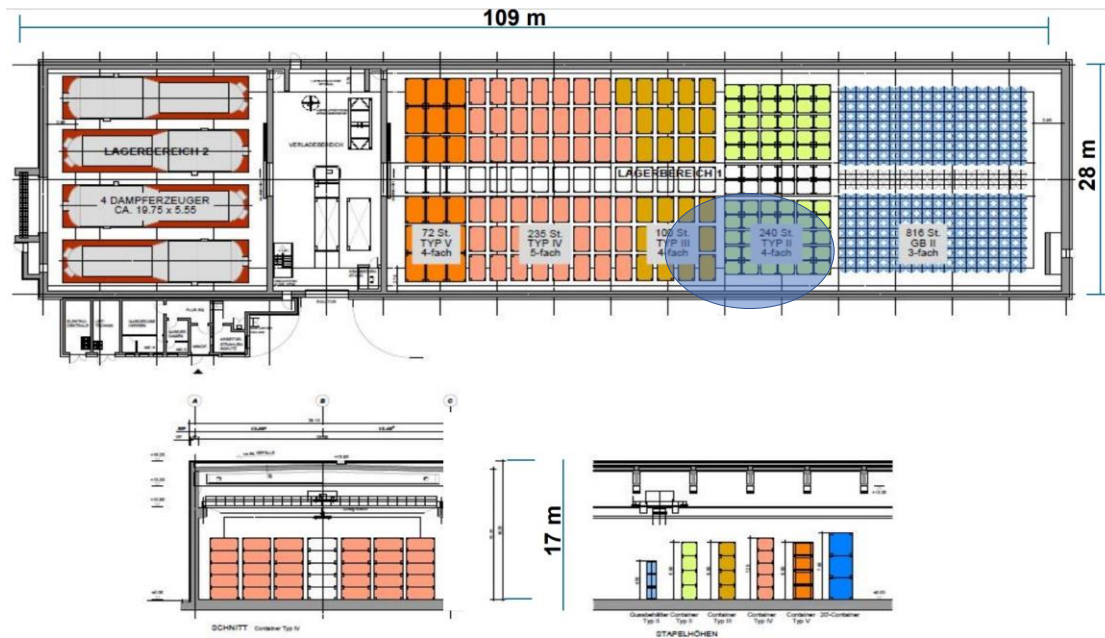


Abb. 2.7 Ungefähre betroffene Fläche eines Abfallagers für die Abfallmenge aus zehn Betriebsjahren, Grundlage ist eine Abbildung aus /SIT 17/

Tab. 2.12 Abdeckende Quellterme für die unterschiedlichen Szenarien, nachgerechnet entsprechend der Unfallbeschreibung in /ESK 13a/

Nuklid	Quellterme – Radioaktivität [Bq]			
	Thermische Einwirkung	Punktförmige mechanische Einwirkung	Großflächige mechanische Einwirkung	Lang-andauernde Überflutung
C-14	5,6 E+09	6,1 E+08	1,0 E+08	8,2 E+07
Mn-54	5,7 E+10	3,1 E+09	5,2 E+08	3,9 E+08
Fe-55	7,0 E+11	3,8 E+10	6,4 E+09	4,9 E+09
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
Ni-63	1,6 E+12	8,6 E+10	1,4 E+10	1,1 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
Ru-106	5,7 E+10	3,1 E+09	5,2 E+08	4,3 E+08
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
Cs-137	2,6 E+11	1,4 E+10	2,4 E+09	2,0 E+09
Ce-144	1,6 E+11	8,9 E+09	1,5 E+09	1,1 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
Summe:	1,1 E+13	6,1 E+11	1,0 E+11	7,1 E+10

Die (abdeckenden) Quellterme sind hier nur beispielhaft angegeben, da FaSTPro dazu befähigt ist, Quellterme entsprechend den Informationen zum Zustand des Abfalllagers und zu den betroffenen Behältern zu erzeugen. Die Quellterme errechnen sich dabei aus den Behälterinventaren und den Freisetzungsteilen zum vorliegenden auslösenden Ereignis. Für die Berechnungen werden bei einem Kerosinbrand die Freisetzungsteile aus Tab. 2.8 verwendet, für alle anderen Freisetzungskategorien werden die Werte aus Tab. 2.9 herangezogen. Die Freisetzungsteile aus Tab. 2.9 basieren auf den Werten für unkonditionierten Abfall, dies entspricht einer konservativen Betrachtung, da die Freisetzungswerte für konditionierten Abfall deutlich niedriger liegen, vgl. /ESK 13a/.

2.1.7 Zusammenfassende Darstellung der möglichen Quellterme für die untersuchten Anlagenteile

Die möglichen Freisetzungskategorien und auslösenden Ereignisse für die unterschiedlichen Anlagenteile an einem Kernkraftwerksstandort sind in Tab. 2.13 zusammengefasst. Die Betrachtungen zum Reaktor und dem Brennelementlagerbecken waren Teil von Vorgängervorhaben und sollen hier nicht weiter berücksichtigt werden. Diese Tabelle bietet die Grundlage für die Arbeiten an FaSTPro. Jod liegt in fast allen Freisetzungskategorien zu 100 % aerosolförmig vor. Die einzige Ausnahme bildet der Kerosinbrand des Abfalllagers. Bei einer postulierten einstündigen Brandeinwirkung von 800 °C wird für die nachfolgenden Rechnungen angenommen, dass 50 % des austretenden Jods eine organische Gasverbindung bilden, insgesamt ist allerdings das Jodinventar und damit auch die freigesetzte Menge an Jod sehr gering.

Tab. 2.13 Übersicht über die möglichen Freisetzungskategorien der unterschiedlichen Anlagenteile an einem Kernkraftwerksstandort (mit Ausnahme von Reaktor und Brennelementlagerbecken)

Anlagenteil	Auslösende Ereignisse	Freisetzungskategorie	Effektive Emissionshöhe	Quellterm (Freisetzungsmenge)
Hilfsanlagen- gebäude (DWR)	Extreme Gebäudelasten, Erdbeben, Explosionsdruckwelle	FSK Gebäudeeinsturz	10 m nach /HEI 12/	Tab. 2.2 dritte Spalte
	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	FSK Flugzeugabsturz	10 m	Inventar ohne Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung und ohne Harzsammelbehälter
		FSK Flugzeugabsturz Brand	50 m	
Reaktorgebäude (SWR)	Extreme Gebäudelasten, Erdbeben, Explosionsdruckwelle	FSK Gebäudeeinsturz	10 m nach /HEI 12/	Tab. 2.2 vierte Spalte
	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	FSK Flugzeugabsturz	10 m	Inventar ohne Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung und ohne den Harzsammelbehälter
		FSK Flugzeugabsturz Brand	50 m	
Abfalllager	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	FSK punktförmig	8 m nach /ESK 13a/	Abdeckend in Tab. 2.12 dritte Spalte
		FSK Kerosinbrand	50 m nach /ESK 13a/	Abdeckend in Tab. 2.11 dritte Spalte
	Extreme Gebäudelasten, Erdbeben, Explosionsdruckwelle	FSK Gebäudeeinsturz	8 m nach /ESK 13a/	Abdeckend in Tab. 2.12, vierte Spalte
	(länger andauernde) Überflutung, Flutwelle	FSK Überflutung	bodennah, über den Wasserpfad	Tab. 2.12, fünfte Spalte

Anlagenteil	Auslösende Ereignisse	Freisetzungskategorie	Effektive Emissionshöhe	Quellterm (Freisetzungsmenge)
Standort- zwischenlager	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	niedriger Abbrand, sehr kleine Öffnung	5 m; 50 m bei Nutzereingabe Brand	Freigesetzte Radionuklide werden entsprechend der Freisetzungsmenge in Tab. 2.4 und Inventar zum passenden Abbrand in Tab. 2.3, Spalten 4 bis 6, berechnet
		niedriger Abbrand, kleine Öffnung		
		niedriger Abbrand, mittelgroße Öffnung		
		mittlerer Abbrand, sehr kleine Öffnung		
		mittlerer Abbrand, kleine Öffnung		
		mittlerer Abbrand, mittelgroße Öffnung		
		hoher Abbrand, sehr kleine Öffnung		
		hoher Abbrand, kleine Öffnung		
		hoher Abbrand, mittelgroße Öffnung		

2.2 Bayesian Belief Networks der untersuchten Anlagenteile (Probabilistischer Teil von FaSTPro)

Die möglichen Unfallabläufe und zugehörigen Schadenspfade eines DWR-Hilfsanlagengebäude, eines SWR-Reaktorgebäudes, eines Abfalllagers und eines Standortzwischenlagers wurden in spezifischen Bayesian-Belief-Netzwerken (BBN) modelliert. Die getrennte Modellierung der einzelnen Gebäude ist notwendig, damit alle Kernkraftwerksstandorte mit einer unterschiedlichen Anzahl an Reaktorblöcken sowie Hilfsanlagen- bzw. Reaktorgebäuden in FaSTPro zusammengestellt werden können. FaSTPro wurde diesbezüglich um eine Multi-Session-Funktion erweitert, die es erlaubt, mehrere Einzel-Sessions, beispielsweise für SWR-Blöcke, DWR-Blöcke, Brennelementlagerbecken, Abfalllager, Standortzwischenlager, DWR-Hilfsanlagen- und SWR-Reaktorgebäude gemeinsam zu betrachten. Zunächst werden die einzelnen, neu erstellten Sessions in den Abschnitten 2.2.1 bis 2.2.3 vorgestellt.

2.2.1 Hilfsanlagengebäude (DWR) und Reaktorgebäude (SWR)

Die Betrachtungen zum Hilfsanlagengebäude einer DWR-Anlage wurden aufgrund der ähnlichen Radionuklidquellen analog zu den Betrachtungen zum Reaktorgebäude einer SWR-Anlage durchgeführt. Bei der SWR-Anlage ist zu beachten, dass das Brennelementlagerbecken im Reaktorgebäude eine separate Session darstellt und gegebenenfalls separat in FaSTPro betrachtet wird. Das heißt, bei einem gemeinsamen Schaden im Aufbereitungstrakt einer SWR-Anlage und im Brennelementlagerbecken werden in FaSTPro zunächst zwei unabhängige Quellterme für die beiden Anlagenteile bestimmt und danach die Quellterme zusammengerechnet. Relevante Quellterme mit möglichen Folgen für die Umgebung eines Standortes ergeben sich nach den Ausführungen in Abschnitt 2.1.3 nur bei einer großflächigen Zerstörung des Hilfsanlagengebäudes.

Als mögliche Ursachen eines Gebäudeeinsturzes werden in der probabilistischen Analyse (siehe BBN mit den zugehörigen BBN-Knoten, den BBN-Verknüpfungen und den hinterlegten Wahrscheinlichkeitsverteilungen in Abb. 2.8) ein Flugzeugabsturz, ein Erdbeben, eine Explosionsdruckwelle und extreme Gebäudelasten als auslösend berücksichtigt. Darüber hinaus kann ein Gebäudeeinsturz durch den Nutzer eingegeben werden. Insgesamt ergeben sich acht Fragen zu den Vorkommnissen und dem Zustand des Gebäudes an den Nutzer. Darunter sind zwei zeitliche Fragen über den Eintritt des auslösenden Ereignisses und über den Zeitpunkt des Gebäudeeinsturzes.

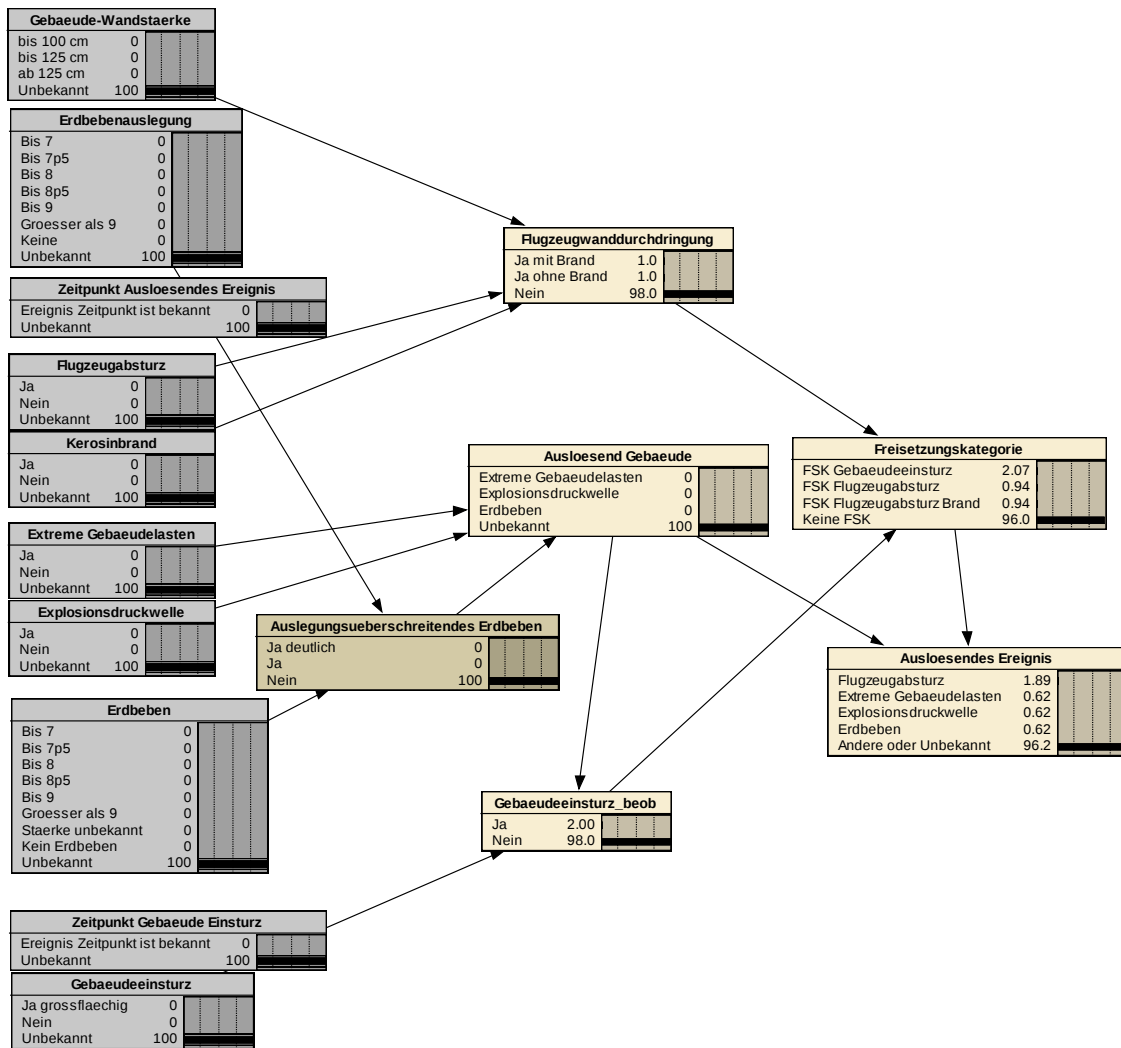


Abb. 2.8 BBN für das Hilfsanlagegebäude (DWR)

Zusätzlich gibt es zwei Fragen zum Aufbau des Hilfsanlagegebäudes: die Erdbebenauslegung nach der europäischen makroseismischen Skala (MSK) und die ungefähre Stärke der äußeren Wand. Ein Erdbeben erfordert die Eingabe der Erdbebenstärke, die dann mit der Erdbebenauslegung abgeglichen wird. Ist die Differenz zwischen Stärke und Auslegung zu hoch, so wird ein Gebäudeeinsturz mit einer hohen Wahrscheinlichkeit prognostiziert. Der Nutzer hat allerdings auch die Möglichkeit eine Zerstörung des Gebäudes oder auch die Nichtzerstörung des Gebäudes einzugeben, hierfür ist der BBN-Knoten 'Gebaeudeeinsturz' im BBN-Netz vorgesehen. Diese Eingabe hat einen starken Einfluss auf die Feststellung eines Gebäudeeinsturzes nach einem Erdbeben oder einer Explosionsdruckwelle.

Im Fall extremer Gebäudelasten, wie Schnee, Wind, Erd- und/oder Wasserdruck, ist die Annahme, dass FaSTPro nur gestartet und verwendet wird, wenn diese Lasten tatsäch-

lich einen nennenswerten Schaden am Gebäude verursacht haben. Andere auslösende Ereignisse, darunter Erdbeben und Explosionsdruckwellen hingegen haben einen stärkeren singulären Charakter. Das BBN für ein SWR-Reaktorgebäude in Abb. 2.9 bietet noch zwei zusätzliche Eingabemöglichkeiten. Zum einen besteht die Möglichkeit der Auswahl 'Auslegung Flugzeugabsturz' und zum anderen die Auswahl der Auslegung gegen Explosionsdruckwellen. Bei entsprechenden auslösenden Ereignissen reduziert sich die Wahrscheinlichkeit für größere Schäden am Gebäude nach einem unfallbedingten Flugzeugabsturz deutlich.

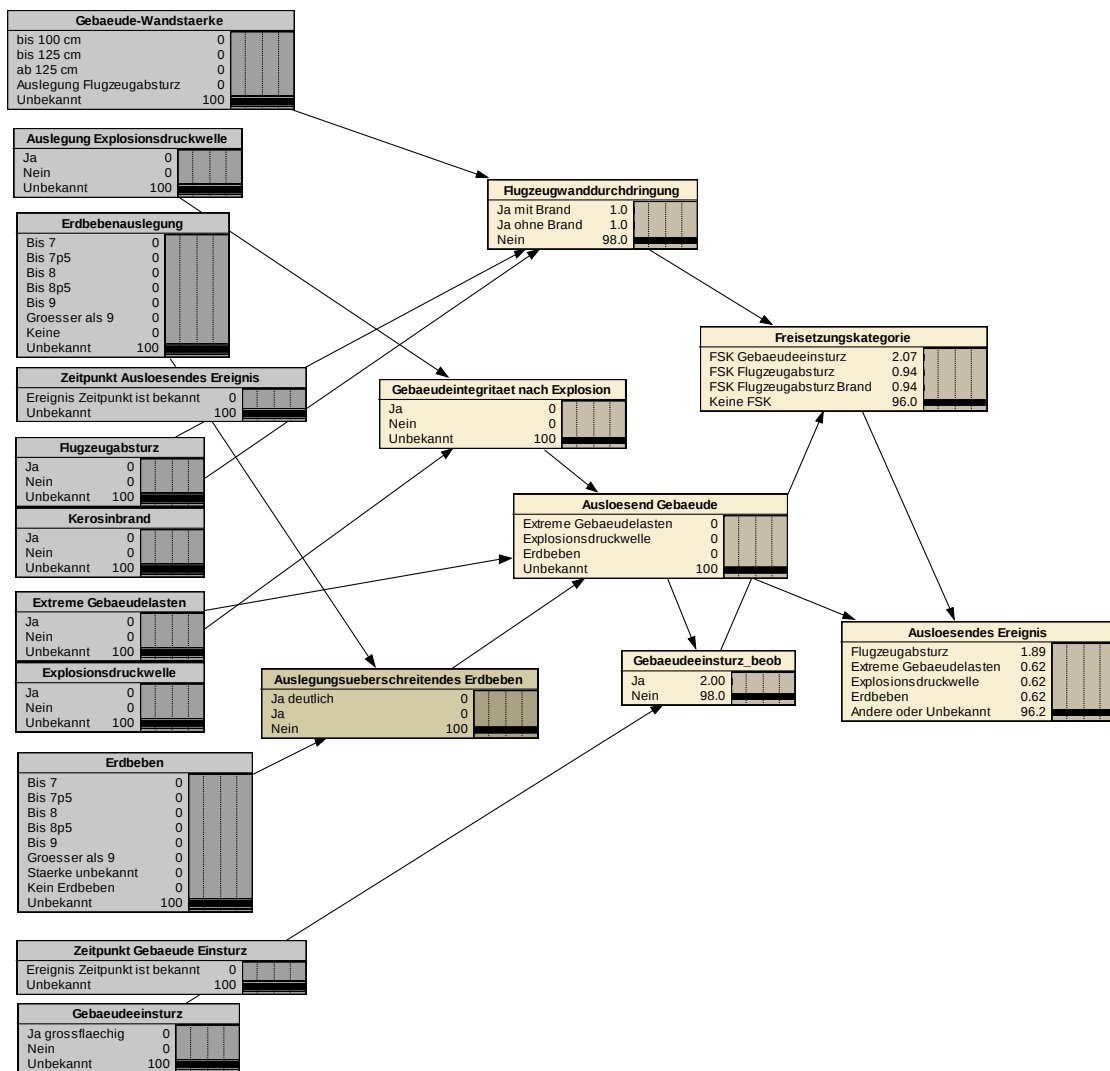


Abb. 2.9 BBN für ein SWR-Reaktorgebäude

2.2.2 Abfalllager

Das Abfalllager berücksichtigt vier mögliche Freisetzungskategorien, dazu zählen eine punktförmige mechanische Einwirkung, eine großflächige Einwirkung (z. B. durch einen

Einsturz von Teilen des Gebäudes), einen Kerosinbrand und eine Überflutung. Das BBN mit den zugehörigen BBN-Knoten, -Verknüpfungen und den hinterlegten Wahrscheinlichkeitsverteilungen ist in Abb. 2.10 dargestellt. Neben den auslösenden Ereignissen die bereits beim Hilfsanlagengebäude, siehe Abschnitt 2.2.1, berücksichtigt wurden, kommt hier noch die länger andauernde Überflutung hinzu. Wie beim Hilfsanlagengebäude gibt es für das Abfalllager spezifische Freisetzungskategorien für den unfallbedingten Flugzeugabsturz, diese sind 'FSK Punktfoermig' und 'FSK Kerosinbrand' nach /ESK 13a/. Ähnlich wie die Auswahlmöglichkeit 'Auslegung Flugzeugabsturz' für das SWR-Reaktorgebäude führt im Fall des Abfalllagers die Auswahl 'Unterirdisch Tunnel' bei einem unfallbedingten Flugzeugabsturz zu einer verschwindend geringen Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung. Analog zum Hilfsanlagengebäude gibt es standortabhängig Fragen zu der Gebäudewandstärke und der Erdbebenauslegung.

Eine Besonderheit stellt die Frage zu den betroffenen Behältern dar. In Abb. 2.7 ist die Beispielbelegung eines Abfalllagers mit einer geclusterten Lagerung gleichartiger Behältnisse dargestellt. Aufgrund des lokalen Charakters des auslösenden Ereignisses kann bei einer derartigen Belegung mit gleichartigen Behältern im gleichen Gebäudeteil bei einer Schadensbetrachtung von außen auf die Art der betroffenen Behältnisse geschlossen werden. So sind beispielsweise bei einem unfallbedingten Flugzeugabsturz im markierten Bereich von Abb. 2.7 nur Typ II- und Typ III-Behälter betroffen. Der Quellterm wird durch die Nutzereingabe an die entsprechenden Behälterinventare angepasst.

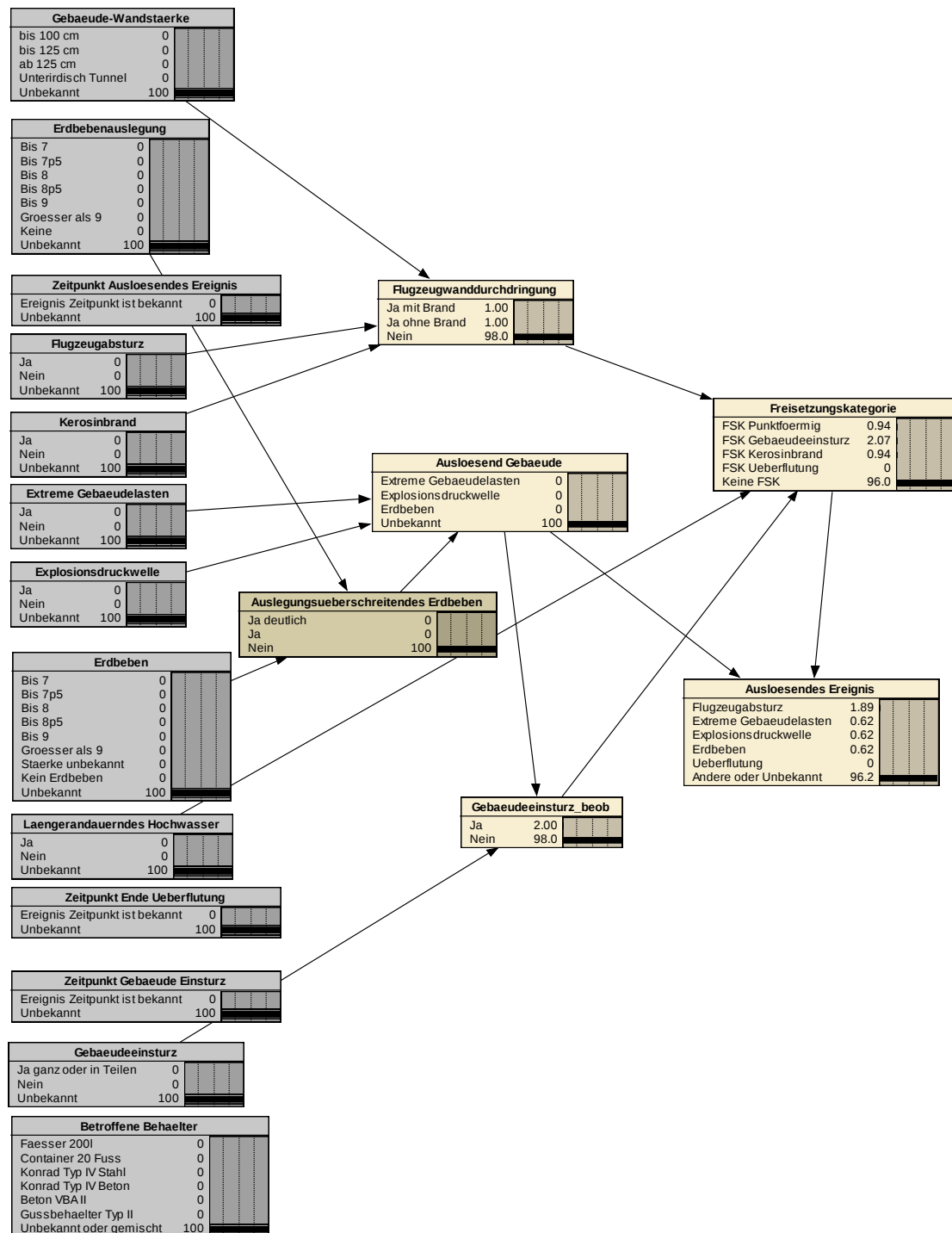


Abb. 2.10 BBN für ein Abfalllager

2.2.3 Standortzwischenlager

Das BBN für das Standortzwischenlager mit den zugehörigen BBN-Knoten, den BBN-Verknüpfungen und den hinterlegten Wahrscheinlichkeitsverteilungen ist in Abb. 2.11 dargestellt. Für das Standortzwischenlager führt ein Gebäudeeeinsturz zu keinerlei Frei-

setzung. Nur der unfallbedingte Flugzeugabsturz wird im BBN als auslösendes Ereignis betrachtet. Je nach Standort könnten tropische oder subtropische extreme Stürme (Hurricane, Taifun, etc.) hinzukommen. Es müssen allerdings weitere Voraussetzungen für eine Freisetzung von Radionukliden erfüllt sein. Zum einen muss die Dichtung des Lagerbehälters und die Hülle eines oder mehrerer Brennelemente beschädigt worden sein. Ein langandauernder Kerosinbrand kann dabei höchstens einen Einfluss auf die Lagerbehälterdichtung und nicht auf die Brennelemente ausüben. Bei metallischen Dichtungstypen wird im BBN angenommen, dass der Leckquerschnitt der Lagerbehälter durch den Brand etwas größer ausfallen wird als durch eine rein mechanische Einwirkung. Die Schadenswahrscheinlichkeit der Hüllrohre nach einer mechanischen Einwirkung hängt gemäß den Ausführungen in Abschnitt 2.1.5 von der Abbrandhistorie der Brennelemente ab. Die Freisetzungskategorie wird aus dem Leckquerschnitt des Behälters und dem Ausmaß des Brennelementschadens bestimmt.

Insgesamt beziehen sich vier Fragen auf standortspezifische Merkmale: das Gebäudekonzept, die Gebäudewandstärke, der Behälterdichtungstyp und die Abbrandhistorie der betroffenen Behälter. Die Eingabe des Gebäudekonzepts erübrigt dabei die Eingabe der Wandstärke. Darüber hinaus ist das Gebäudekonzept auch wichtig im Zusammenhang mit einem möglichen Brand, da Standortzwischenlager nach dem WTI-Konzept mit Abläufen für möglicherweise eindringendes Kerosin ausgestattet sind. Weitere standortspezifische Nutzerfragen sind der Behälterdichtungstyp und die Abbrandhistorie der Einlagerungen bzw. der betroffenen Behälter. Lässt sich anhand der Behälterüberwachung ein spezifischer Behälter als betroffen ausmachen, so ist an dieser Stelle dessen Abbrandhistorie einzugeben, sofern im Standortzwischenlager Behälter mit unterschiedlichen eingelagerten Abbränden vorhanden sind. Sofern eine Behälterüberwachung und eine Strahlungsüberwachung im Zwischenlager möglich sind, so können entsprechende Eingaben die Wahrscheinlichkeiten für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien wesentlich beeinflussen. Insgesamt sind acht Nutzerfragen zum aktuellen Zustand des Standortzwischenlagers vorgesehen, darunter zwei Zeitabfragen.

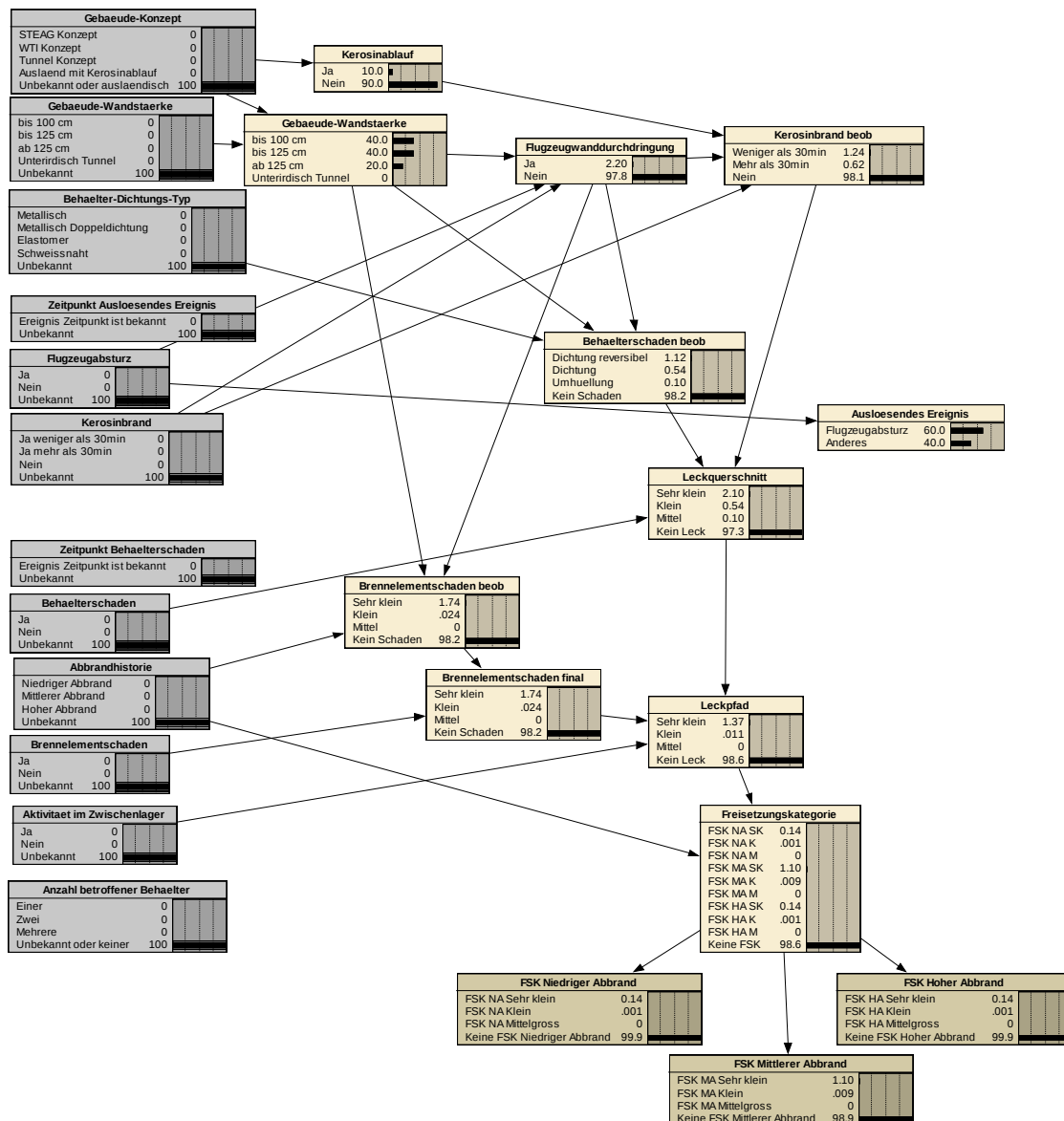


Abb. 2.11 BBN für ein Standortzwischenlager

2.3 Berechnungsmodule zum Freisetzungsverlauf (Deterministischer Teil von FaSTPro)

In diesem Arbeitsschritt werden die Menge der freigesetzten Radionuklide anhand der Nutzereingaben bestimmt und der Freisetzungsverlauf der unterschiedlichen Quellterme in Phasen eingeteilt den Freisetzungsmengen zugeordnet. Entsprechend wurden die Freisetzungsverläufe des DWR-Hilfsanlagegebäudes, des SWR-Reaktorgebäudes, des Abfalllagers und des Standortzwischenlagers erstellt. In diesen Anlagenteilen besteht der Freisetzungsverlauf aus maximal drei Phasen:

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 zunächst als kurz angenommen, da die Zerstörung bei den berücksichtigten auslösenden Ereignissen typischerweise direkt auf das Ereignis folgt, z. B. bei einer Explosionsdruckwelle. Eine Verzögerung ist beispielsweise durch die Nutzereingabe der Zeitpunkte des auslösenden Ereignisses und des Gebäudeeinsturzes (oder Auftreten eines Behälterschadens) möglich – das Gebäude könnte zunächst nur stark beschädigt worden sein und erst zeitlich verzögert einstürzen. In der ersten Freisetzungsphase wird angenommen, dass die Hälfte der Radionuklide der entsprechenden Freisetzungskategorie in wenigen Minuten abgegeben werden. Die verzögerte Freisetzung setzt dann die zweite Hälfte der Radionuklide der Freisetzungskategorie frei. Im Falle eines Brandes dauert die zweite Freisetzungsphase nur 30 min, ansonsten zwischen 5 und 15 h durch Luftaustausch (im Standortzwischenlager dauert der Luftaustausch länger als in den zerstörten Gebäuden des Abfalllagers, des Hilfsanlagen- oder Reaktorgebäudes).

Es wird angenommen, dass der Freisetzungsverlauf für mechanische Einwirkungen grundsätzlich vergleichbar abläuft. Bei einem Kerosinaustritt nach einem Flugzeugabsturz auf das Abfalllager ist von einem zeitnahen Brandbeginn auszugehen. Es wird erwartet, dass bei einem Brand etwas mehr Radionuklide durch die Dichtungen der mechanisch vorgeschädigten Behälter entweichen können. Ein Brand von 5.000 kg Kerosin mit einem Brennwert von 43 MJ/kg wird als Berechnungsgrundlage angenommen. Über die Branddauer von 60 min ergibt sich eine Brandleistung von 60 MW, die als Eingabe für die thermische Leistung der Freisetzung in RODOS dient.

Eine wesentlich andere Freisetzungskategorie stellt die Überflutung des Abfalllagers dar. Für diese Freisetzungskategorie sind eine Dauer bis zur Freisetzung von zehn Tagen (Phase 1) und bis zum Abfluss des Wassers (Phase 2) weitere fünf Tage (aus dem überfluteten Gebiet und aus den betroffenen Abfallbehältern) angesetzt.

Die Freisetzungsmengen werden über die Aktivität der freigesetzten Radionuklide quantifiziert. Die Freisetzungsmengen der möglichen Quellterme sind in Tab. 2.13 referenziert. In den nachfolgenden Betrachtungen wird für Jod angenommen, dass im Freisetzungsprozess nach mechanischen Einwirkungen und bei einer Überflutung keine

gasförmigen Verbindungen entstehen und Jod gänzlich aerosolförmig vorliegt. Es wird dabei auch angenommen, dass kein gasförmiges Jod in den Behältern vorhanden ist, da dies bereits bei der Abfallvorbehandlung freigesetzt werden würde. Die einzige Ausnahme bildet der Kerosinbrand im Abfalllager; hier wird für die nachfolgende Berechnungen unterstellt, dass die Hälfte des in geringen Mengen vorkommenden und austretenden I-129-Isotops eine gasförmige organische Verbindung eingeht. Die restliche Menge austretenden I-129 bleibt als Aerosol gebunden. Die Halbwertszeiten aller vorkommenden Isotope wurden recherchiert und sind u. a. in Tab. 2.1 zu finden. Die freigesetzten Mengen der Isotope werden entsprechend der Zerfallsgesetze und der Freisetzungsdauer angepasst (insbesondere sind kurzlebige Isotope im Falle eines Gebäudeversagens des DWR-Hilfsanlagegebäudes aus dem Leistungsbetrieb vorhanden). In einzelnen Fällen mussten Zerfallsketten, z. B. der Zerfall von I-133 in das instabile Xe-133 oder den Zerfall von Zr-95 in Nb-95, berücksichtigt werden. Darüber hinaus wurde für die RODOS-Ausgabe im XML-Format berücksichtigt, dass die weitere Ausbreitung einiger Isotope, wie z. B. Fe-55, nicht in RODOS bestimmt werden und maximal 25 Isotope gleichzeitig von RODOS berechnet werden können. Eine entsprechende Isotopenauswahl ist in Tab. 2.1 zusammengestellt und beinhaltet die wichtigsten Radionuklide aus den folgenden drei Gruppen:

- Freisetzungen zeitnah nach Leistungsbetrieb (z. B. aus dem Reaktor, dem DWR-Hilfsanlagegebäude oder dem SWR-Reaktorgebäude),
- Freisetzungen aus abklingenden Brennelementen (zeitnah nach dem Leistungsbetrieb, also insbesondere aus dem Brennelementlagerbecken) – Elemente mit Halbwertszeiten von wenigen Tagen werden noch berücksichtigt, z. B. Mo-99 mit einer Halbwertszeit von 66 h,
- Freisetzungen aus kerntechnischem Abfall (z. B. aus dem Abfalllager oder aus den gelagerten Brennelementen im Standortzwischenlager) – Elemente mit Halbwertszeiten von über 40 Tagen oder Elemente, die aus einem anderen Element nachproduziert werden (Nb-95 aus Zr-95).

Darüber hinaus wurden die Zusammenstellungen der RODOS-Radionuklidvektoren nach Unfällen in mehreren Anlagenteilen erarbeitet und in FaSTPro implementiert.

2.4 Überarbeitungs- und Entwicklungsarbeiten an FaSTPro für eine mögliche Integration weiterer radioaktiver Quellen

FaSTPro basiert auf der Programmiersprache Python und verwendet einige der in Python verfügbaren optionalen Codepakete, insbesondere für den Aufbau und die Darstellung der Nutzeroberfläche. FaSTPro verwendet die Python-Version 2.7, die von der offiziellen Python-Entwicklergruppe seit 2020 nicht mehr unterstützt wird. Darüber hinaus sind auch einige der verwendeten Codepakete in einer aktuelleren Python-Version nicht mehr verfügbar. Für die Aktualisierung von FaSTPro in Bezug auf dessen programmtechnische Basis ergaben sich im Verlauf des Vorhabens grundsätzliche zwei unterschiedliche Entwicklungsmöglichkeiten:

- Indirekte Umsetzung durch Integration der FaSTPro-Funktionalität als ein Widget in ATLASneo. ATLASneo ist ein grafisches Simulations- und Analysewerkzeug für die Nutzung im Zusammenhang mit dem GRS-Code AC² für thermohydraulische Stör- und Unfallsimulationen /BEH 22/. ATLASneo existiert u. a. in zwei Versionen, einer Version in Python 2.7 und einer Version in Python 3.11, was die Aktualisierung von FaSTPro auf eine aktuellere Python-Version begünstigt (in der Entwicklungsphase bleibt die Software lauffähig). Darüber hinaus basiert ATLASneo ursprünglich auf den Entwicklungsarbeiten an FaSTPro und die beiden Programme sind strukturell sehr ähnlich aufgebaut. ATLASneo wird derzeit im Vorhaben UMR51705 „Weiterentwicklung der GRAMOVIS-Werkzeuge zur interaktiven Anwendung von AC²-Simulationscodes“ weiterentwickelt.
- Direkte Umsetzung von FaSTPro aus der Python-Version 2.7 in eine aktuellere Python-Version 3.X. Dabei könnte auf Erfahrungen bei der Entwicklung von ATLASneo zurückgegriffen werden. Diese Erfahrungen zeigten aber auch, dass diese Aktualisierungsmöglichkeit mit einem sehr großen Aufwand verbunden ist.

Es wurde entschieden, FaSTPro als Widget in ATLASneo zu implementieren, bzw. einen Entwicklungspfad von ATLASneo als Grundlage für die neue Programmentwicklungsversion FaSTProNeo zu verwenden. Die Vorteile gegenüber der direkten Umsetzung der Aktualisierung sind:

- Nutzung einer Programmstruktur (ATLASneo), die lauffähig und aktuell gehalten wird und einige wesentliche Funktionalitäten bereitstellt (z. B. Speichern der getätigten Eingaben); dadurch kann der Aufwand für die Durchführung von Aktualisierungen in Zukunft verringert werden.

- Vereinfachte Durchführung der Aktualisierung von FaSTPro durch eine Umsetzung mit Elementen der Benutzeroberfläche, welche auch in einer aktuellen Version von Python noch unterstützt werden.
- Programmintegrierte Möglichkeiten zur gleichzeitigen Auswertung von mehreren FaSTPro Sessions, z. B. für die unterschiedlichen radioaktiven Quellen an einem Standort.
- Möglichkeiten für eine zukünftige direkte Verknüpfung der Ergebnisse eines schnelllaufenden AC²-Codes zur Prognose des Unfallverlaufs (z. B. über das Widget SimulationsDock) mit den Nutzereingaben in FaSTPro.

Einige programmtechnische Zusatzfunktionen sind direkt in ATLASneo vorhanden (z. B. Konsole, Möglichkeiten zur Parametereingabe und Hilfe-Funktionen) und der Aufwand für die Aktualisierung dieser Funktionen in FaSTPro fällt damit für die Umstellung und auch zukünftig weg.

Es konnten keine Nachteile bei der indirekten Umsetzung der Aktualisierung gegenüber der direkten Umsetzung festgestellt werden.

Im Rahmen der Implementierung der FaSTPro-Funktionalitäten in ATLASneo wurde zur Visualisierung der FaSTPro-Programmstruktur ein Unified-Modelling-Language-Diagramm (UML) mit den gegenseitigen Abhängigkeiten der Funktionen und Klassen (siehe Abb. 2.12) erstellt. Das UML-Diagramm hilft dabei, sich leichter in die Programmstruktur einzuarbeiten und die entsprechenden Abhängigkeiten zwischen den Klassen in der neuen Programmumgebung von ATLASneo umzusetzen. Insbesondere wurden Panels für die Eingabe der Nutzerfragen und die Darstellung der Ergebnisse der Quelltermprognose erstellt, die in einem Gadget zusammengefasst sind (siehe Abb. 2.12, unten Mitte). Zusätzlich gibt es unter 'Utils' die Schnittstelle zu Netica™ /NOR 20/ und die Speicherstruktur für die Ergebnisse vorheriger Analysen. Mit „Sessions“ werden die unterschiedlichen FaSTPro-Versionen (u. a. für einen generischen DWR vom Typ Konvoi, das Brennelementlagerbecken, das Hilfsanlagegebäude) unterschieden. Der Nutzer kann entsprechend der Auswahl der Session festlegen, welche Anlage oder welche radioaktive Quelle am Standort im vorliegenden Unfallverlauf bei dem auslösenden Ereignis beschädigt wurde.

Abb. 2.12 UML-Diagramm zur Umsetzung der Implementierung von FaSTPro in ATLASneo

Das Ergebnis der Implementierung, FaSTProNeo, ist in einem Screenshot in Abb. 2.13 dargestellt. Links sind die Fragen an den Nutzer aufgezeigt, rechts oben die Liste der wahrscheinlichsten Quellterme und rechts unten der Verlauf der Freisetzungen sowie die Freisetzungsrate [Bq/h] in einem Diagramm über die Zeit aufgetragen. Die Ausgabe enthält die wichtigsten bzw. relevantesten Radionuklide, die freigesetzt werden.

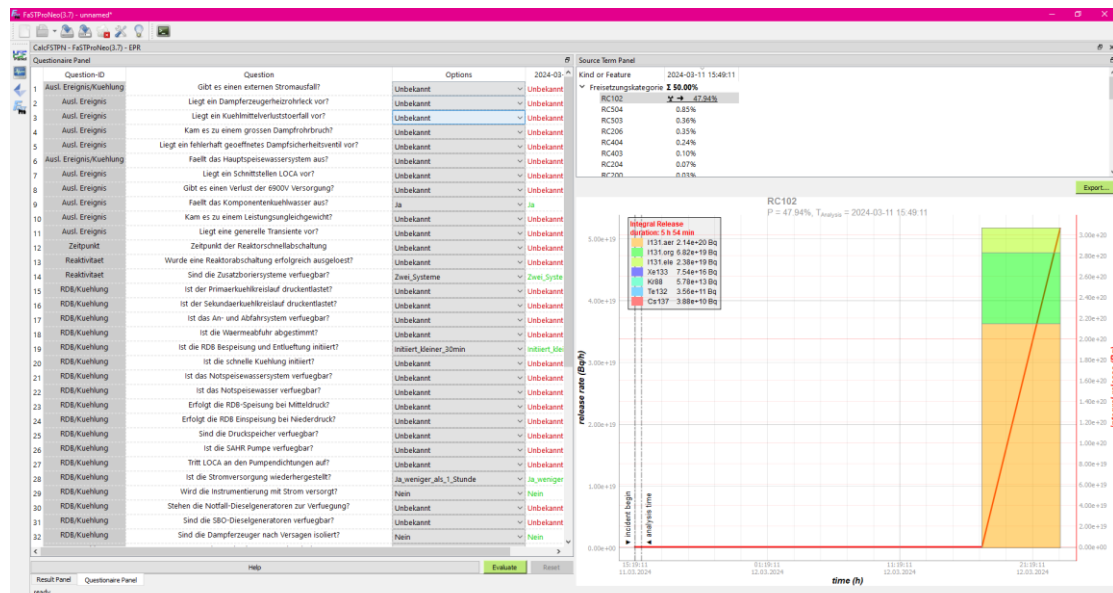


Abb. 2.13 Screenshot zum neuen FaSTProNeo

2.5 Zusammenfassung der Weiterentwicklungen von FaSTPro

Im Rahmen des Vorhabens RS1596 wurde FaSTPro dahingehend ertüchtigt, die möglichen Quellterme, d. h. die Freisetzungsmengen einschließlich der zeitlichen Verläufe, aus den unterschiedlichen Radionuklidinventaren an einem Kernkraftwerksstandort zu prognostizieren. Mit Hilfe von FaSTPro ist es nun möglich, im Fall eines auslösenden Ereignisses an einem Kernkraftwerksstandort zeitnah Aussagen zu den zu erwartenden Unfallabläufen zu treffen. Des Weiteren können damit Quelltermprognosen vom Betreiber im Katastrophenfall im GRS-Notfallzentrum kritisch auf Plausibilität geprüft werden.

Die Nutzereingaben sind auf die wesentlichen Punkte beschränkt worden, damit sich möglichst keine Fehler bei der Nutzereingabe ergeben. Die Freisetzungsverläufe sind für die neu implementierten Radionuklidquellen aus dem DWR-Hilfsanlagegebäude, dem SWR-Reaktorgebäude, dem nuklearen Abfalllager und dem Standortzwischenlager in maximal drei Phasen unterteilt, was den vereinfacht betrachteten Unfallablauf gut beschreibt. Gleichzeitig bleibt der Freisetzungsverlauf für den Nutzer übersichtlich. Ge-

meinsame Betrachtungen mehrerer betroffener Gebäude und Inventare sind in den Analysen möglich. Die publizierten abdeckenden Quellterme, insbesondere in /ESK 13a/ und /HEI 12/, werden entsprechend der bekannten Anlagenschäden an den Unfallablauf angepasst. Dadurch erhält die Quelltermprognose einen stärkeren best-estimate-Charakter, und die Mengen an freigesetzten Radionukliden werden weniger stark überschätzt.

3 Erweiterungen und Aktualisierungen von FaSTPro für Druckwasserreaktoren neuer Bauart

Die probabilistische Modellierung mit Hilfe eines BBN erfolgt in zwei Schritten. Zunächst werden die Unfall- und Ereignisabläufe der PSA Stufe 2 auf Grundlage der unterschiedlichen Kernschadensendzustände (Ergebnis der PSA Stufe 1) implementiert. Es wird versucht, die Ausfallwahrscheinlichkeiten der unterschiedlichen Maßnahmen aus den Unfall- und Ereignisabläufen bestmöglich aus den vorhandenen Daten abzuleiten.

In einem weiteren Schritt der probabilistischen Modellierung werden die auslösenden Ereignisse einbezogen und die Nutzerfragen zum Erfolg möglicher (Notfall-)Maßnahmen aus den Unfall- und Ereignisabläufen der PSA der Stufe 1 erstellt. Daraus wird auf die möglichen Kernschadensendzustände in der Anlage geschlossen. Dieser Teil des BBN, der auf den Ergebnissen der PSA der Stufe 1 basiert, wird nicht mit den PSA-Ausfallwahrscheinlichkeiten der durchzuführenden (Notfall-)Maßnahmen versehen, da bei Nutzung von FaSTPro eine hohe Wahrscheinlichkeit für einen Kernschaden vorliegen soll. Die PSA der Stufe 1 führt aber in der Regel zu sehr kleinen Kernschadenshäufigkeiten. Liegen keine oder ungenügende Informationen zum Anlagenzustand vor, so wird FaSTPro von einem Kernschadensendzustand ausgehen und die Wahrscheinlichkeiten der unterschiedlichen Kernschadensendzustände aus den Ergebnissen der PSA der Stufe 1 übernehmen.

Der Quellterm kann den Ergebnissen der Stufe 2 PSA entnommen und in FaSTPro implementiert werden. Die Bestimmung des Kernschadenszeitpunkts und der Beginn der Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt können in FaSTPro flexibel den Nutzereingaben und dem aktuellen Anlagenzustand angepasst werden. Damit ist es möglich, dass der abgeschätzte FaSTPro-Quellterm von den Quelltermergebnissen der Stufe 2 PSA abweicht. Eine weitere Abweichung zu bekannten Quelltermen besteht darin, dass FaSTPro die Radionuklidzerfälle im Quellterm berücksichtigt.

Die Realisierungsschritte für die Erweiterungen von FaSTPro für Druckwasserreaktoren neuer Bauart vom Typ EPR sind nachfolgend aufgeführt:

- Zusammenstellung von Informationen zur PSA für DWR neuer Bauart,
- Erstellung der probabilistischen Modellierung (des BBN) entsprechend der Ereignisabläufe einer PSA der Stufe 2,

- Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeiten für die unterschiedlichen mitigativen Notfallmaßnahmen und Ereignisse im Sicherheitsbehälter,
- Erstellung der probabilistischen Modellierung der PSA Stufe 1 zur Einschätzung des Kernschadensendzustands und zum allgemeinen Anlagenzustand,
- Implementierung der Freisetzungsverläufe und -mengen in FaSTPro: Kernschadenseintrittszeitpunkt und Freisetzungsbeginn werden flexibel den Nutzereingaben angepasst oder aus den Nutzereingaben über einfache Wärmebilanzüberlegungen abgeleitet.

Die durchgeführten Arbeiten zur Erweiterung von FaSTPro für DWR neuer Bauart untergliedern sich in fünf Abschnitte, beginnend zunächst mit der Aufarbeitung des vorhandenen Wissens mit der Beschreibung der wichtigsten Systeme zur Störfallbeherrschung, der mitigativen Notfallmaßnahmen und des Anlageninventars in Abschnitt 3.1. Abschnitt 3.2 beschreibt die Implementierung der auslösenden Ereignisse und die charakteristischen Kernschadenszustände der Anlage in FaSTPro. Der Aufbau des BBN zur probabilistischen Bestimmung der Quelltermwahrscheinlichkeit wird in Abschnitt 3.3 dargestellt und basiert im Wesentlichen auf den Möglichkeiten der mitigativen Unfallmaßnahmen zur Verhinderung der Freisetzung großer Mengen an Radionukliden in die Umgebungsatmosphäre. Die Details zum deterministischen Teil von FaSTPro mit den möglichen Quelltermen aus der Anlage und der Implementierung der Unfallabläufe finden sich in Abschnitt 3.4. Ein mitigatives System, welches in den Druckwasserreaktoren neuer Bauart konstruktionsbedingt nicht immer implementiert ist, ist das System zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Der finnische EPR besitzt ein solches System, weshalb in Abschnitt 3.5 für den finnischen EPR spezifische Freisetzungskategorien eingeführt werden, welche die Funktion dieses Systems in den entsprechenden Freisetzungskategorien berücksichtigen.

3.1 Aufarbeitung des vorhandenen Wissens zu Druckwasserreaktoren neuer Bauart

Der EPR wurde als Anlage für die konkrete Durchführung der Arbeiten ausgewählt, da die Datenlage aufgrund aus öffentlich zugänglichen Dokumenten der Zulassungsunterlagen in den USA und in Großbritannien besonders gut ist (siehe Abschnitt 3.1.1). Darüber hinaus sind bereits drei Reaktoren vom Typ EPR in Betrieb genommen worden (zwei Reaktorblöcke in China und einer am Standort Olkiluoto in Finnland), weitere An-

lagen werden aktuell in Großbritannien und Frankreich gebaut. Das Sicherheitskonzept des EPR sieht auch die Verwendung vieler neuartiger Sicherheitseinrichtungen zur Schadensminimierung bei Unfällen vor. Eine Besonderheit ergibt sich für den finnischen EPR in Olkiluoto. Diese Anlage besitzt als einzige Anlage mit Core-Catcher³ auch eine Möglichkeit zur gefilterten Druckentlastung. Als konkrete Referenzanlage für die Weiterentwicklungen und Anpassungen von FaSTPro soll allerdings der EPR in Flamanville (Frankreich) gelten, da dieser Reaktor sich deutlicher grenznäher befindet als andere Reaktoren neuer Bauart.

Eine Beschreibung der den Arbeiten zugrundeliegenden Datenquellen findet sich in Abschnitt 3.1.1. Die vorhandenen Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung werden in Abschnitt 3.1.2 beschrieben. Diese Systeme sind dafür ausgelegt, einen Kernschadenszustand in der Anlage zu verhindern und sind in ähnlicher Form typischerweise auch in anderen DWR-Anlagen zu finden. Für FaSTPro sind diese Systeme nur sekundär von Bedeutung, da das Werkzeug für Unfälle mit Kernschaden eingesetzt wird. Dennoch müssen die Systeme für die Charakterisierung des Kernschadenszustandes und vor allem für die Bestimmung des Kernschadenszeitpunktes in FaSTPro mit implementiert und einige zugehörige, spezifische Nutzerfragen erstellt werden. Die Anlage besitzt außerdem Möglichkeiten zur Verhinderung einer Freisetzung großer Radionuklidmengen nach Eintritt eines Kernschadens (mitigative Maßnahmen im Unfallverlauf, siehe Abschnitt 3.1.3).

Die Besonderheiten von DWR-Anlagen neuer Bauart sind in Abschnitt 3.1.3 genauer beschrieben, während Systeme, die aus deutschen DWR-Anlagen vom Typ Konvoi bekannt sind, nicht näher erläutert werden. Die Angaben basieren auf Arbeiten der GRS /EIS 15/. Einige Sicherheitssysteme sind in Abb. 3.1 skizziert. Weitere Details zu den Sicherheitssystemen und mitigativen Notfallmaßnahmen sind unter anderem in /ARE 13/ und /EIS 15/ zu finden. Eine Gegenüberstellung der Sicherheitssysteme und mitigativen Notfallmaßnahmen mit dem Konvoi findet sich in Tab. 3.1. In Abschnitt 3.1.4 ist das Kerninventar des EPR angegeben.

³ Die Leichtwasserreaktoren EPR, WWER-1000/428 (Kernkraftwerk in Tianwan mit vier entsprechenden Reaktorblöcken), /ASE 05/, und WWER-1200, /ASM 17/, besitzen ein Sicherheitskonzept mit Core-Catcher.

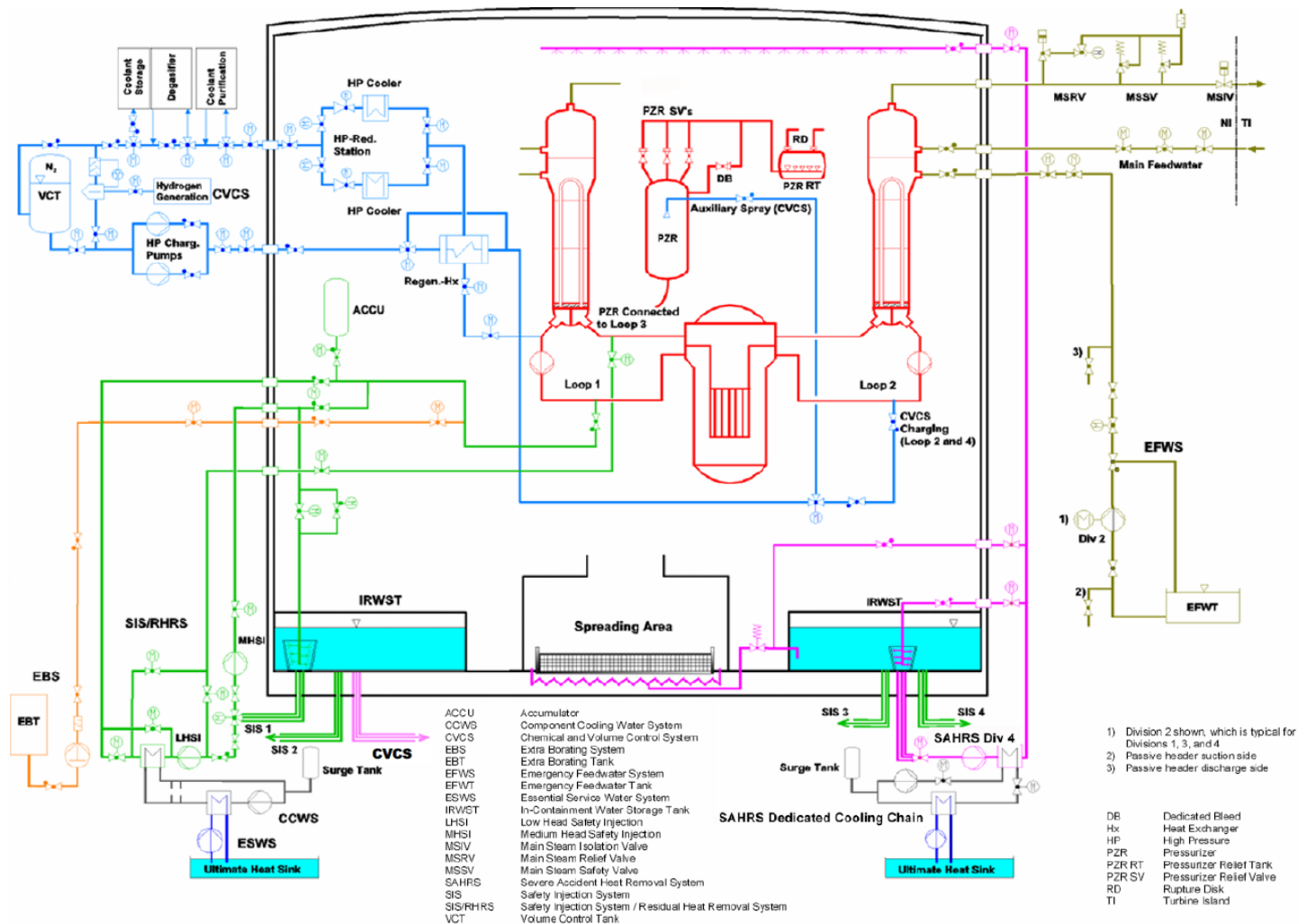


Abb. 3.1 Übersichtsplan über die EPR-Notfallsysteme aus /NRC 12/

3.1.1 Datenlage und Beschreibung der wichtigsten Literaturquellen

In der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO) der GRS /LEB 15/ und /LEB 18/ finden sich unfallrelevante Daten und weiterführende Unterlagen zu unterschiedlichen europäischen Anlagen und Reaktortypen. Es liegen u. a. auch Daten zum EPR in Finnland, d. h. dem Kernkraftwerk Olkiluoto, Block 3 (OL-3), vor. Auch im technischen Dokumentationssystem TECDO der GRS /NIT 06/ finden sich Unterlagen zum EPR. Weitere technische Informationen können über die finnische Aufsichtsbehörde STUK bzw. deren technischer Sicherheitsorganisation (TSO) VTT, die französische TSO IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), und die britische Aufsichtsbehörde ONR (Office for Nuclear Regulation) bezogen werden. Darüber hinaus gibt es noch Unterlagen zum Zulassungsprozess für den EPR in den USA. Die wichtigsten Unterlagen für die Erweiterung und Aktualisierung von FaSTPro für DWR neuer Bauart sind:

- „Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents Current State of Knowledge“ von IRSN /JAQ 15/: Überblick über Kernschmelzunfälle und deren Auswirkungen. Es werden Vergleiche zwischen den verschiedenen Reaktortypen angestellt. Einer der betrachteten Reaktortypen ist der EPR.
- „Combined License Application Documents for Nine Mile Point, Unit 3 Application“ der U.S. NRC /NRC 13/, ausführliche Genehmigungsunterlagen,
- Zulassungsunterlagen zum EPR Hinkley Point C, Vorab-Sicherheitsbericht vor Beginn der Bauphase /ARE 12/.

Im Vorhaben 4715S62506 /RIC 19/ finden sich keine Informationen über EPR-Anlagen. Die im Vorhaben beschriebene Methodik zur Abschätzung von Quelltermen ermöglicht bei besonders wenig Anlageninformationen eine grobe Quelltermquantifizierung. Für den EPR liegen ausreichend anlagenbezogene Informationen zu Unfallabläufen und Quelltermen vor, so dass die Methodik der Abschätzung von Quelltermen hier nicht angewendet werden muss.

3.1.2 Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung

Die Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung dienen der Verhinderung eines Kernschadens nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses. Im Zusammenhang mit FaSTPro sind die Sicherheitssysteme zur Störfallbeherrschung wichtig, um im Unfallablauf den

vorliegenden oder zu erwartenden Kernschadenzustand zu charakterisieren und den Zeitpunkt des Eintritts eines Kernschadenzustands zu bestimmen.

Notstromversorgung

Der EPR verfügt über vier Notstromdiesel und, diversitär dazu, über zwei weitere Diesel für einen Station Black-out (SBO). Über die SBO-Diesel sind beispielsweise zwei Notspeisewasserpumpen und das Zusatzboriersystem zusätzlich für einen Ausfall der Notstromdiesel abgesichert. Eine unterbrechungsfreie Stromversorgung für einzelne Verbraucher, beispielsweise die Leittechnik, ist über eine Batterie pro Redundanz mit einer Kapazität für ca. 2 h Betrieb gewährleistet.

Primärseitige Not-Einspeisesysteme

Der EPR bietet die Möglichkeit der aktiven kaltseitigen Mitteldruck- und Niederdruckeinspeisung über alle vier Stränge. Im Vergleich der Hochdruckeinspeisung beim Konvoi bei Drücken bis zu $p = 110$ bar ist die Mitteldruckeinspeisung im EPR mit einer maximalen Einspeisung bei Drücken von bis zu $p = 80$ bar schwächer ausgelegt. Allerdings können die Pumpen dauerhaft einspeisen, da das Kühlmittel aus einem speziellen Tank, dem In-Containment Refuelling Water Storage Tank (IRWST), angesaugt wird. Im Fall eines Kühlmittelverlusts (KMV) verdampft das austretende Kühlmittel im Sicherheitsbehälter. Der Dampf kondensiert und wird im IRWST gesammelt. Damit entsteht ein Kühlmittelkreislauf im Sicherheitsbehälter. Beim Konvoi-DWR funktioniert die Hochdruckeinspeisung nur so lange, bis die Flutbehälter leergefahren sind. Die Niederdruckpumpen können bis maximal $p = 20$ bar einspeisen und damit früher als beim Konvoi mit $p = 11$ bar. Die Ansaugung erfolgt auch hier aus dem IRWST, eine explizite Umschaltung auf den Sumpfbetrieb wie in Konvoi-Anlagen ist nicht notwendig. Die vier passiven Druckspeicher speisen beim EPR bereits bei $p = 45$ bar und damit früher als beim Konvoi mit $p = 26$ bar ein.

Der IRWST ist ein mit boriiertem Wasser (Konzentration von 1.700 – 1.900 ppm) gefüllter Tank (1.895 m³). Der Inhalt wird für eine Vielzahl sicherheitstechnischer und betrieblicher Maßnahmen verwendet /EIS 15/. Er dient bei Auslegungsstörfällen als Kühlmittelquelle (z. B. für das Sprühsystem im Sicherheitsbehälter oder zur Kühlung der Schmelze im Core Catcher) und in Unfällen als Wärmesenke (das anfallende Kühlmittel wird aktiv gekühlt) und Gebäudesumpf (das Kondensat im Sicherheitsbehälter sammelt sich im Tank). Der Tank befindet sich im Inneren des Sicherheitsbehälters.

Nachkühlfunktion

Die primärseitigen Not-Einspeisesysteme können im Nachkühlmodus betrieben werden, um die Nachzerfallswärme abzuführen. Hierfür werden eine Entnahmeleitung aus dem Primärkühlkreislauf und ein Wärmetauscher in Betrieb genommen und das Kühlmittel über die Einspeisepumpen (Mittel- oder Niederdruckpumpen) zurück in den Primärkühlkreislauf gepumpt. Die Wärme wird vom nuklearen Zwischenkühlsystem (Component Cooling Water System, CCWS) abgeführt und an das Nebenkühlsystem (Essential Service Water System, ESWS) abgegeben. Die beschriebene Nachkühlkette ist viersträngig aufgebaut.

Notfall-Druckentlastungsventile (Severe Accident Depressurization Valves, SADVs)

Die SADVs sind zur Feed-und-Bleed-Kühlung des Primärkühlkreislaufs vorgesehen und dienen als zusätzliche Sicherheitseinrichtung, um Kernschmelzunfälle unter hohem Primärkühlkreisdruck zu verhindern. Die Ventile öffnen bei Kernaustrittstemperaturen von $T = 650\text{ °C}$. Die motorisierten Ventile können über die Notstromdiesel, die SBO-Diesel oder die Notstrombatterien versorgt werden.

IRWST-Notkühlfunktion über Umlaufleitung des Sicherheitsbehälter-Notfallwärmeabfuhrsystems (Severe Accident Heat Removal System, SAHRS)

Das Kühlmittel im IRWST wird vor der Niederdruckeinspeisung in den RDB über Wärmetauscher und das CCWS gekühlt. Im Falle eines Ausfalls der Niederdruckeinspeisung oder eines Ausfalls des CCWS muss die Wärme im IRWST alternativ über das SAHRS abgeführt werden. Die Einspeisung in den RDB erfolgt dann entweder über die Mitteldruckpumpen, falls die Niederdruckpumpen unverfügbar sind, oder über die Niederdruckpumpen im Fall eines CCWS-Ausfalls.

Notspeisewassersystem

Auf der Sekundärseite des Reaktorkühlsystems gibt es das viersträngige Notspeisewassersystem, welches die Dampferzeuger mit Speisewasser versorgen kann. Der Dampf kann geregelt über die Frischdampfabblassventile (Main Steam Relief Valves, MSRVs) und über die Frischdampfsicherheitsventile (Main Steam Safety Valves, MSSVs) abgegeben werden. Die Dampferzeuger werden über die Frischdampfabsperrentile (Main Steam Isolation Valves, MSIVs) abgesperrt. Die Vorratsbecken des Notspeisewasser-

systems haben ein Volumen von $V = 375 \text{ m}^3$, zusätzlich kann aus dem Deionatsystem ein Volumen $V = 2600 \text{ m}^3$ dem Notspeisewassersystem zur Verfügung gestellt werden. Alle vier Pumpen werden im Fall eines Ausfalls der externen Stromversorgung über die 10 kV-Notstromschienen versorgt. Bei Ausfall der Notstromversorgung werden zwei Pumpen über die SBO-Notdiesel versorgt. Dieselgeneratoren, welche die Notspeisewasserpumpen direkt antreiben, gibt es im Unterschied zum Konvoi-DWR nicht.

Zusatzboriersystem

Das Zusatzboriersystem ist zweisträngig aufgebaut und kann in alle vier Stränge des Primärkühlkreislaufes einspeisen. Die Vorratsbecken beider Stränge fassen ein Volumen von $V = 36 \text{ m}^3$ boriertem Wasser mit einer Konzentration von 7000 ppm. Das Zusatzboriersystem wird bei einem externen Stromausfall über die Notstromdiesel und die SBO-Diesel versorgt.

3.1.3 Mitigative Notfallmaßnahmen

Neue zusätzliche sicherheitstechnische Lösungen beim EPR sind insbesondere das Sicherheitsbehälter-Sprühsystem, der Core Catcher und der IRWST. Zur Vermeidung der Kernschmelze im Hochdruckpfad werden neben den Sicherheitsventilen als diversitäre Ergänzung die Notfall-Druckentlastungsventile (Severe Accident Depressurization Valves, SADVs) eingesetzt. Ein Übersichtsplan über die kühlmittelführenden Sicherheits- und Notfallsysteme findet sich in Abb. 3.1.

System zur Kontrolle brennbarer Gasgemische (Combustible Gas Control System, CGCS)

Um Wasserstoff- und Dampfexplosionen zu verhindern und damit die Integrität des Sicherheitsbehälters zu sichern, wird das System zur Kontrolle brennbarer Gasgemische (CGCS) eingesetzt. Das CGCS ist ein passives Sicherheitssystem, das bei einem schweren Unfall oder einem KMV verwendet wird, um die Gefahr einer H_2 -Detonation zu verringern. Das CGCS ist so ausgelegt, dass entstandenes H_2 -Gas im Sicherheitsbehälter kontrolliert mit Sauerstoff zu Wasser rekombiniert. Es besteht u. a. aus 47 autokatalytischen Rekombinatoren und Möglichkeiten zum Durchmischen der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters.

Sicherheitsbehälter-Wärmeabfuhrsystem (Containment Heat Removal System, CHRS) und Sicherheitsbehälter-Sprühsystem

Das Sicherheitsbehälter-Wärmeabfuhrsystem (CHRS) hat einen passiven und einen aktiven Modus. Das passive Fluten des Schmelzeausbreitungsraums (spreading compartments) dient der kurzfristigen Kühlung der Schmelze. Der darauffolgende Druckanstieg im Sicherheitsbehälter kann über das Sicherheitsbehälter-Sprühsystem abgebaut werden. Das Sicherheitsbehälter-Notfallsprühsystem ist Teil des SAHRS und des CHRS und kann einen Druckabbau durch Kondensation von Wasserdampf im Sicherheitsbehälter nach einem KMV oder schweren Unfall bewirken. Eine Langzeitkühlung der Schmelze im Core Catcher erfolgt im aktiven Modus des CHRS. Kühlmittel aus dem IRWST wird aktiv in den Schmelzeausbreitungsraum eingespeist, um die Schmelze in einem geschlossenen Kreislauf zu kühlen.

Core Catcher

Falls der RDB versagt, soll die auslaufende Schmelze von einem Core Catcher aufgenommen werden, wo sie sowohl kurz- als auch langfristig über das CHRS gekühlt werden kann. Der Core Catcher ist Teil des Schmelzestabilisierungssystem (Core Melt Stabilization System, CMSS), dessen Aufgaben die kontrollierte Aufnahme der Schmelze mittels Core Catcher, der Schutz des Fundaments und die Überführung der Anlage in einen langfristig kühlbaren Zustand unter Zuhilfenahme des CHRS ist. Die Schmelze wird zunächst in der Reaktorgrube direkt unter dem RDB-Boden gesammelt. Durch das passive Öffnen des Schmelzstopfens („melt plugs“) gelangt die Schmelze über einen Transfer-Tunnel in das „spreading compartment“, wo sie sich über deren gesamten Querschnittsfläche verteilt, um im Weiteren durch aktive und passive Systeme gekühlt zu werden. Der IRWST ist verantwortlich für das passive Fluten des Kernfängers (Core Catchers) bei einem Kernschmelzunfall.

Tab. 3.1 Vergleich der Sicherheitssysteme des EPR mit dem Konvoi nach /EIS 15/

System beim EPR	Vergleich zum Konvoi-DWR	Wirkung
RDB	größeres Volumen	Der Kern wird im Unfallablauf nicht so schnell freigelegt.
Dampferzeuger	größeres Volumen	Langsameres Ausdampfen, langsamere Dynamik der Transiente im Unfallablauf
Druckhalter	größeres Volumen	Verlangsamter Störfallablauf, niedrigeres Risiko einer RESA

System beim EPR	Vergleich zum Konvoi-DWR	Wirkung
Gebäudeaufteilung	separates Brennelement-Lagergebäude	Geringeres Kühlmittelinventar im Sicherheitsbehälter
IRWST	Gebäudesumpf	Sumpffunktion, Kühlmittelreserven für das Nachkühlsystem, das Not-Einspeisesystem und das CHRS
Notkühlsystem	Mitteldruckeinspeisepumpen statt Hochdruckeinspeisepumpen wie beim Konvoi	Der Einspeisedruck der Mitteldruckpumpen liegt unter dem Ansprechdruck der Sicherheitsventile an der Frischdampfarmaturenstation, dadurch wird ein Aktivitätseintritt vom Primär- in den Sekundärkühlkreislauf verhindert.
Notstromversorgung	Zwei SBO-Diesel statt vier Notspeisewasserdiesel	Vier Notstromdiesel und zusätzlich zwei diverse SBO-Diesel
Mitigative Notfallsysteme		Beherrschung einer Kernschmelze im Niederdruckpfad Praktischer Ausschluss einer Hochdruckkernschmelze sowie von Dampf- oder Wasserstoffdetonationen
Core Catcher	nicht vorhanden	Sicherer Einschluss der Schmelze nach Versagen des RDB
Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter	nicht vorhanden	Kurzeit- und Langzeitkühlung sowie Versorgung des Sprühsystems nach schwerem Unfall durch 2 Redundanzen des CHRS
Primärseitige Druckentlastung	als Handmaßnahme vorhanden	Als Diversifikation zu den herkömmlichen Ventilen am Druckhalter gibt es die SADVs, diese öffnen im Gegensatz zum Konvoi automatisch bei Kernaustrittstemperaturen über 650 °C
Sicherheitsbehälter-Sprühsystem	nicht vorhanden	Druckabbau im Sicherheitsbehälter nach einem KMV oder schweren Unfall
Gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	vorhanden	Eine mitigative Notfallmaßnahme, die in den meisten EPR im Gegensatz zum Konvoi nicht vorgesehen ist /JAQ 15/. Im finnischen EPR, Olkiluoto, Block 3 ist eine gefilterte Druckentlastung möglich.

3.1.4 Kerninventar des EPR

Das Kerninventar des EPR liegt aufgeschlüsselt nach den einzelnen Radionukliden in der finalen Dokumentation zur Sicherheitsanalyse aus den USA aus dem Jahr 2013 vor (1 Ci = 3,7 E+10 Bq) /NRC 13/. Das Inventar ist in Tab. 3.2 gegeben. Die rot markierten Radionuklide können nicht in den Ausbreitungsrechnungen des Entscheidungshilfesystems RODOS berücksichtigt werden /LAN 07/. Die blau markierten Radionuklide sind im

FaSTPro-Nuklidvektor berücksichtigt, siehe Tab. 2.1, zweite Spalte. Das spezifische Inventar für die Anlage Hinkley Point C kann aus den Zulassungsunterlagen /ARE 12/ abgeschätzt werden⁴. Das Inventar in Hinkley Point C ist dabei etwas geringer als das Inventar des U.S. EPR liegt aber in der gleichen Größenordnung.

Tab. 3.2 Kerninventar eines EPR aus /NRC 13/

Kategorie	Radionuklid	Aktivität [Bq]
Edelgase	Kr-83m	7,25 E+17
	Kr-85m	1,67 E+18
	Kr-85	7,77 E+16
	Kr-87	3,34 E+18
	Kr-88	4,74 E+18
	Kr-89	5,96 E+18
	Xe-131m	5,70 E+16
	Xe-133m	3,30 E+17
	Xe-133	1,07 E+19
	Xe-135m	2,03 E+18
	Xe-135	3,43 E+18
	Xe-137	9,32 E+18
	Xe-138	9,07 E+18
Transurane	Pu-238	5,40 E+16
	Pu-239	2,27 E+15
	Pu-240	5,18 E+15
	Pu-241	9,36 E+17
	Np-239	1,41 E+20
	Am-241	1,07 E+15
	Cm-242	4,85 E+17
	Cm-244	2,57 E+17
Brom	Br-83	7,25 E+17
	Br-84	1,34 E+18
	Br-85	1,65 E+18
Jod	I-129	3,08 E+11
	I-130	4,88 E+17

⁴ Die Quellterme der Anlage sind aufgeschlüsselt für die einzelnen Radionuklide für die einzelnen Quellterme angegeben, darüber hinaus sind Angaben über relative Freisetzungsmengen für die unterschiedlichen Stoffklassen und Quellterme gegeben. Auf das Radionuklidinventar kann damit größtenteils zurück gerechnet werden

Kategorie	Radionuklid	Aktivität [Bq]
Jod	I-131	5,14 E+18
	I-132	7,44 E+18
	I-133	1,07 E+19
	I-134	1,18 E+19
	I-135	9,95 E+18
Aerosole	Sr-89	5,96 E+18
	Sr-90	6,25 E+17
	Sr-91	7,66 E+18
	Sr-92	7,92 E+18
	Ba-137m	8,66 E+17
	Ba-139	9,69 E+18
	Ba-140	9,32 E+18
	Mo-99	9,58 E+18
	Tc-99m	8,40 E+18
	Ru-103	8,95 E+18
	Ru-105	7,25 E+18
	Ru-106	5,29 E+18
	Rh-103m	8,07 E+18
	Rh-105	6,48 E+18
	Rh-106	5,85 E+18
	Rb-86m	2,05 E+15
	Rb-86	2,15 E+16
	Rb-88	4,77 E+18
	Rb-89	6,18 E+18
	Cs-134	2,40 E+18
	Cs-136	5,96 E+17
	Cs-137	9,14 E+17
	Cs-138	9,95 E+18
	Y-90	6,62 E+17
	Y-91m	4,44 E+18
	Y-91	7,25 E+18
	Y-92	7,92 E+18
	Y-93	8,66 E+18
	Zr-95	8,47 E+18
	Zr-97	8,99 E+18
	Nb-95	8,47 E+18
	Ag-110m	8,95 E+16

Kategorie	Radionuklid	Aktivität [Bq]
Aerosole	Ag-110	2,65 E+18
	Sb-125	1,42 E+17
	Sb-127	6,66 E+17
	Sb-129	1,79 E+18
	Te-127m	8,99 E+16
	Te-127	6,62 E+17
	Te-129m	2,62 E+17
	Te-129	1,77 E+18
	Te-131m	7,55 E+17
	Te-131	4,59 E+18
	Te-132	7,33 E+18
	Te-134	9,25 E+18
	Ce-141	8,29 E+18
	Ce-143	8,44 E+18
	Ce-144	6,29 E+18
	La-140	9,40 E+18
	La-141	8,92 E+18
	La-142	8,70 E+18
	Pr-143	8,36 E+18
	Pr-144	6,36 E+18
	Nd-147	3,49 E+18

3.2 Implementierung auslösender Ereignisse und Kernschadenszustände

Im Rahmen der Arbeiten zu einer PSA der Stufe 1 wurden für den britischen EPR /ARE 12/ und den U.S. EPR /NRC 13/ mögliche auslösende Ereignisse und deren Eintrittshäufigkeiten recherchiert. Die auslösenden Ereignisse können in Kühlmittelverluststörfälle, Transienten und Reaktivitätsstörfälle unterteilt werden. Die Liste der identifizierten auslösenden Ereignisse findet sich in Tab. 3.3. Die meisten Störfälle werden durch die Sicherheitssysteme beherrscht und können nur bei einem unterstellten Mehrfachausfall von Systemen zu einem Kernschaden führen. Die Ereignisabläufe, die zu einem Kernschaden führen, sind Teil der PSA der Stufe 1 und in Abschnitt 3.2.1 beschrieben. Mögliche Kernschadensendzustände, die als Grundlage für Unfallanalysen der PSA der Stufe 2 dienen, sind in Abschnitt 3.2.2 klassifiziert.

3.2.1 Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zur Störfallbeherrschung

Die auslösenden Ereignisse aus der PSA der Stufe 1 von AREVA® /NRC 13/ sind in Tab. 3.3 zusammengestellt. Entsprechend der veröffentlichten Unfall- und Ereignisablaufdiagramme konnten die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung und die möglichen Kernschadensendzustände ermittelt werden. Alle möglichen Maßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in Tab. 3.4 aufgelistet mit den entsprechenden Nutzereingabeknoten des BBN. Die Kernschadensendzustände werden in Abschnitt 3.2.2 näher klassifiziert. Für die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung ist zu beachten, dass ein Ausfall der RESA in ein ATWS übergeht, die Möglichkeit zur Borsäureeinspeisung über das Zusatzboriersystem ist im ATWS-Ereignisablauf berücksichtigt. Im Fall eines längerfristigen Stromausfalls oder eines Verlustes von CCWS oder des Notkühlsystems besteht die Gefahr eines Dichtungs-KMV an den Hauptkühlmittelpumpen. Ein Dichtungs-KMV wird ähnlich beherrscht wie ein KMV nach einem kleinen Leck. Im Falle eines Stromausfalls mit dem Ausfall aller vier Notstromdiesel geht die Sequenz in ein SBO über. In diesem Fall stehen maximal zwei SBO-Diesel zur Verfügung.

Tab. 3.3 Auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb und potenzielle Kernschadensendzustände aus den Ergebnissen der PSA der Stufe 1, nach /NRC 13/

Kategorie der betrachteten Störfälle	Auslösendes Ereignis	Maßnahmen zur Störfallbeherrschung	Mögliche Kernschadenszustände
KMV			
Dampferzeugerheizrohrleck	Induzierter Bruch der Dampferzeugerheizrohre	Dampferzeugerbespeisung über das Notspeisewasser, Nachwärmeabfuhr	SG
	Dampferzeugerheizrohrleck	Absperrung Dampferzeuger, Alternative Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	PL, PL1, SG, SG1, SG2, SG3
Leck in einem angeschlossenen System	RCP Thermal Barrier Tube Break	Nachwärmeabfuhr	IS
	Versagen der Rohre im Hochdruckkühler des Volumenregelsystems	Nachwärmeabfuhr	IS
	Versagen der Hochdruckleitungen des Volumenregelsystems außerhalb des Sicherheitsbehälters	-	IS
	Fehlerhafte Öffnung der Druckreduzierstation	Nachwärmeabfuhr	IS
	Versagen der Niederdruckeinspeiseventile	-	IS
	Versagen der Niederdruckeinspeiseventile	-	IS

Kategorie der betrachteten Störfälle	Auslösendes Ereignis	Maßnahmen zur Störfallbeherrschung	Mögliche Kernschadenszustände
	Versagen der Ansaugleitung MOVs und nachfolgendem Versagen der Nachkühlleitung	-	IS
Leck im Primärkühlkreislauf	Großes Leck	Kühlmitteleinspeisung	LL, LL1
	Mittelgroßes Leck	Frischdampfabgabe, Kühlmitteleinspeisung	PL, PL1, ML, ML1, ML2
	Kleines Leck	Kühlmitteleinspeisung, alternative Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	PL, PL1, SL, SL1
	Dichtungs-KMV (an den Hauptkühlmittelpumpen)	Kühlmitteleinspeisung, alternative Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	PL, PL1, SS, SS1, SS2, SS3
Transienten und Reaktivitätsstörfälle			
Allgemeine Transiente	Allgemeine Transiente	RESA, Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	AT, ATR, PL, PL1, RV, TR, TR1
Störungen der Reaktivitätskontrolle	ATWS	Borsäure-Einspeisung über das Zusatzboriersystem; Bespeisung der Dampferzeuger über das Notspeisesystem	AT, ATR, PL, PL1, RV
Störungen der Eigenbedarfsversorgung	Verlust der redundanzübergreifenden Wechselspannung	Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung; Möglicher Übergang in ein Dichtungs-KMV	PL, PL1, TR, TR1, SS, SS3, SS4, SS5
	Verlust der externen Stromversorgung	RESA, Zuschaltung Notstromdiesel, Frischdampfabgabe, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewasser; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung; Möglicher Übergang in ein Dichtungs-KMV	LOOP + [AT, ATR, PL, PL1, RV, TR, TR1, SS, TP]

Kategorie der betrachteten Störfälle	Auslösendes Ereignis	Maßnahmen zur Störfallbeherrschung	Mögliche Kernschadenszustände
	Station Black-out	RESA, Zuschaltung SBO-Diesel, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewasser Möglicher Übergang in ein Dichtungs-KMV	LOOP + [AT, ATR, PL, PL1, RV, TR, TR1, SS, TP]
Ausfall von Kühlsystemen	Verlust des Gleichgewichtes, bzw. Ausfall des Closed Loop Cooling Water oder der Hilfskühlsysteme	RESA, Frischdampfabgabe, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewassersystem; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	AT, ATR, PL, PL1, RV, TR, TR1
	Verlust des CCWS oder des Notkühlsystems (Emergency Service Water System)	Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung; möglicher Übergang in ein Dichtungs-KMV	PL, PL1, TR, TR1, SS, SS1, SS2, SS3, SS4, SS5
Störungen der Hauptspeisewasserversorgung	Verlust des Hauptkondensators oder des Hauptspeisewassers	RESA, Alternative Bespeisung der Dampferzeuger; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	AT, ATR, PL, PL1, RV, TR, TR1
Störungen der Frischdampfabgabe	Fehlerhaftes Öffnen der MSSV	Absperrung Dampferzeuger, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewasser; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	AT, PL, PL1, TR, TR1
	Dampfrohrbruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	Absperrung Dampferzeuger, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewasser; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	ATI, SI, SI1, PL, PL1
	Dampfrohrbruch außerhalb des Sicherheitsbehälter	Absperrung Dampferzeuger, Bespeisung der Dampferzeuger über Notspeisewasser; bei Ausfall: Feed-und-Bleed-Kühlung	AT, PL, PL1, TR, TR1

Die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung sind in Tab. 3.4 aufgelistet und lassen sich in die Kategorien

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kernkühlung im Bereich des Primärkühlkreislaufes,
- Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger (Sekundärkühlkreislauf) und
- Stromversorgung

unterteilen. Insbesondere die möglichen Maßnahmen im Primärkühlkreislauf unterscheiden sich durch die Feed-und-Bleed-Kühlung über die SADVs und den IRWST vom Konvoi-DWR.

Tab. 3.4 Maßnahmen zur Störfallbeherrschung

Maßnahme	Beschreibung der Möglichkeit(en)	Implementierung der BBN-Nutzereingaben																																																			
Kontrolle der Reaktivität																																																					
Kernabschaltung	RESA, Borsäure-Einspeisung über das Zusatzboriersystem	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">Reaktorabschaltung</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ja</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Nein</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Unbekannt</td> <td>100</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">Zusatzboriersystem</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ein System</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Zwei Systeme</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Nicht verfügbare</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Unbekannt</td> <td>100</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	Reaktorabschaltung			Ja	0		Nein	0		Unbekannt	100		Zusatzboriersystem			Ein System	0		Zwei Systeme	0		Nicht verfügbare	0		Unbekannt	100																									
Reaktorabschaltung																																																					
Ja	0																																																				
Nein	0																																																				
Unbekannt	100																																																				
Zusatzboriersystem																																																					
Ein System	0																																																				
Zwei Systeme	0																																																				
Nicht verfügbare	0																																																				
Unbekannt	100																																																				
Kernkühlung – Primärkühlkreislauf																																																					
Kühlmittel-einspeisung	Mittel- und Niederdruck-einspeisung und Druckspeichereinspeisung	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">RDB Speisung Mitteldruck</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Mind 1 Pumpe Einspeisung</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Mind 1 Pumpe Bsp Entlüft</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Mind 2 Pumpen Bsp Entl</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Keine Pumpe</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Unbekannt</td> <td>100</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">RDB Speisung Niederdruck</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Einspeis und Cont Waerme...</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Nur Einspeisung</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Keine Pumpe</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Unbekannt</td> <td>100</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">Druckspeicher-Einspeisung verfügbare</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Ja 1 Druckspeicher</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Ja 2 Druckspeicher</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Ja mindestens 3 Drucksp</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Nein</td> <td>0</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Unbekannt</td> <td>100</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	RDB Speisung Mitteldruck			Mind 1 Pumpe Einspeisung	0		Mind 1 Pumpe Bsp Entlüft	0		Mind 2 Pumpen Bsp Entl	0		Keine Pumpe	0		Unbekannt	100		RDB Speisung Niederdruck			Einspeis und Cont Waerme...	0		Nur Einspeisung	0		Keine Pumpe	0		Unbekannt	100		Druckspeicher-Einspeisung verfügbare			Ja 1 Druckspeicher	0		Ja 2 Druckspeicher	0		Ja mindestens 3 Drucksp	0		Nein	0		Unbekannt	100	
RDB Speisung Mitteldruck																																																					
Mind 1 Pumpe Einspeisung	0																																																				
Mind 1 Pumpe Bsp Entlüft	0																																																				
Mind 2 Pumpen Bsp Entl	0																																																				
Keine Pumpe	0																																																				
Unbekannt	100																																																				
RDB Speisung Niederdruck																																																					
Einspeis und Cont Waerme...	0																																																				
Nur Einspeisung	0																																																				
Keine Pumpe	0																																																				
Unbekannt	100																																																				
Druckspeicher-Einspeisung verfügbare																																																					
Ja 1 Druckspeicher	0																																																				
Ja 2 Druckspeicher	0																																																				
Ja mindestens 3 Drucksp	0																																																				
Nein	0																																																				
Unbekannt	100																																																				

Maßnahme	Beschreibung der Möglichkeit(en)	Implementierung der BBN-Nutzereingaben																								
Druckentlastung	Abblaseventil, Sicherheitsventile oder SADV	<table><tr><th colspan="2">Primaerkreis Druckentlastung</th></tr><tr><td>Ja alle PSV</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja ein SADV</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja mit Wiederverschluss</td><td>0</td></tr><tr><td>Nicht erfolgreich</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	Primaerkreis Druckentlastung		Ja alle PSV	0	Ja ein SADV	0	Ja mit Wiederverschluss	0	Nicht erfolgreich	0	Unbekannt	100												
Primaerkreis Druckentlastung																										
Ja alle PSV	0																									
Ja ein SADV	0																									
Ja mit Wiederverschluss	0																									
Nicht erfolgreich	0																									
Unbekannt	100																									
Feed-und-Bleed-Kühlung	Kühlung über wechselnde Druckentlastung über SADV und Kühlmitelein-speisung über Mittel- oder Niederdruckpumpen	<table><tr><th colspan="2">RDB Feed und Bleed</th></tr><tr><td>Initiiert kleiner 90min</td><td>0</td></tr><tr><td>Initiiert kleiner 40min</td><td>0</td></tr><tr><td>Initiiert kleiner 30min</td><td>0</td></tr><tr><td>Nicht initiiert</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	RDB Feed und Bleed		Initiiert kleiner 90min	0	Initiiert kleiner 40min	0	Initiiert kleiner 30min	0	Nicht initiiert	0	Unbekannt	100												
RDB Feed und Bleed																										
Initiiert kleiner 90min	0																									
Initiiert kleiner 40min	0																									
Initiiert kleiner 30min	0																									
Nicht initiiert	0																									
Unbekannt	100																									
Nachwärmeabfuhr	Kühlmitelein-speisung und -entnahme in einem geschlossenen Kühlkreislauf (Nachkühlmodus)	<table><tr><th colspan="2">Nachwaermeabfuhr RHR</th></tr><tr><td>Ja</td><td>0</td></tr><tr><td>Nein</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	Nachwaermeabfuhr RHR		Ja	0	Nein	0	Unbekannt	100																
Nachwaermeabfuhr RHR																										
Ja	0																									
Nein	0																									
Unbekannt	100																									
IRWST-Notkühlfunktion	Kühlung IRWST über SAHRS	<table><tr><th colspan="2">IRWST-Notkuehlung</th></tr><tr><td>Ja</td><td>0</td></tr><tr><td>Nein</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	IRWST-Notkuehlung		Ja	0	Nein	0	Unbekannt	100																
IRWST-Notkuehlung																										
Ja	0																									
Nein	0																									
Unbekannt	100																									
Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger																										
Schnelles Abfahren (Fast Cooldown) bzw. Frischdampfab-gabe	Abblasen des Frisch-dampfs über die Frisch-dampfabb-lasestation, bzw. Druckentlastung des Sekundärkreises	<table><tr><th colspan="2">Schnelles Abfahren</th></tr><tr><td>Initiiert kleiner 40min</td><td>0</td></tr><tr><td>Initiiert kleiner 30min</td><td>0</td></tr><tr><td>Nicht initiiert</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table> <table><tr><th colspan="2">Sekundaerkreis Druckentlastung</th></tr><tr><td>Mindestens 1 SG</td><td>0</td></tr><tr><td>Alle SG Normal</td><td>0</td></tr><tr><td>Alle SG Teilkuehlung</td><td>0</td></tr><tr><td>Alle SG Schnelle Kuehlung</td><td>0</td></tr><tr><td>Kein SG</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	Schnelles Abfahren		Initiiert kleiner 40min	0	Initiiert kleiner 30min	0	Nicht initiiert	0	Unbekannt	100	Sekundaerkreis Druckentlastung		Mindestens 1 SG	0	Alle SG Normal	0	Alle SG Teilkuehlung	0	Alle SG Schnelle Kuehlung	0	Kein SG	0	Unbekannt	100
Schnelles Abfahren																										
Initiiert kleiner 40min	0																									
Initiiert kleiner 30min	0																									
Nicht initiiert	0																									
Unbekannt	100																									
Sekundaerkreis Druckentlastung																										
Mindestens 1 SG	0																									
Alle SG Normal	0																									
Alle SG Teilkuehlung	0																									
Alle SG Schnelle Kuehlung	0																									
Kein SG	0																									
Unbekannt	100																									
Bespeisung der Dampferzeuger	Hauptspeisewasser, An- und Abfahrpumpen, Notspeisewasser (mit Möglichkeit zur Druckbeaufschlagung)	<table><tr><th colspan="2">Verlust des Haupt-Speisewassersystems</th></tr><tr><td>Ja Pumpen</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja Kondensor</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja Ursache unbekannt</td><td>0</td></tr><tr><td>Nein</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table> <table><tr><th colspan="2">An- und Abfahrssystem verfuegbar</th></tr><tr><td>Ja Waermeabfuhr</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja Teilkuehlung</td><td>0</td></tr><tr><td>Ja schnelle Kuehlung</td><td>0</td></tr><tr><td>Nein</td><td>0</td></tr><tr><td>Unbekannt</td><td>100</td></tr></table>	Verlust des Haupt-Speisewassersystems		Ja Pumpen	0	Ja Kondensor	0	Ja Ursache unbekannt	0	Nein	0	Unbekannt	100	An- und Abfahrssystem verfuegbar		Ja Waermeabfuhr	0	Ja Teilkuehlung	0	Ja schnelle Kuehlung	0	Nein	0	Unbekannt	100
Verlust des Haupt-Speisewassersystems																										
Ja Pumpen	0																									
Ja Kondensor	0																									
Ja Ursache unbekannt	0																									
Nein	0																									
Unbekannt	100																									
An- und Abfahrssystem verfuegbar																										
Ja Waermeabfuhr	0																									
Ja Teilkuehlung	0																									
Ja schnelle Kuehlung	0																									
Nein	0																									
Unbekannt	100																									

Maßnahme	Beschreibung der Möglichkeit(en)	Implementierung der BBN-Nutzereingaben																																																						
		<table> <tr><th colspan="3">Not-Speisewassersystem verfuegbar</th></tr> <tr><td>Ja Waermeabfuhr</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja Teilkuehlung</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja schnelle Kuehlung</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nein</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table> <table> <tr><th colspan="3">Not-Speisewasser druckbeladen</th></tr> <tr><td>Ja</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nein</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table>	Not-Speisewassersystem verfuegbar			Ja Waermeabfuhr	0		Ja Teilkuehlung	0		Ja schnelle Kuehlung	0		Nein	0		Unbekannt	100		Not-Speisewasser druckbeladen			Ja	0		Nein	0		Unbekannt	100																									
Not-Speisewassersystem verfuegbar																																																								
Ja Waermeabfuhr	0																																																							
Ja Teilkuehlung	0																																																							
Ja schnelle Kuehlung	0																																																							
Nein	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
Not-Speisewasser druckbeladen																																																								
Ja	0																																																							
Nein	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
Absperrung eines fehlerhaften Dampferzeugers	Frischdampfabsperrentile (MSIV), Hauptspeisewasserabspernung (MFW) und Notspeisewasserabspernung (SSS) nach DEHEIRO	<table> <tr><th colspan="3">Dampferzeuger isoliert</th></tr> <tr><td>Ja MSIV MFW und SSS</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja nur MSIV</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja nur MFW und SSS</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nein</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table>	Dampferzeuger isoliert			Ja MSIV MFW und SSS	0		Ja nur MSIV	0		Ja nur MFW und SSS	0		Nein	0		Unbekannt	100																																					
Dampferzeuger isoliert																																																								
Ja MSIV MFW und SSS	0																																																							
Ja nur MSIV	0																																																							
Ja nur MFW und SSS	0																																																							
Nein	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
Stromversorgung																																																								
Zuschaltung Notstromdiesel	Vier Notstromdiesel und zwei SBO-Diesel, Stromversorgung der Instrumentierung über Batterien	<table> <tr><th colspan="3">Notfall-Dieselgeneratoren</th></tr> <tr><td>Mindestens 1 Diesel verfueg...</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nicht verfuegbar</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table> <table> <tr><th colspan="3">SBO Dieselgeneratoren Schiene</th></tr> <tr><td>Mindestens 1 Schiene verfue...</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nicht verfuegbar</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table> <table> <tr><th colspan="3">Stromversorgung Instrumentierung</th></tr> <tr><td>Ja</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nein</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table> <table> <tr><th colspan="3">Stromversorgung wiederhergestellt</th></tr> <tr><td>Ja weniger als 31 Stunden</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja weniger als 2 Stunden</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Ja weniger als 1 Stunde</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Nein</td><td>0</td><td></td></tr> <tr><td>Unbekannt</td><td>100</td><td></td></tr> </table>	Notfall-Dieselgeneratoren			Mindestens 1 Diesel verfueg...	0		Nicht verfuegbar	0		Unbekannt	100		SBO Dieselgeneratoren Schiene			Mindestens 1 Schiene verfue...	0		Nicht verfuegbar	0		Unbekannt	100		Stromversorgung Instrumentierung			Ja	0		Nein	0		Unbekannt	100		Stromversorgung wiederhergestellt			Ja weniger als 31 Stunden	0		Ja weniger als 2 Stunden	0		Ja weniger als 1 Stunde	0		Nein	0		Unbekannt	100	
Notfall-Dieselgeneratoren																																																								
Mindestens 1 Diesel verfueg...	0																																																							
Nicht verfuegbar	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
SBO Dieselgeneratoren Schiene																																																								
Mindestens 1 Schiene verfue...	0																																																							
Nicht verfuegbar	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
Stromversorgung Instrumentierung																																																								
Ja	0																																																							
Nein	0																																																							
Unbekannt	100																																																							
Stromversorgung wiederhergestellt																																																								
Ja weniger als 31 Stunden	0																																																							
Ja weniger als 2 Stunden	0																																																							
Ja weniger als 1 Stunde	0																																																							
Nein	0																																																							
Unbekannt	100																																																							

Der grundsätzliche Aufbau des BBN für den Bereich der Bestimmung des wahrscheinlichsten Kernschadensendzustandes ist in Abb. 3.2 gezeigt. Das auslösende Ereignis ist über die Eingabeknoten auf der linken Seite der Grafik von der Nutzerin oder dem Nutzer auszuwählen. Der Hintergrund dazu ist, dass das auslösende Ereignis am sichersten vom Betreiber selbst bestimmt werden kann und typischerweise eine Information ist, die im Notfall vom Betreiber herausgegeben wird. Es besteht zudem die Möglichkeit mehrere auslösende Ereignisse auszuwählen, falls das Ereignis nicht exakt bestimmt werden kann (z. B. die Leckgröße bei einem KMV). Die Wahrscheinlichkeiten der auslösenden Ereignisse sind in einem speziellen BBN-Knoten zusammengefasst und repräsentieren

die Ergebnisse der PSA der Stufe 1, sofern keine Nutzereingaben vorliegen. Ist das auslösende Ereignis festgelegt, so bestimmen die Systemverfügbarkeiten und die erfolgreiche Durchführung von Maßnahmen zur Störfallbeherrschung die möglichen Kernschadensendzustände.

Die möglichen Kernschadensendzustände nach einem auslösenden Ereignis sind im mittleren und rechten Teil in Abb. 3.2 dargestellt und werden im BBN schrittweise zu einem Knoten zusammengeführt⁵. Liegen keine Nutzereingaben vor, so ergibt sich die Verteilung der Wahrscheinlichkeiten für mögliche Kernschadensendzustände entsprechend der rechten Seite in Abb. 3.2 aus den Ergebnissen der PSA der Stufe 1 /ARE 12/. Hintergrund dieses Ergebnisses ist die Annahme, dass FaSTPro nur im Falle eines unmittelbar bevorstehenden Kernschadens angewendet wird. Allerdings ist es möglich, dass entsprechend der Auswahl von Systemverfügbarkeiten der Endzustand 'Kein KSZ' (Kernschadenszustand) mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit belegt wird.

Die Implementierung der Systemverfügbarkeiten wird bestimmt durch die Ereignisablaufanalysen, die in /NRC 13/ publiziert worden sind. Das entwickelte Netzwerk, das im Wesentlichen nur logische Zuordnungen (ohne Wahrscheinlichkeitsverteilung in der Zuordnungsmatrix) macht, ist hier nicht explizit gezeigt.

⁵ Im BBN ist zu beachten, dass maximal drei Knoten (im Einzelfall auch mal vier Knoten) zu einem Knoten zusammengeführt werden können, da ansonsten die Bestimmungsmatrix zu groß wird. So wurden für die Ergebniszusammenführung aus den 13 Ergebnisknoten der unterschiedlichen auslösenden Ereignisse acht Zwischenknoten verwendet. Diese Zwischenknoten verwenden teilweise direkte logische Zuordnungen oder für die Zusammenführung von unterschiedlichen Kernschadensendzustände gleiche Wahrscheinlichkeitsmaße, z. B. 50 % Endzustand 1 und 50 % Endzustand 2.

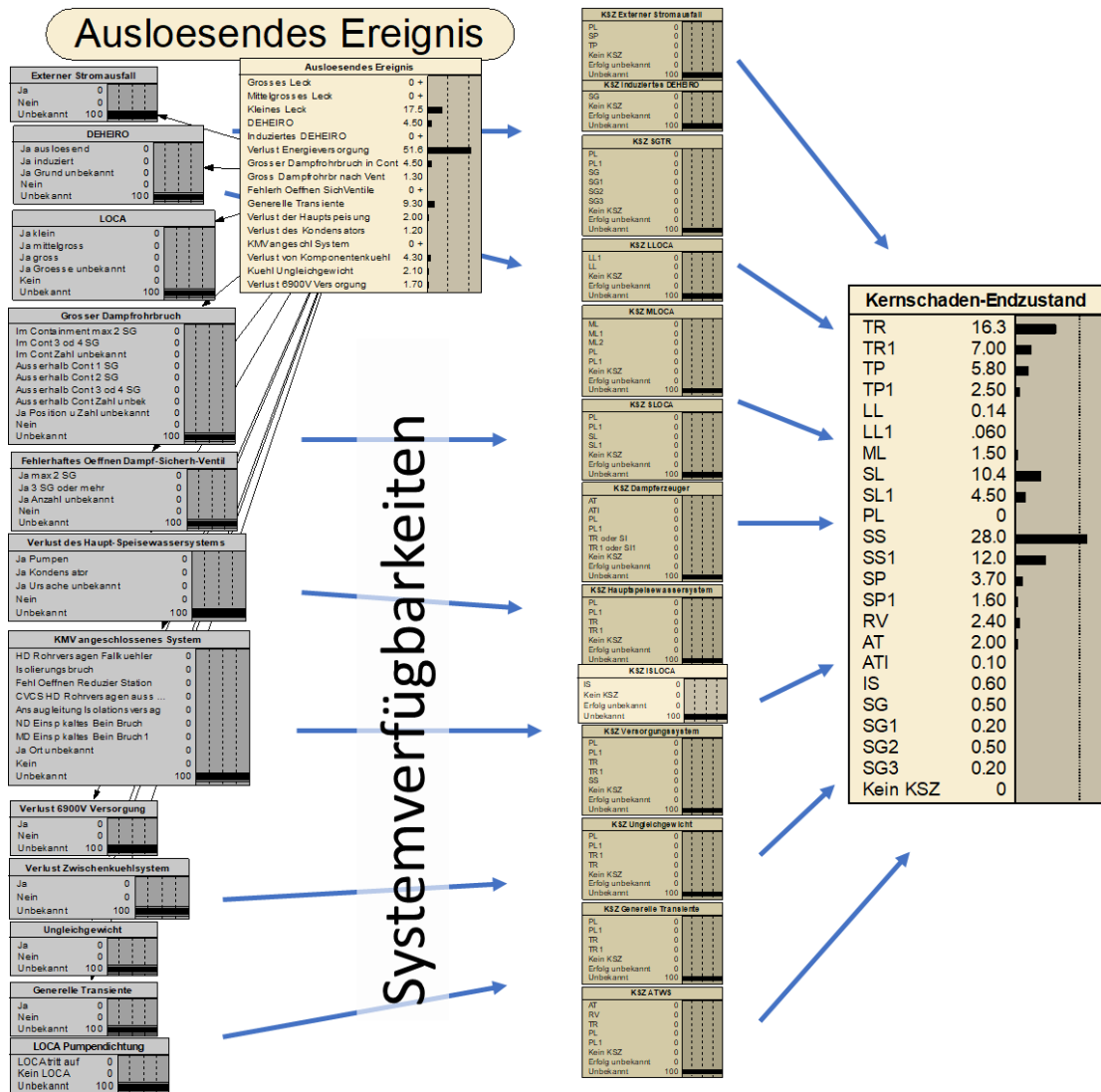


Abb. 3.2 Zusammenhang zwischen auslösendem Ereignis, Systemverfügbarkeiten und Kernschadensendzuständen im BBN

3.2.2 Klassifizierung der Kernschadensendzustände

Die betrachteten Stör- bzw. Unfälle und die aus dem Unfallverlauf heraus möglichen Kernschadensendzustände sind in Tab. 3.3 aufgeführt. Daraus ergeben sich die Häufigkeiten für die Kernschadensendzustände nach /ARE 12/, diese sind in Tab. 3.5 mit einer kurzen Beschreibung der Kernschadensendzustände und dem Übergang in die Analysen der PSA der Stufe 2 aufgeführt. Ein möglicher Übergang in den Ereignisbaum „Kernschaden begrenzt“ setzt eine (teilweise) Wirksamkeit der Feed-und-Bleed-Kühlung voraus, ansonsten ergibt sich ein Übergang in den Hochdruck-, Niederdruck- oder DEHEIRO-Pfad.

Tab. 3.5 Kernschadensendzustände nach /ARE 12/

Kernschadensendzustand	Beschreibung	Anteil an Kernschadensendzuständen	Ereignisablaufanalysen der PSA der Stufe 2
TR	Kernschaden vor Öffnen der Abblaseventile	16,3	Hochdruck
TR1	Feed-und-Bleed nicht erfolgreich	7,0	Kernschaden begrenzt, Hochdruck
TP	TR & keine externe Versorgung	5,8	Hochdruck
TP1	TR1 & keine externe Versorgung	2,5	Kernschaden begrenzt, Hochdruck
LL	Großer KMV und Niederdruckeinspeisung nicht verfügbar	0,1	Niederdruck
LL1	Großer KMV und Niederdruckeinspeisung verfügbar sowie keine Druckspeichereinspeisung	0,1	Kernschaden begrenzt, Niederdruck
ML	Mittelgroßer KMV	1,5	Kernschaden begrenzt, Niederdruck
SL	TR nach kleinem KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich	10,4	Hochdruck
SL1	TR1 nach kleinem KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich	4,5	Kernschaden begrenzt, Hochdruck
PL	Kernschaden tritt nach Druckentlastung ein	0,0	Kernschaden begrenzt, Niederdruck
SS	TR & Dichtungs-KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich	28,0	Hochdruck
SS1	TR1 & Dichtungs-KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich	12,0	Kernschaden begrenzt, Hochdruck
SP	SS und keine externe Versorgung	3,7	Hochdruck
SP1	SP und Feed-und-Bleed nicht erfolgreich	1,6	Kernschaden begrenzt, Hochdruck
RV	ATWS und RDB-Versagen	2,4	Niederdruck
AT	ATWS und keine Druckentlastung der Dampferzeuger	2,0	Hochdruck
ATI	ATWS nach Dampfleitungsbruch im Sicherheitsbehälter	0,1	Sicherheitsbehälter-Versagen
IS	Kernschaden nach KMV in angeschlossenen System	0,6	LOCA angeschlossenes System
SG	TR nach DEHEIRO-Leck	0,5	DEHEIRO
SG1	TR1 nach DEHEIRO-Leck	0,2	Kernschaden begrenzt, DEHEIRO
SG2	Dampferzeuger nach DEHEIRO-Leck nicht isoliert (kein Feed-und-Bleed möglich)	0,5	DEHEIRO FW

Kernschadensendzustand	Beschreibung	Anteil an Kernschadensendzuständen	Ereignisablaufanalysen der PSA der Stufe 2
SG3	SG2 und Speisewasserversorgung fällt aus	0,2	DEHEIRO

3.3 Systematischer Aufbau eines BBN für einen generischen EPR in FaSTPro (Probabilistischer Teil)

Der wesentliche Teil des BBN greift den Kernschadensendzustand auf und modelliert die Ergebnisse der PSA der Stufe 2.

3.3.1 Abschätzung der Zuverlässigkeit der Systemfunktionen und Systemereignisse

Im Fall eines unbekannten Zustandes der Anlage, sollen in FaSTPro aus der Verteilung der Kernschadensendzustände möglichst gut die Eintrittswahrscheinlichkeiten der unterschiedlichen Freisetzungskategorien nach den theoretischen vorgegebenen Angaben in der PSA abgebildet werden. Den Zusammenhang zwischen Kernschadensendzuständen und Freisetzungskategorien bilden die Unfall- und Ereignisablaufanalysen der PSA Stufe 2. Um diesen Zusammenhang möglichst quantitativ gut in Netica® nachzubilden, wurde das publizierte PSA-Modell von AREVA® /NRC 13/ in RiskSpectrum® nachmodelliert, um fehlende Information zu den Verzweigungswahrscheinlichkeiten zu ergänzen. Darüber hinaus wurde das Modell um zusätzliche Systemfunktionen bzw. -ereignisse ergänzt, die in /ARE 12/ beschrieben sind. Allen Verzweigungen in den Ereignisablaufdiagrammen konnten Wahrscheinlichkeiten zugeordnet werden, Tab. 3.6, damit die Häufigkeiten der unterschiedlichen Freisetzungskategorien möglichst gut mit den publizierten Häufigkeiten übereinstimmen. Die Systemfunktionen bzw. -ereignisse im Unfallverlauf sind auf unterschiedliche Zeitbereiche unterteilt, so werden folgende Zeitbereiche unterschieden:

- #TF1 und #T1: Zeitbereich zwischen Beginn des Kernschadens und RDB-Versagen,
- #T2: Zeitbereich zwischen RDB-Versagen und der Schmelzeverlagerung,
- #T3: Zeitbereich nach der Schmelzeverlagerung.

Ein Beispiel für ein nachmodelliertes Ereignisablaufdiagramm ist in Abb. 3.3 gezeigt.

Tab. 3.6 Angenommene Wahrscheinlichkeiten für Ausfälle von Systemfunktionen und für den Nichteintritt von Systemereignissen

Systemfunktion oder -ereignis	Identifikation	Ereignisablaufanalyse der PSA der Stufe 2	Angenommene Wahrscheinlichkeit [%] für Nichteintritt
Druckentlastung vor dem induzierten DEHEIRO	#TF1-RCS.DEP	Hochdruck	5 E-04
Bespeisung mindestens eines Dampferzeugers	#FW ANY SG	Hochdruck	1 E-03 (Ausfall im Fall eines SBO)
Kein induzierter DEHEIRO	#TF1-ISGTR	Hochdruck	1 E-01 (nach /LOE 18/: 6%)
Kein induziertes Versagen des heißen Strangs	#TF1-IHLR	Hochdruck	5 E-01
Primärkreisdruck bleibt hoch nach kleinem Leck	#TF1-LOCADEP	Hochdruck	0
Abschluss SB	#T1 CI	Hochdruck, Niederdruck, Kernschaden begrenzt, DEHEIRO	Pfad 1: 3 E-03 Pfad 2: 7 E-03
Kein Versagen des SBs vor dem RDB	#T1 CF	Hochdruck	3 E-02
		Niederdruck	2 E-02
Kein SB-Versagen aufgrund von Dampfexplosionen im RDB	#T2 CFIVSE	Hochdruck, Niederdruck	1 E-05
Kein Core-Catcher-Versagen durch Versagen der unteren Klotte nach Dampfexplosion	#T2 PFIVSE	Hochdruck, Niederdruck	1 E-03
Kein Core Catcher-Versagen durch Dampfexplosionen außerhalb des RDB	#T2 PFXVSE	Hochdruck, Niederdruck	1 E-03
Kein Sicherheitsbehälter-Versagen bei RDB-Versagen	#T2 CF	Hochdruck, Niederdruck	1 E-02
Schmelzestabilisierung außerhalb des RDB	#T3 MSXV	Hochdruck, Niederdruck	1 E-03 Pfad 3: 0 Pfad 4: 1
Kein späteres SB-Versagen aufgrund von Wasserstoffdeflagration oder Dampfexplosionen	#T3 CFH2	Hochdruck, Niederdruck	3 E-02 Pfad 2: 1 E-04

Systemfunktion oder -ereignis	Identifikation	Ereignisablaufanalyse der PSA der Stufe 2	Angenommene Wahrscheinlichkeit [%] für Nichteintritt
Druck im Sicherheitsbehälter stabilisiert	#T3 STMCNTL	Hochdruck, Niederdruck	5 E-03
Langzeitversagen des SBs	#T3 LTCF=NO/OP/BMT	Hochdruck, Niederdruck	Pfad 1, NO: 5 E-01 Pfad 2, OP: 3 E-03 Pfad 3, BMT: 5 E-01
SB-Sprühen zum Auswaschen der Radionuklide	#T3 SPR	Hochdruck, Niederdruck	Pfad 1: 3 E-01 Pfad 2: 7 E-01 Pfad 3: 7 E-01 Pfad 4: 3 E-01
Ausfall der Lüftung	#TF1 VENTILATION	Hochdruck, Niederdruck, LOCA angeschlossenes System	Pfad 1: 2,5 E-01 Pfad 2: 7,5 E-01 (Ausfall im Fall eines SBO)
Schmelzerückhaltung im RDB	#T2 VB	Niederdruck	Pfad 1: 3 E-01 Pfad 2: 7 E-01
Bruchstelle wasserbedeckt	#IS BL	LOCA angeschlossenes System	0
Bruchgröße groß/klein	#IS BRUCHGRÖßE	LOCA angeschlossenes System	0
Direkte Freisetzung	#IS DIREKT	LOCA angeschlossenes System	0

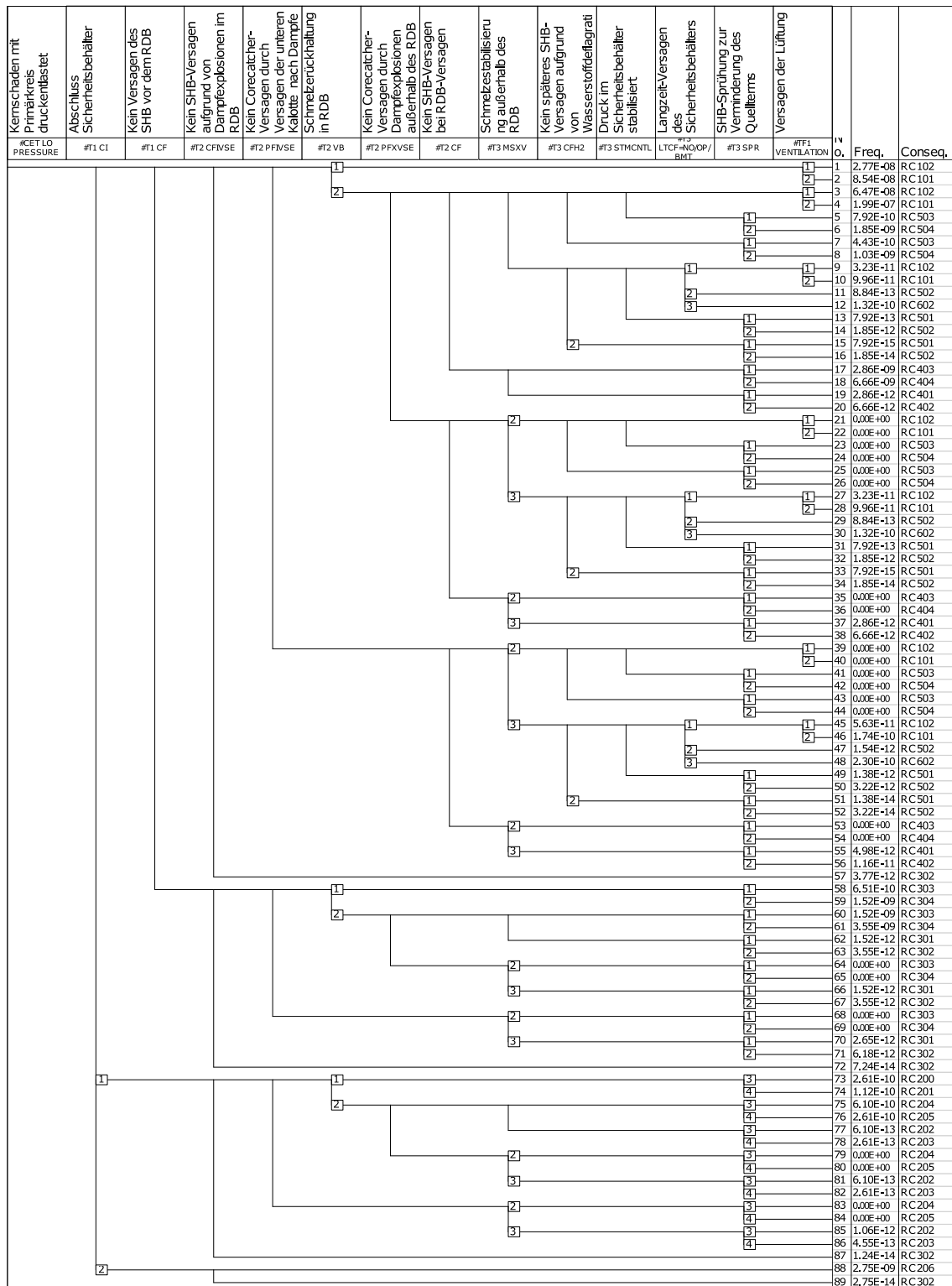


Abb. 3.3 Ereignisablaufdiagramm, nachgebildet aus Daten der PSA der Stufe 2, basierend auf Informationen aus /ARE 12/ und /NRC 13/

Die Nachbildung der Ereignisabläufe diente der Untersuchung der Plausibilität der angenommenen Wahrscheinlichkeiten. Die Ergebnisse können dann direkt in das BBN übernommen werden, welches im Folgenden näher erläutert wird. Tab. 3.7 zeigt einen Vergleich der Eintrittshäufigkeiten der unterschiedlichen Freisetzungskategorien im Vergleich mit den publizierten Daten.

Neben der Modellierung der Ereignisabläufen in RiskSpectrum® wurde ein BBN in Netica® erstellt. Dieses Modell lässt sich grundsätzlich in zwei Bereiche untergliedern, einen Bereich für die PSA der Stufe 1, welche die Verteilung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der Kernschadensendzustände (siehe Abb. 3.2) angibt, und einen Bereich der PSA der Stufe 2 zur Bestimmung der Quelltermeintrittswahrscheinlichkeiten. Eine Übersicht über den zweiten Bereich ist in Abb. 3.4 gezeigt. Auf der linken Seite sind in grau die Nutzereingabefelder gezeigt, die auf den Systemfunktionen und -ereignissen in Tab. 3.6 beruhen. Rechts oben ist die Verteilung der möglichen Kernschadensendzustände, das Ergebnis aus dem ersten Teil des BBN, gezeigt. Die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Freisetzungskategorie ergibt sich rechts in der Mitte mit dem Knoten mit den meisten Ergebniskategorien. Alle schattierten Knoten führen die Ergebnisse der Vorgängerknoten zusammen, während alle nicht-schattierten Knoten für einen unbekannten Anlagenzustand Wahrscheinlichkeitszuordnungen aus dem vereinfachten PSA-Modell in Tab. 3.6 berücksichtigen. Einzelne Teile des BBN werden nachfolgend näher beschrieben.

Tab. 3.7 Vergleich der Eintrittshäufigkeiten (pro Jahr) für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien aus unterschiedlichen Quellen

Freisetzungskategorie	Sicherheitsbehälter-Versagen	Randbedingungen	/NRC 13/	/ARE 12/	Vereinfachtes PSA-Modell	BBN (FaSTPro)
RC101	kein	keine Lüftung	als RC101: keine Angabe	1,44 E-07	4,12 E-07	4,46 E-07
RC102	kein			4,24 E-07	1,15 E-07	1,49 E-07
RC200	kein Abschluss	Schmelze in RDB	als RC201: 5,0 E-10	2,94 E-10	6,68 E-10	6,66 E-10
RC201	kein Abschluss	Schmelze in RDB und ohne SB-Sprühen		9,80 E-11	2,86 E-10	2,87 E-10
RC202	kein Abschluss	Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI)	4,0 E-14	1,67 E-12	2,34 E-12	1,83 E-12
RC203	kein Abschluss	MCCI und ohne SB-Sprühen	8,5 E-13	2,77 E-13	1,00 E-12	7,91 E-13
RC204	kein Abschluss		2,4 E-11	1,29 E-09	6,81 E-10	6,41 E-10
RC205	kein Abschluss	ohne SB-Sprühen	4,1 E-10	3,74 E-10	2,93 E-10	2,77 E-10
RC206	kein Abschluss	kleine SB-Öffnung, < 5 cm	keine Angabe	4,54 E-09	4,37 E-09	4,37 E-09
RC301	vor RDB-Versagen	MCCI	1,6 E-12	7,86 E-12	6,68 E-12	5,19 E-12
RC302	vor RDB-Versagen	MCCI und ohne SB-Sprühen	1,5 E-11	5,47 E-12	2,02 E-11	1,65 E-11
RC303	vor RDB-Versagen		2,3 E-09	9,99 E-09	2,20 E-09	2,59 E-09
RC304	vor RDB-Versagen	ohne SB-Sprühen	1,8 E-08	2,47 E-09	5,77 E-09	6,69 E-09
RC401	nach RDB-Versagen	MCCI	keine Angabe	2,64 E-11	3,33 E-12	2,54 E-12
RC402	nach RDB-Versagen	MCCI und ohne SB-Sprühen	keine Angabe	8,37 E-12	7,78 E-12	5,95 E-12
RC403	Nach RDB-Versagen		keine Angabe	1,21 E-09	9,74 E-10	8,88 E-10
RC404	nach RDB-Versagen	ohne SB-Sprühen	keine Angabe	1,09 E-09	2,27 E-09	2,08 E-09
RC501	spät	MCCI	keine Angabe	5,66 E-13	1,70 E-12	1,30 E-12
RC502	spät	MCCI ohne SB-Sprühen	keine Angabe	3,83 E-11	7,29 E-12	7,36 E-12
RC503	spät		keine Angabe	1,19 E-09	3,39 E-09	3,11 E-09
RC504	spät	ohne SB-Sprühen	keine Angabe	3,24 E-08	7,92 E-09	7,89 E-09

Freisetzungskategorie	Sicherheitsbehälter-Versagen	Randbedingungen	/NRC 13/	/ARE 12/	Vereinfachtes PSA-Modell	BBN (FaSTPro)
RC601	spät, über Fundament		0	0	0	0
RC602	spät, über Fundament	ohne SB-Sprühen	keine Angabe	5,72 E-10	5,56 E-10	4,15 E-10
RC701	Bypass	DEHEIRO, bedeckt	keine Angabe	4,14 E-09	3,18 E-09	3,18 E-09
RC702	Bypass	DEHEIRO, unbedeckt	5,4 E-09	5,01 E-09	4,45 E-09	4,46 E-09
RC801	Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, bedeckt	keine Angabe	0	0	0
RC802S	Bypass	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	zu RC802 zusammengefasst: 2,6 E-10	0	0	0
RC802AS	kein	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt und keine Lüftung		0	0	0
RC802BS	kein	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt		0	0	0
RC802L	Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt		3,70 E-09	3,82 E-09	3,82 E-09
RC802AL	kein	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt und keine Lüftung		0	0	0
RC802BL	Kein	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt		0	0	0

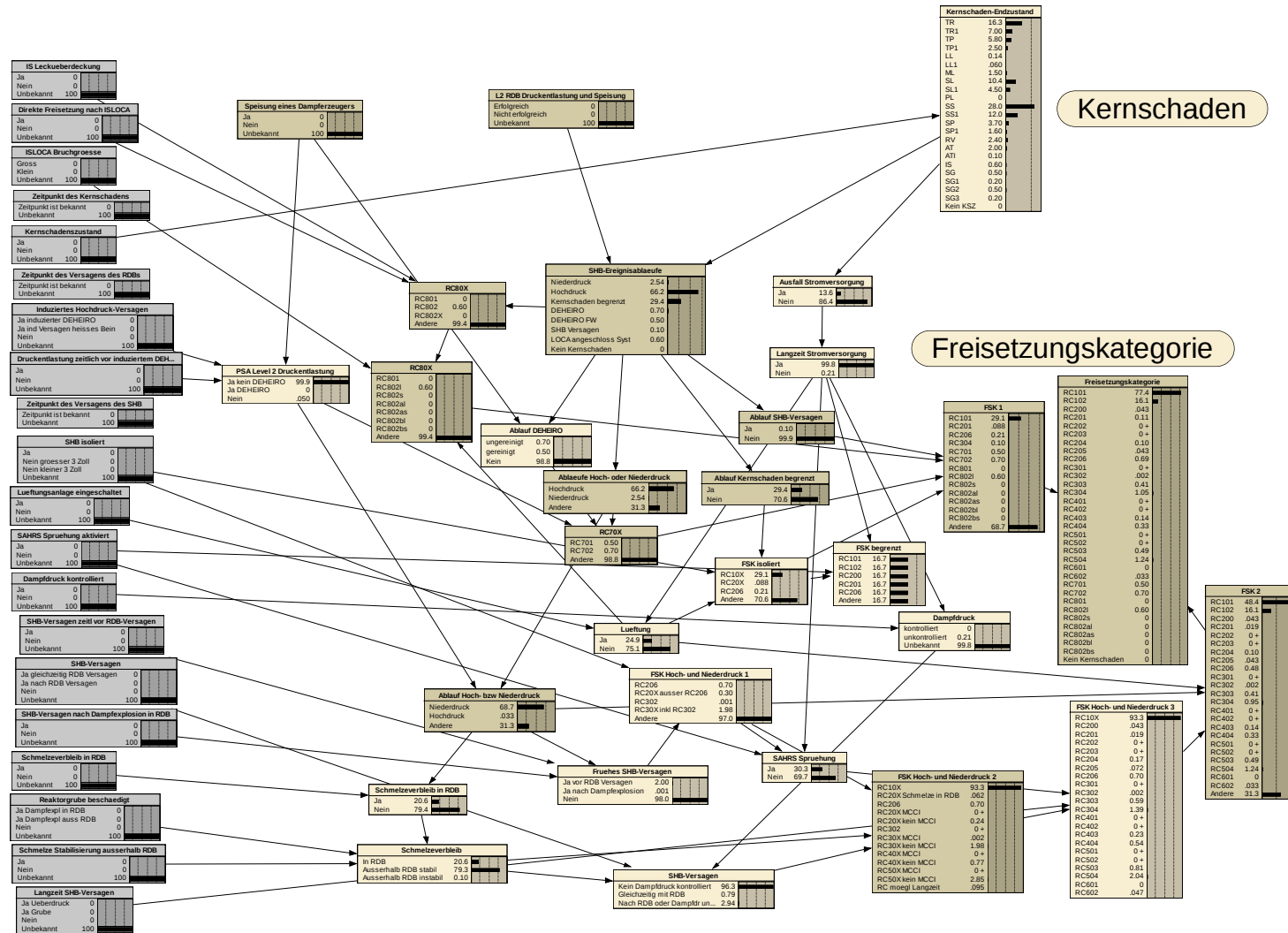


Abb. 3.4 BBN-Teil zur Bestimmung der Eintrittswahrscheinlichkeiten für die Freisetzungskategorien

3.3.2 Methoden zum Aufbau eines Bayesian Belief Networks aus Ereignisablaufanalysen

Die Vorgehensweise beim Aufbau des BBN für FaSTPro wird beispielhaft gezeigt für Kernschadensendzustände ohne primäre Druckentlastung. Der Ereignisbaum aus der PSA /NRC 13/ bestimmt die Struktur des BBN in Abb. 3.5.

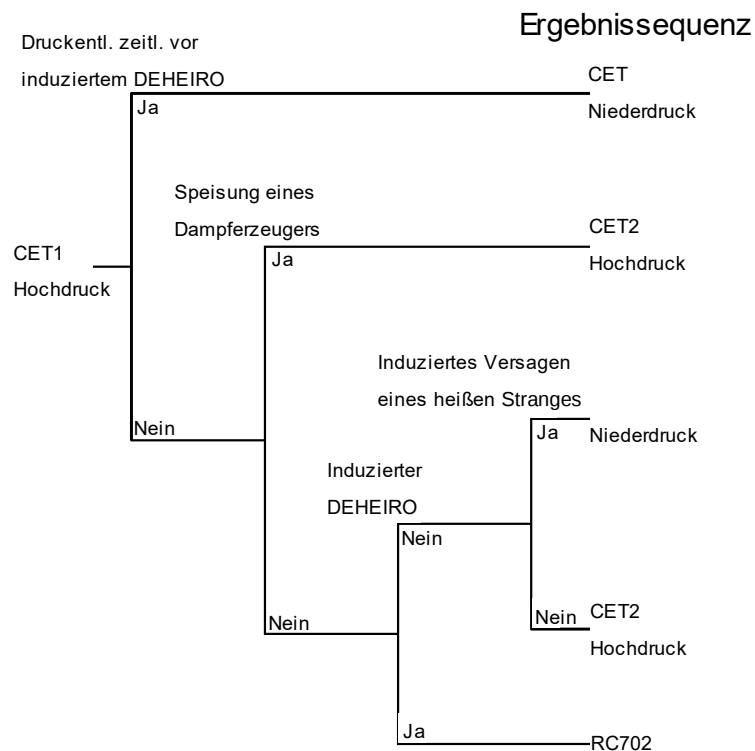


Abb. 3.5 Ereignisbaum zur Beschreibung der Hochdrucksequenz, entsprechend /NRC 13/

Das BBN greift die vier Abzweigungen aus dem Ereignisbaum auf und stellt drei Fragen an den Anwender zur „Druckentlastung zeitlich vor induziertem DEHEIRO“, „Einspeisung eines Dampferzeugers“ und über ein „induziertes Hochdruckversagen“ der druckführenden Umschließung mit den Antwortmöglichkeiten für „DEHEIRO“ oder „heißer Strang“. Der Teil des BBN mit den Anwenderfragen zur Charakterisierung einer ablaufenden Hochdrucksequenz ist in Abb. 3.6 dargestellt. Ist bekannt, dass ein Kernschadenszustand mit druckbelastetem Primärkreis vorliegt, so ist die Wahrscheinlichkeit für eine folgende Druckentlastung nahezu 100 %. Der Anteil der Sequenzen unter Hochdruck liegt bei weniger als 0,1 %. Liegt laut Nutzereingaben ein hochdruckinduziertes DEHEIRO-Leck vor, so ergibt sich als wahrscheinlichste Freisetzungskategorie RC702 mit 99,9 % (siehe Abb. 3.7).

Wird die Frage nach der Speisung eines Dampferzeugers noch zusätzlich mit „nein“ beantwortet, so steigt die Wahrscheinlichkeit für RC702 auf 100 % an. Die erfolgreiche Bespeisung eines Dampferzeugers verhindert ein induziertes DEHEIRO-Leck /NRC 13/.

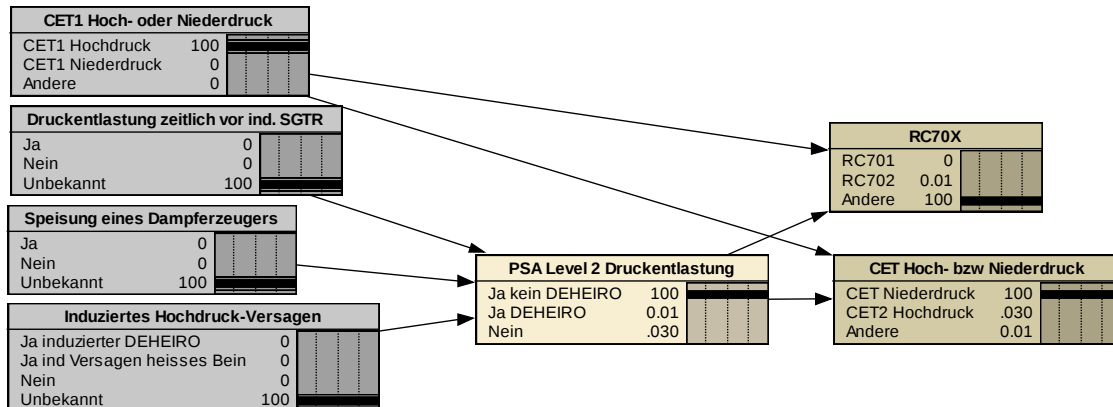


Abb. 3.6 BBN-Teilnetz des Ereignisbaumes zu #CET1 Hochdrucksequenz

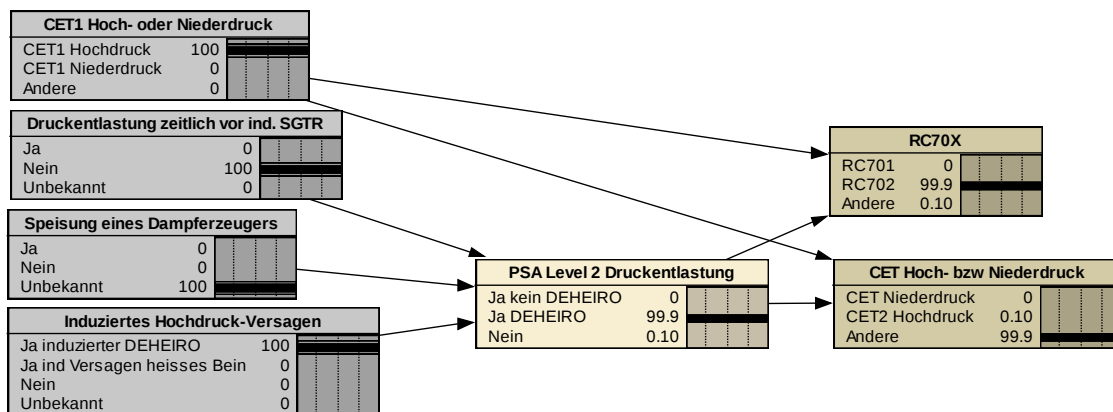


Abb. 3.7 BBN-Teilnetz #CET1 Hochdrucksequenz nach induziertem Hochdruckversagen von Dampferzeugerheizrohren

3.4 Systematischer Aufbau eines BBN für einen generischen EPR in FaSTPro (Deterministischer Teil)

3.4.1 Charakteristische Zeitpunkte im Unfallablauf

Die Modellierung der Freisetzungssequenzen basiert auf den Angaben zu den zeitlichen Abläufen aus /ARE 12/. Diese Angaben basieren auf MAAP-Rechnungen mit vereinfachten Randbedingungen bzgl. des Ablaufes des Kernschadens und den Freisetzungen aus dem Kern. Sechs charakteristische Zeitpunkte im Unfallverlauf werden unterschieden, diese sind:

- Alarmierungszeitpunkt (die Randbedingungen für die Alarmierung sind nicht genannt, hängen aber möglicherweise mit einem Temperaturkriterium im Kern zusammen),
- Beginn der Kernfreilegung,
- Beginn der ersten Phase der Freisetzung,
- Ende der ersten Phase der Freisetzung,
- Beginn einer zweiten Phase der Freisetzung (nur für Freisetzungskategorien RC50X),
- Ende der zweiten Phase der Freisetzung.

Es wird angenommen, dass die Zeitspanne zwischen Alarmierungszeitpunkt und Beginn der Kernfreilegung von den Randbedingungen abhängt, insbesondere dem auslösenden Ereignis und dem Ausfall von Systemen. So sind Unterschiede zwischen einem kleinen Leck, einem großen Leck und einem SBO wahrscheinlich. Weitere charakteristische Zeitpunkte im Unfallverlauf sind:

- Eintritt des auslösenden Ereignisses,
- Durchführung der RESA.

Für viele auslösende Ereignisse sind der Eintritt des auslösenden Ereignisses und die Durchführung der RESA nahezu zeitgleich, z. B. im Falle eines großen Lecks, einer allgemeinen Transiente oder einem Ausfall der externen Stromversorgung. Für andere auslösende Ereignisse, z. B. ein kleines Leck oder ein DEHEIRO, kann es zu einem größeren Zeitversatz zwischen auslösendem Ereignis und RESA kommen. In diesen Fällen ist es möglich, dass der genaue Zeitpunkt des auslösenden Ereignisses nicht bestimmt werden kann. Die Zeitphase zwischen auslösendem Ereignis und RESA ist allerdings für die Bestimmung des Quellterms weniger relevant, da von einem nahezu regulären Weiterbetrieb bis zur RESA-Auslösung ausgegangen werden kann.

Der für die Quelltermprognose wichtige RESA-Zeitpunkt kann vom Nutzer festgelegt werden. Ab diesem Zeitpunkt beginnt die Nachzerfallsphase (außer im Falle eines ATWS) und der Zerfall der vorhandenen Radionuklide des Quellterms wird in FaSTPro ab dem RESA-Zeitpunkt berücksichtigt. Für den Fall, dass noch kein Kernschaden festgestellt wurde und der Nutzer keinen Kernschadenszeitpunkt eingegeben hat, muss die

Zeitspanne zwischen RESA und Kernschadenszeitpunkt abgeschätzt werden. Diese Zeitspanne variiert stark für die unterschiedlichen Unfallsequenzen, eine Übersicht über Zeitspannen für charakteristische Unfallabläufe ist in Tab. 3.8 zusammengestellt. Die Zuordnung der ATWS-Abläufe AT, ATI und RV erfolgte ohne Datenbasis. Ein Nachteil der Kopplung der Dauer bis zur Kernfreilegung an die Kernschadensendzustände liegt in der Probabilistik von FaSTPro.

Für die meisten Quellterme gibt es keine direkte Zuordnung zwischen dem Kernschadensendzustand und der Freisetzungskategorie. Die Freisetzungskategorien RC80X basieren auf dem Kernschadensendzustand IS und die Freisetzungskategorien RC70X basieren auf SG, SG1, SG2 und SG3. Für alle weiteren Freisetzungskategorien kann der zugrundeliegende Kernschadensendzustand nicht genauer erfasst werden. Für diese Freisetzungskategorien wird der wahrscheinlichste Kernschadensendzustand für die Zeitermittlung herangezogen. Im Falle keiner Nutzereingaben zum Anlagenzustand ist das nach Tab. 3.5 der Endzustand SS, andere Endzustände können sich auf Basis der Nutzereingaben ergeben.

Tab. 3.8 Charakteristischen Zeitspannen zwischen RESA und Kernfreilegung, nach MELCOR-Analysen aus /SON 01/

Auslösendes Ereignis	Zeitspanne zwischen RESA und Kernfreilegung [h]	Identifikation mit Kernschadensendzustand
SBO	2,5	TP, TP1, SP, SP1
Kleiner KMV (10 cm ²)	25,0	SS, SS1, SL, SL1, PL, IS (RC802S)
Mittelgroßer KMV (200 cm ²)	6,0	ML, IS (RC802L & RC801)
Großer KMV (2F-Bruch)	0,5	LL, LL1, RV
DEHEIRO (6 cm ²)	22,0	SG, SG1, SG2, SG3
Ausfall primärseitige Druckentlastung und Dampferzeuger-Bespeisung	7,0	TR, TR1, AT, ATI

Ist der Zeitpunkt der RESA unbekannt, und es liegt noch kein Kernschaden vor, so verwendet FaSTPro den Ausführungszeitpunkt der ersten Quelltermprognose als Alarmierungszeitpunkt und bestimmt daraus den Beginn der Kernfreilegung. Dieser wird bis zur näheren Spezifizierung durch den Anwender oder die Anwenderin beibehalten. Der RESA-Zeitpunkt wird entsprechend Tab. 3.8 zurückgerechnet und der Anwender oder die Anwenderin kann diesen Zeitpunkt einsehen und ggf. korrigieren. Beantwortet der

Anwender oder die Anwenderin die Frage über einen bereits vorliegenden Kernschadenzustand mit ja, ohne den Zeitpunkt für den Eintritt dieses Ereignisses zu nennen, so verwendet FaSTPro den Analysezeitpunkt als Kernschadenseintrittszeitpunkt. Entsprechendes gilt für die Nutzereingabe eines Schadens am Sicherheitsbehälter bzw. eines fehlerhaften Sicherheitsbehälterabschlusses ohne Eingabe des Zeitpunktes der ersten Freisetzungsphase.

Die Verwendung des ersten Ausführungszeitpunkt als Alarmierungszeitpunkt für den Fall, dass keine Nutzerzeiteingaben vorliegen und kein Kernschaden eingetreten ist, erforderte eine Überarbeitung des FaSTPro-Programmcodes. In vorigen Versionen diente der Zeitpunkt der RESA für alle Freisetzungskategorien als Referenz. In der überarbeiteten Version sind unterschiedliche RESA-Zeitpunkte für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien zulässig. So liegt beispielsweise der RESA-Zeitpunkt für einen großen KMV an einem angeschlossenen System sechs Stunden vor Beginn des Kernschadens. Im Fall eines kleinen KMVs liegt der RESA-Zeitpunkt 25 Stunden vor dem Kernschadenszeitpunkt.

Freisetzungsphasen

Der Beginn der ersten Phase der Freisetzung kann im Falle eines Sicherheitsbehälter-Versagens vor oder nach dem RDB-Versagen mit dem Sicherheitsbehälter-Versagenszeitpunkt identifiziert werden, RC30X und RC40X. Für ein spätes Versagen des Sicherheitsbehälters, RC50X, kann die zweite Freisetzungsphase dem potenziell vom Nutzer eingegebenen Sicherheitsbehälter-Versagenszeitpunkt zugeordnet werden. Für alle weiteren Freisetzungskategorien kann der Nutzer den Zeitpunkt des Beginns der Freisetzung festlegen und damit den Beginn der ersten Freisetzungsphase. Die Referenzzeiten zwischen Alarmierung, Zeitpunkt 0, und Beginn und Ende der Freisetzungsphasen des Quellterms finden sich in Tab. 3.9.

Tab. 3.9 Ergebnisse für charakteristische Unfallsequenzen für die einzelnen Freisetzungskategorien nach /ARE 12/

Freisetzungskategorie	Kernfreilegung [h]	Beginn Phase 1	Ende Phase 1	Beginn Phase 2	Ende Phase 2
RC101	2,4	4,5	19,0	—	—
RC102	2,4	3,6	9,5	—	—
RC200	2,4	3,3	3,6	—	—
RC201	2,4	3,3	3,6	—	—

Freisetzungskategorie	Kernfreilegung [h]	Beginn Phase 1	Ende Phase 1	Beginn Phase 2	Ende Phase 2
RC202	2,4	4,6	8,3	—	—
RC203	2,4	3,4	8,8	—	—
RC204	2,4	4,6	6,8	—	—
RC205	2,4	3,5	10	—	—
RC206	2,4	3,4	10	—	—
RC301	2,4	3,5	7,2	—	—
RC302	2,4	3,6	9,7	—	—
RC303	2,4	3,6	7,5	—	—
RC304	2,4	3,7	7,6	—	—
RC401	2,4	7,6	12,0	—	—
RC402	2,4	7,0	10,0	—	—
RC403	2,4	7,5	11,9	—	—
RC404	2,4	7,8	20,5	—	—
RC501	2,4	3,8	9,0	60	70
RC502	2,4	3,8	9,0	60	70
RC503	2,4	3,8	9,0	85	125
RC504	2,4	3,8	9,0	85	125
RC602	2,4	216	222	—	—
RC701	1,2	3,3	7,5	—	—
RC702	1,2	3,3	7,5	—	—
RC801	1,3	1,8	2,9	—	—
RC802S	6,4	7,4	8,9	—	—
RC802AS	6,5	7,8	10,9	—	—
RC802BS	6,4	7,4	8,9	—	—
RC802L	1,3	1,8	2,9	—	—
RC802AL	1,4	1,9	4,3	—	—
RC802BL	1,3	1,8	2,9	—	—

3.4.2 Freisetzungsanteile der Unfallabläufe

Die Freisetzungskategorien unterscheiden sich neben dem zeitlichen Verlauf der Freisetzung auch durch die unterschiedlichen Anteile der Radionuklide, die aus dem Reaktorkern und dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung freigesetzt werden. Tab. 3.10 zeigt die Freisetzungsanteile für die Leitnuklide, darunter Kr-88, Xe-133, I-131, Te-132 und Cs-137.

Tab. 3.10 Freisetzungsanteile der wichtigsten Radionuklide aus Reaktorkern und Sicherheitsbehälter für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien, aus Daten in /ARE 12/

Freisetzungskategorie	Freisetzungsanteile [%]			
	Edelgase (Xe, Kr)	Jod	Tellur	Cäsium
RC101	0,3	6 E-04	2 E-04	1 E-04
RC102	0,9	6 E-05	7 E-06	8 E-06
RC200	24,2	3,1	0,3	2,7
RC201	36,3	10,4	0,8	9,6
RC202	91,6	0,5	0,2	0,2
RC203	97,5	11,3	3,8	9,8
RC204	99,2	1,5	0,7	0,7
RC205	100,0	11,8	3,8	10,0
RC206	18,5	0,6	0,8	0,5
RC301	97,4	2,4	2,1	1,0
RC302	98,1	5,2	1,5	3,1
RC303	99,9	3,3	0,9	2,0
RC304	100,0	7,0	2,4	4,1
RC401	97,8	1,4	0,3	0,6
RC402	98,4	1,6	0,7	0,8
RC403	100,0	1,0	0,2	0,3
RC404	100,0	2,6	0,6	1,1
RC501	78,2	0,1	7 E-03	5 E-03
RC502	99,5	0,2	1 E-02	4 E-02
RC503	100,0	0,2	8 E-03	5 E-03
RC504	100,0	0,2	1 E-02	9 E-03
RC602	99,5	0,2	1 E-02	4 E-02
RC701	10,9	0,4	0,6	0,4
RC702	10,9	8,4	11,5	8,7
RC801	100,0	1,0	0,9	0,9
RC802S	90,5	91,8	79,1	86,4
RC802AS	81,8	17,9	13,5	17,8
RC802BS	90,5	0,1	0,1	0,1
RC802L	100,0	94,5	93,5	94,0
RC802AL	98,4	13,8	10,5	13,7
RC802BL	100,0	0,1	0,1	0,1

3.4.3 Zusammensetzung der Jodfreisetzungsanteile

Jod ist sehr reaktiv und kommt in vielen Verbindungen als Aerosole, aber auch gasförmig, vor. Die Unterscheidung zwischen gasförmigen Jodverbindungen, darunter elementarem und organischem Jod, und Aerosolen, insbesondere CsI und RbI, hat mehrere Gründe. Neben u. a. unterschiedlichen radiologischen Toxizitäten der jeweiligen Jodspezies sind auch für Aerosole höhere Filter- oder Ablagerungs- und Auswaschungseffekte anzunehmen. Für den EPR ist dies in der nachfolgenden Tab. 3.11 aus Daten in /ARE 12/ zu erkennen.

Tab. 3.11 Filter-, Ablagerungs- und Auswaschungswirkungen auf Edelgase, Aerosole und gasförmige Jodverbindungen, aus Daten in /ARE 12/

Komponente	Wirkung [%]		
	Filterung in Abluftanlage	Ablagerungen im Ringraum und Sicherungsgebäude	Auswaschung in einer Wasservorlage (pool scrubbing)
Großes Leck – Aerosole	99,9	90	99
Großes Leck – Edelgase	0	2	0
Großes Leck – gasförmiges Jod	99	1	90
Kleines Leck – Aerosole	99,9	80	keine Angabe
Kleines Leck – Edelgase	0	10	keine Angabe
Kleines Leck – gasförmiges Jod	99	10	keine Angabe

Die Verhältnisse zwischen freigesetzten, gasförmigen Jodverbindungen und Aerosolen sind in Tab. 3.12 für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien aufgelistet. Das Verhältnis von gasförmigem Jod zu Aerosolen ist insbesondere für die Freisetzungen bei intaktem oder einem späten Sicherheitsbehälter-Versagen hoch (bis zu 95 %). Bei einem Schmelzeverbleib im RDB und für die Sicherheitsbehälter-Bypassverläufe im Fall eines DEHEIRO oder nach einem KMV in einem angrenzenden System liegen die Anteile für gasförmiges Jod im Bereich von 1 %. Für Quellterme mit erfolgreichem Sicherheitsbehälter-Sprühen liegt der relative Anteil an gasförmigen Jodverbindungen aufgrund der stärkeren Auswaschung der Aerosole höher.

Die absolute Freisetzungsmenge gasförmiger Jodverbindungen nach einem Sicherheitsbehälter-Sprühen ist allerdings nahezu gleich oder etwas geringer. Der Einfluss einer auftretenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI) zeigt sich in den Freisetzungskategorien nicht. Bei fehlendem Sicherheitsbehälter-Abschluss liegt der Anteil gasförmiger

gen Jods im Vergleich zu Aerosolen nach MCCI höher, für ein Versagen des Sicherheitsbehälters nach dem Versagen des RDB ist das Verhältnis umgekehrt, mit höheren gasförmigen Anteilen, falls kein MCCI eintritt.

Tab. 3.12 Relative Freisetzungsanteile der unterschiedlichen Jodformen im Quellterm

Freisetzungskategorie	Sicherheitsbehälter-Versagen	Bedingungen	Freisetzungsanteile [%]	
			Gasförmige Jodverbindungen	Jodverbindungen als Aerosole (insbesondere CsI und RbI)
RC101	kein SB-Versagen	keine Lüftung	76,0	24,0
RC102	kein SB-Versagen		22,0	78,0
RC200	kein Abschluss	Schmelze in RDB	1,2	98,8
RC201	kein Abschluss	Schmelze in RDB, ohne Sicherheitsbehälter-Sprühen	0,5	99,5
RC202	kein Abschluss	Schmelzeaustritt und MCCI	26,0	74,0
RC203	kein Abschluss	MCCI, ohne SB-Sprühen	1,3	98,7
RC204	kein Abschluss		10,0	90,0
RC205	kein Abschluss	ohne SB-Sprühen	1,3	98,7
RC206	kein Abschluss	kleine SB-Öffnung, < 5 cm	4,7	95,3
RC301	vor RDB-Versagen	MCCI	6,1	93,9
RC302	vor RDB-Versagen	MCCI, ohne SB-Sprühen	2,8	97,2
RC303	vor RDB-Versagen		4,6	95,4
RC304	vor RDB-Versagen	ohne SB-Sprühen	2,1	97,9
RC401	nach RDB-Versagen	MCCI	11,0	89,0
RC402	nach RDB-Versagen	MCCI, ohne SB-Sprühen	9,1	90,9
RC403	nach RDB-Versagen		15,0	85,0
RC404	nach RDB-Versagen	ohne SB-Sprühen	5,7	94,3

Freisetzungskategorie	Sicherheitsbehälter-Versagen	Bedingungen	Freisetzungsanteile [%]	
			Gasförmige Jodverbindungen	Jodverbindungen als Aerosole (insbesondere Csl und Rbl)
RC501	spät	MCCI	95,3	4,7
RC502	spät	MCCI, ohne SB-Sprühen	66,0	34,0
RC503	spät		93,3	6,7
RC504	spät	ohne SB-Sprühen	79,0	21,0
RC602	spät, über Fundament	ohne SB-Sprühen	66,0	34,0
RC701	SB-Bypass	DEHEIRO, bedeckt	1,9	98,1
RC702	SB-Bypass	DEHEIRO, unbedeckt	0,2	99,8
RC801	SB-Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, bedeckt	1,6	98,4
RC802S	SB-Bypass	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	0,1	99,9
RC802AS	kein SB-Versagen	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt, keine Lüftung	0,7	99,3
RC802BS	kein SB-Versagen	kleiner KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	1,5	98,5
RC802L	SB-Bypass	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	0,16	99,8
RC802AL	kein SB-Versagen	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt, keine Lüftung	1,1	98,9
RC802BL	kein SB-Versagen	großer KMV in angeschlossenem System, unbedeckt	1,6	98,4

FaSTPro und RODOS unterscheiden gasförmiges Jod in Form von elementarem Jod (I₂) und organischem Jod (Jodverbindungen mit Kohlenstoff). Auf Grundlage der Ergebnisse für einen Konvoi-DWR erfolgt eine Aufteilung des gasförmigen Jods in 90 % elementares Jod und 10 % organisches Jod.

3.5 Berücksichtigung eines Systems zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Druckwasserreaktoren neuer Bauart (EPR und WWER-1200) besitzen u. a. einen Core Catcher sowie ein Sicherheitsbehälter-Sprühsystem, welche einen unkontrollierten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter im Verlauf eines Unfalls verhindern. Aus diesem Grund erfüllen diese Anlagen typischerweise alle Sicherheitsanforderungen der nationalen Genehmigungsbehörden ohne die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Eine Ausnahme bildet der finnische EPR, der ein System zur gefilterten Druckentlastung besitzt. Dieses System ist so ausgelegt, dass es für den Fall eines unerwartet hohen Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter im Unfallverlauf ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters durch eine gefilterte Druckentlastung verhindern kann. Kommt es beispielsweise im Unfallverlauf zu einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Versagen der Funktion des Core Catchers) und einem Versagen des Sicherheitsbehälter-Sprühsystems, so ist ein Druckanstieg im Sicherheitsbehälter über den Auslegungsdruck hinaus realistisch und kann mit den Unfallbedingungen in einem Konvoi-DWR verglichen werden.

In diesem Kapitel werden zunächst die Freisetzungskategorien eines generischen Konvois mit den Freisetzungskategorien des EPR verglichen und danach die Freisetzungskategorien des EPR systematisch um die Möglichkeit einer gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung erweitert.

3.5.1 Vergleich der Quellterme von EPR und Konvoi-DWR

Der Konvoi-DWR besitzt keine Core-Catcher und kein Sicherheitsbehälter-Sprühsystem. Dies bedeutet, dass für den Konvoi keine Freisetzungskategorien existieren, die RC202, RC204, RC205, RC301, RC303, RC304, RC401, RC403, RC404, RC501, RC503 und RC504 entsprechen könnten. Die Quellterme des Konvoi-DWRs lassen sich grob in die nachfolgend genannten vier Kategorien unterteilen:

- Schmelzerückhaltung im RDB und intakter Sicherheitsbehälter,
- frühes Versagen des Sicherheitsbehälters oder fehlender Gebäudeabschluss,
- Druckentlastung des Sicherheitsbehälters oder spätes Versagen sowie
- DEHEIRO-Leck.

Diese vier Kategorien werden im Folgenden mit den entsprechenden Freisetzungskategorien des EPR verglichen.

Eine Freisetzungsmöglichkeit, die aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit beim Konvoi-DWR bisher gar nicht betrachtet wurde, ist die Freisetzung über einen Kühlmittelverlust in einem angeschlossenen System. Der EPR berücksichtigt diesen möglichen Freisetzungspfad in den Freisetzungskategorien RC80X.

Schmelzerückhaltung im RDB und intakter Sicherheitsbehälter

Darüber hinaus wurde die Zurückhaltung der Schmelze im Konvoi in einer Freisetzungskategorie betrachtet, „FKJ – Sicherheitsbehälter intakt“. Für den EPR werden zwei Freisetzungskategorien mit Schmelzerückhaltung im RDB betrachtet, RC200 und RC201. Für RC200 und RC201 wird ein fehlender Abschluss des Sicherheitsbehälters angenommen. Die Freisetzungskategorien mit intaktem Sicherheitsbehälter, RC101 und RC102, berücksichtigen Unfallabläufe mit und ohne Schmelzerückhaltung im RDB, allerdings im Fall eines Schmelzeaustritts nur mit intaktem Core Catcher (ohne MCCI). Die Freisetzungskategorien RC101, RC102, RC200 und RC201 sind deshalb nicht direkt mit „FKJ – Sicherheitsbehälter intakt“ beim Konvoi vergleichbar, dies wird auch in der Gegenüberstellung in Tab. 3.13 deutlich.

Tab. 3.13 Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – Schmelzerückhaltung und intakter Sicherheitsbehälter

Freisetzungskategorie		Vergleich der	
EPR	Konvoi-DWR Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.	Freisetzungsanteile	Freisetzungsverläufe
SB intakt: RC101 RC102	FKJ – SB intakt; beim Konvoi ist ein dauerhaft intakter SB unter Kernschadensbedingungen nur bei begrenztem Kernschaden mit Schmelzerückhaltung im RDB möglich	Werte für Cs und Te liegen beim Konvoi leicht niedriger als RC102, (gasförmiges) Jod hingegen ca. 5-fach und Edalgase ca. 100-fach höher für Konvoi als RC101, aber Jod 1000-fach niedriger als für RC200 oder RC201	Freisetzung direkt nach Kernschaden (Konvoi) bzw. 2,1 h (RC101), Dauer: - Konvoi 480 h, - EPR-RC101 19 h, - RC200 und RC201 0,3 h
Schmelzerückhaltung: RC200 RC201			

Frühes Versagen des Sicherheitsbehälters oder fehlender Gebäudeabschluss

Ein fehlender Gebäudeabschluss, ein frühes Sicherheitsbehälter-Leck oder -Versagen ergeben sich unabhängig von der Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Die Freisetzungskategorien zu einer frühen Freisetzung aus einem Konvoi-DWR im Vergleich zum EPR sind in Tab. 3.14 dargestellt. Mögliche Gründe für ein frühes Versagen des Sicherheitsbehälters sind:

- eine frühe Beschleunigung der Wasserstoffverbrennung (early hydrogen flame acceleration) – RC30X,
- ein direktes Aufheizen des Sicherheitsbehälters (direct containment heating) – nur für RDB-Versagen bei > 20 bar – RC40X,
- Hochschießen des RDB (vessel rocketing) – nur bei RDB-Versagen unter hohem Druck möglich – RC40X,
- Wasserstoffverbrennung (hydrogen combustion) – RC40X.

Ein Druckanstieg bis zum Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters ist in der frühen Phase des Unfalls nicht zu erwarten, weshalb die Möglichkeit zur gefilterten Druckentlastung im finnischen EPR auf die Unfallabläufe der Freisetzungskategorien RC20X, RC30X und RC40X keinen Einfluss hat.

Tab. 3.14 Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – frühes Versagen des Sicherheitsbehälters oder fehlender Gebäudeabschluss

Freisetzungskategorie		Vergleich der	
EPR	Konvoi-DWR Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.	Freisetzungsanteile	Freisetzungsverläufe
RC203	FKB – Sicherheitsbehälter ohne Gebäudeabschluss	Freisetzungsanteile für Cs, Te und I sind beim Konvoi leicht höher, Edelgase sind nahezu gleich	Freisetzung direkt nach Kernschaden (Konvoi) bzw. 1 h nach Kernschaden (EPR), Dauer: - Konvoi 3,5 h, - EPR 5,4 h
RC206	SB frühes Leck	Etwa 4-fach höhere Werte für Edelgase beim Konvoi, Freisetzungsanteile für I, Cs und Te nahezu gleich	Freisetzung ca. 1 h nach Kernschaden (Konvoi und EPR), Dauer: - EPR 6,6 h, - Konvoi 24 h

Freisetzungskategorie		Vergleich der	
EPR	Konvoi-DWR Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.	Freisetzungsanteile	Freisetzungsverläufe
RC302 RC402	FKA – SB-Versagen früh, zeitlich bewegt sich diese Freisetzungskategorie zwischen RC302 und RC402	Etwa 10- bis 100-fach höhere Werte für I, Cs und Te beim Konvoi, Edelgase nahezu gleich	Freisetzung ca. 3,5 h nach Kernschaden (Konvoi) bzw. 1,2 h (RC302) oder 4,6 h (RC402) beim EPR, Dauer beim Konvoi mit 0,1 h viel kürzer als beim EPR mit 3 h oder 6 h

Druckentlastung des Sicherheitsbehälter oder spätes Versagen

Es werden zwei Versagensmechanismen des Sicherheitsbehälters unterschieden. Eine Möglichkeit ist ein unkontrollierter Druckanstieg zu einer Gefährdung und einem möglichen Versagen, dies führt in die Freisetzungskategorien RC50X. Ein weiterer Versagensmechanismus ist ein bodennahes Versagen am Fundament, welches zu RC602 führt. Die EPR-Anlagen ohne gefilterte Druckentlastung können für die Szenarien mit unkontrolliertem Druckanstieg mit den Freisetzungskategorien FKE (Sicherheitsbehälter-Versagen) und FKF (Venting Filterschaden) beim Konvoi-DWR verglichen werden, Tab. 3.15. Strenggenommen stellt jegliche Druckentlastung mit Abgabe in die Umgebung eine Umgehung und damit ein Versagen der Barrierefunktion des Sicherheitsbehälters dar. Allerdings ist die Filterwirkung bei der gefilterten Druckentlastung in den Freisetzungsmengen zu berücksichtigen. Für die Freisetzungskategorien FKF (Venting Filterschaden) ist zu beachten, dass diese Freisetzung über den Kamin erfolgt und deshalb die Freisetzung in einer anderen Höhe erfolgt.

Die Freisetzungskategorien FKE (Sicherheitsbehälter-Versagen) und MCCI-Leck beim Konvoi-DWR sind nahezu identisch. Die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung, die im finnischen EPR realisiert wurde, führt zur Einführung zusätzlicher Freisetzungskategorien RC50XV, RC50XVD und RC50XVF, siehe Tab. 3.15. Zu entsprechenden Freisetzungskategorien konnten keine Informationen gewonnen werden, weshalb ein Vergleich mit dem Konvoi nicht möglich ist bzw. die entsprechenden Konvoi-Freisetzungskategorien auf den finnischen EPR übertragen wurden, was in den Abschnitten 3.5.2 und 3.5.3 dokumentiert ist.

Tab. 3.15 Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – Druckentlastung des Sicherheitsbehälters oder spätes Versagen

Freisetzungskategorie		Vergleich der	
EPR	Konvoi-DWR Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.	Freisetzungsanteile	Freisetzungsverläufe
RC502	FKE – SB-Versagen spät, FKF – Venting Filterschaden	Etwa 20-fach höhere Werte für I beim Konvoi, Cs, Te und Edelgase nahezu gleich	Freisetzung nach ca. 60 h (Konvoi und EPR), Dauer: - Konvoi ca. 24 h, - EPR 10 h
RC602	FKE – SB-Versagen spät, MCCI-Leck	Etwa 10-fach höhere Freisetzungsanteile für CsI beim Konvoi, Te ca. 100-fach höher, Edelgase nahezu gleich	Freisetzung nach ca. 200 h (Konvoi) bzw. 216 h (EPR), Dauer: - Konvoi ca. 24 h, - EPR 6 h
NEU: RC502V	FKI – Venting gefiltert auf Kaminhöhe	–	–
NEU: RC502VD	FKH – Venting gefiltert auf Dachhöhe	–	–
NEU: RC502VF	FKF – Venting Filterschaden	–	–

Dampferzeugerheizrohrleck

Im Falle eines DEHEIRO-Lecks mit fehlendem Abschluss des betroffenen Dampferzeugers ist keine wesentliche Rückhaltung der Radionuklide anzunehmen. Die Unterschiede der entsprechenden Quellterme des Konvoi-DWRs und des EPRs sollten aus diesem Grund gut vergleichbar sein. Beim Konvoi-DWR ergibt sich nach einem DEHEIRO-Leck der Größe zwischen 6 cm² (doppelter Querschnitt eines Heizrohres) und 12 cm² ein Kernschaden bei mittlerem Kühlmitteldruck im RDB, also höher als 9 bar. Zusätzlich ist die Absperrung des verunfallten Dampferzeugers nicht erfolgreich /LIN 01/.

Beim EPR ist zunächst auf den Unterschied bzgl. dem maximalen Einspeisedrucks der Sicherheitseinspeisepumpen zu verweisen. Der Einspeisedruck der Mitteldruckpumpen ist geringer als der Ansprechdruck der MSSVs, was die Wahrscheinlichkeit für einen Radionuklidaustritt über den verunfallten Dampferzeuger reduziert. Als konservative Annahme wird für die Leckgröße der doppelte Querschnitt eines Heizrohres angenommen. Drei Minimalschnitte bilden insgesamt 43,5 % der Kernschadenzustände nach einem DEHEIRO-Leck (auslösend oder induziert) ab /NRC 13/. Die Minimalschnitte berücksichtigen einen Ausfall des MSIV des verunfallten Dampferzeugers und ein Versagen der Betriebsmannschaft zur Inbetriebnahme der Nachkühlung. Die intakten Dampferzeu-

ger werden über das An- und Abfahrssystem bespeist. Der Kernschadensendzustand ist SG2, was bedeutet, dass die Freisetzung entsprechend RC701 zu erwarten ist, da in der PSA der Stufe 2 keine mitigativen Maßnahmen vorgesehen sind /NRC 13/. Eine ähnliche thermohydraulische Rechnung zum Konvoi liegt vor, diese ist gekennzeichnet mit '6 cm² DE-Leck FD-Ventil offen' in /SON 01/, allerdings berücksichtigt diese die anstehenden Notkühlkriterien und keine Bespeisung der intakten Dampferzeuger. Ein Abschmelzen des Kerns wird ca. 21,5 h nach Eintritt des auslösenden Ereignisses erwartet.

Tab. 3.16 Vergleich der Freisetzungskategorien zwischen Konvoi und EPR – Dampferzeugerheizrohrleck

Freisetzungskategorie		Vergleich der	
EPR	Konvoi-DWR Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.	Freisetzungsanteile	Freisetzungsverläufe
RC701	FKC – DEHEIRO-Leck, bedeckt	etwa 10-fach höhere Freisetzungsanteile für alle Radionuklide beim Konvoi	Freisetzung nach ca. 25 h (Konvoi und EPR), Dauer: - Konvoi ca. 3 h, - EPR 4 h
RC702	FKA – DEHEIRO-Leck, unbedeckt	etwa 5-fach höhere Freisetzungsanteile für Jod und Aerosole, 10-fach höhere Freisetzungen für Edelgase	Freisetzung nach ca. 20 h (Konvoi), bzw. 25 h (EPR), Dauer jeweils ca. 4 h

3.5.2 Sicherheitsbehälter-Druckentlastung – Probabilistischer Teil

Die Radionuklidfreisetzungsmengen für Unfallabläufe mit spätem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters können mit Hilfe eines Systems zur gefilterten Druckentlastung verringert werden. Ein erfolgreiches Venting ersetzt die Freisetzungskategorien RC501, RC502, RC503 und RC504 durch RC501V, RC502V, RC503V und RC504V. Allerdings kann der ordnungsgemäße Betrieb des Ventingsystems durch einen Wasserstoffbrand oder dem Versagen der Filter gestört werden, was zu den Freisetzungskategorien RC50XVD und RC50XVF führt. Die Modellierung der Ausfallmöglichkeiten ist in Abb. 3.8 dargestellt. Insgesamt ergeben sich vier weitere Nutzerfragen (die Frage zur Langzeitgefährdung des Sicherheitsbehälters ist bereits Bestandteil des BBN) und zwölf zusätzliche Freisetzungskategorien. Die Logik des BBN und die Tabellen der Knoten basieren auf der Logik des Modells zum generischen Konvoi-DWR sowie auf Experteneinschätzungen.

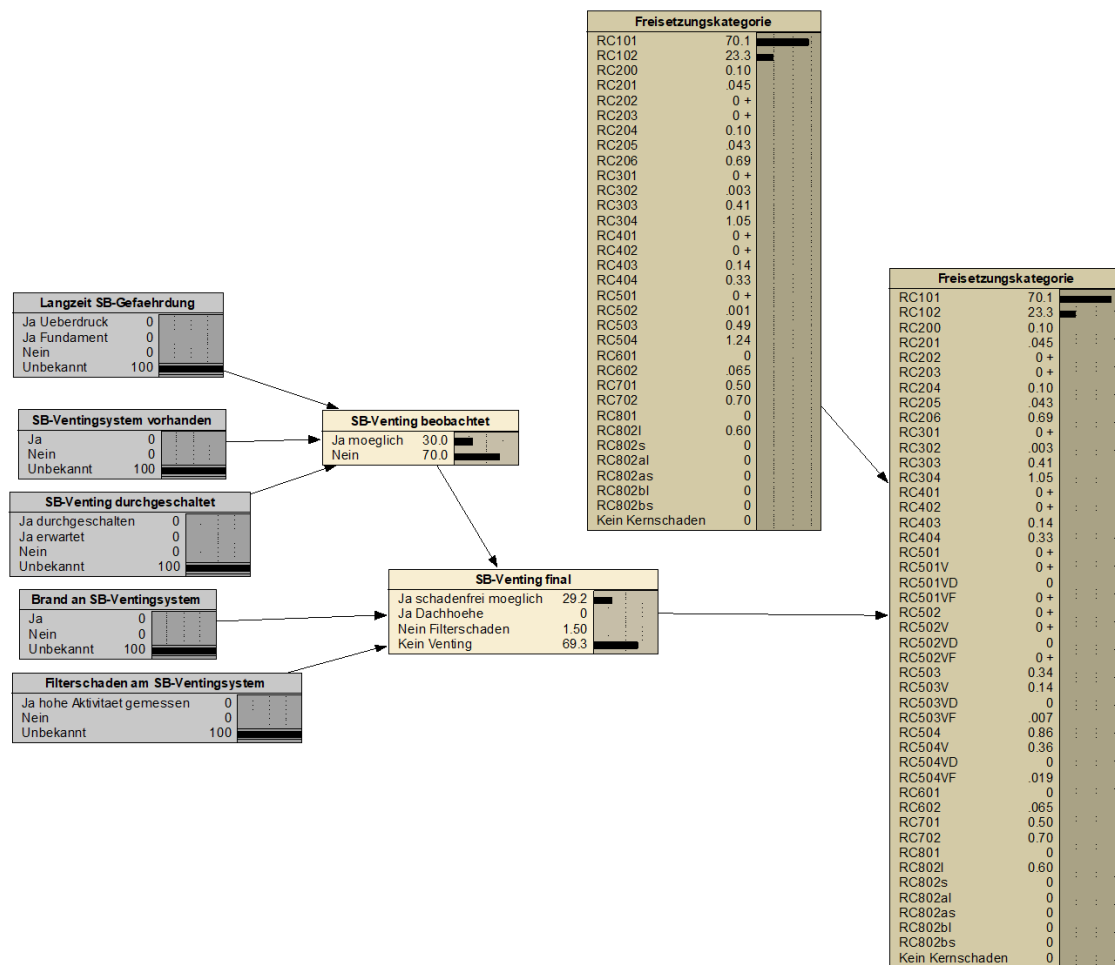


Abb. 3.8 Erweiterung des BBN um die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

3.5.3 Sicherheitsbehälter-Druckentlastung – Deterministischer Teil

Zum Filtersystem des finnischen EPR zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters liegen bisher keine vollständig ausreichenden Informationen vor. Allerdings sind im Fachbericht „Status Report on Filtered Containment Venting“ der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) /NEA 14/ Hinweise zum eingebauten Filtersystem vorhanden. In diesem Bericht ist vermerkt, dass in den finnischen EPR Olkiluoto, Block 3 ein System zur gefilterten Druckentlastung mit einem ähnlichen Betrieb wie die Systeme in den Anlagen Olkiluoto, Block 1 und 2 eingebaut werden soll. Diese Anlagen mit Siedewasserreaktoren verfügen über Systeme zur gefilterten Druckentlastung mit einer zweistufigen Filtereinheit aus einem Nasswäscher mit Natriumhydroxid und Natriumthiosulfat mit Tropfenfänger sowie einem Edelstahlfaserfilter. Die Filterrückhaltefaktoren sind mit 99,9 % für Aerosolteilchen und 99 % für gasförmiges Jod sowie mit 60 – 80 % für orga-

nisches Jod angegeben. Die Systeme werden über Handmaßnahmen aktiviert. Der Anlagenhersteller Framatome gibt für ein zweistufiges Filtersystem mit Venturi-Wäscher und Edelstahlfaserfilter Rückhaltefaktoren von 99,99 % für Aerosole und von mehr als 99,5 % für gasförmiges Jod (elementar und organisch) an /FRA 24/.

Für die neuen Freisetzungskategorien wird zunächst einmal ein analoger Freisetzungsvverlauf in der ersten Phase der Freisetzung angenommen, entsprechend den Kategorien RC501 bis RC504. Die Freisetzungsvverläufe in der zweiten Phase der Freisetzung sind beim Konvoi-DWR ähnlich zu den Freisetzungsvverläufen von RC501 und RC502. Sie beginnen für FKI (Venting gefiltert auf Kaminhöhe), FKH (Venting gefiltert auf Dachhöhe) und FKF (Venting Filterschaden) nach ca. 60 h.

Die Dauer der Freisetzungen beim Konvoi-DWR ist mit ca. 30 h allerdings deutlich länger als beim EPR mit 10 h. Es ist plausibel, dass eine dauerhafte Öffnung, die durch einen Überdruckzustand entsteht, eine schnellere Freisetzung ermöglicht als ein entsprechend dem Druckverlauf im Sicherheitsbehälter periodisch durchgeführtes Venting. Deshalb sollen die neu definierten Freisetzungskategorien für den EPR mit Ventingsystem eine längere Freisetzungsphase von 30 h berücksichtigen.

Die Freisetzungsvverläufe beim EPR mit intaktem Core Catcher, RC503 und RC504, dauern mit 40 h bereits länger. Es wird angenommen, dass die Verzögerungen bei der Freisetzung mit der Funktion des Core Catchers zusammenhängen und sich der Freisetzungsvverlauf durch eine periodische Druckentlastung nicht wesentlich verzögert. Die Randbedingungen für die Freisetzungen sind in Tab. 3.17 zusammengefasst. Zusätzlich ist berücksichtigt, dass es durch einen Wasserstoffbrand im Ventingsystem zu einer Freisetzung auf Gebäudehöhe (35,7 m) kommen kann.

Tab. 3.17 Freisetzungsvverläufe und Freisetzungshöhen der neuen EPR Freisetzungskategorien in der Phase 2 mit Berücksichtigung eines Ventingsystems

Freisetzungskategorien	Beginn der Freisetzung [h]	Dauer der Freisetzung [h]	Freisetzungshöhe [m]
RC501V, RC501VF, RC502V, RC502VF	60	30	160 (Kamin)
RC501VD, RC502VD	60	30	35,7
RC503V, RC503VF, RC504V, RC504VF	85	40	160 (Kamin)
RC503VD, RC504VD	85	40	35,7

Die Freisetzungsanteile sind mit einer Filterwirkung mit den Rückhaltefaktoren von 99,9 % für Aerosolteilchen, 99 % für gasförmiges Jod und 60 % für organisches Jod berechnet. Die Radionuklide Tellur und Cäsium treten als Aerosole aus. Für die Edelgase wird keine weitere Rückhaltung bzw. keine Filterwirkung berücksichtigt. Die Ergebnisse finden sich in der nachfolgenden Tab. 3.18.

Tab. 3.18 Freisetzungsanteile für die neuen EPR-Freisetzungskategorien der Phase 2 des Freisetzungsverlaufs

Freisetzungs- kategorien	Freisetzungsanteile [%]					
	Edelgase (Xe, Kr)	Jod			Tellur	Cäsium
		Aerosole	Elementar	Organisch		
RC501V, RC501VD	78,2	5,6 E-06	1,0 E-03	4,4 E-03	3,8 E-06	2,7 E-06
RC501VF, (RC501)	78,2	5,6 E-03	1,0 E 01	1,1 E-02	3,8 E-03	2,7 E-03
RC502V, RC502VD	99,5	5,1 E-05	8,9 E-04	4,0 E-03	6,6 E-06	4,1 E05
RC502VF, (RC502)	99,5	5,1 E-02	8,9 E-02	9,9 E-03	6,6 E-03	4,1 E-02
RC503V, RC503VD	100,0	1,0 E-05	1,3 E-03	5,6 E-03	4,3E-06	2,7 E-06
RC503VF, (RC503)	100,0	1,0 E-02	1,3 E-01	1,4 E-02	4,3 E-03	2,7 E-03
RC504V, RC504VD	100,0	3,2 E-05	1,1 E-03	4,8 E-03	6,0 E-06	6,9 E-06
RC504VF, (RC504)	100,0	3,2 E-02	1,1 E-01	1,2 E-02	6,0 E-03	6,9 E-03

4 Zusammenfassung und Ausblick

Ein Unfall am Standort eines Kernkraftwerks erfordert eine zuverlässige und schnelle Lagebeurteilung sowie eine Prognose zum weiteren Unfallverlauf, damit der Situation entsprechende Notfallmaßnahmen eingeleitet und die Bevölkerung über die wichtigsten Erkenntnisse informiert werden kann. Das Quelltermprognosetool FaSTPro dient der GRS als Werkzeug für eine Prognose des möglichen Unfallverlaufs sowie der möglichen Menge und des zugehörigen Zeitverlaufs (in Phasen) einer Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt. Die jeweilige Menge und der entsprechende Zeitverlauf der Radionuklidfreisetzung werden dabei auch als Quellterm bezeichnet. FaSTPro gibt dabei den wahrscheinlichsten und radiologisch folgeschwersten zu erwartenden Quellterm aus. Es unterstützt und vereinfacht dabei wesentlich die Arbeiten im Notfallzentrum der GRS, wie beispielsweise die Bewertung der Plausibilität von Quelltermen der Anlagenbetreiber.

Gegenstand des vorliegenden Berichts waren im Wesentlichen drei Erweiterungen und Verbesserungen des GRS-Werkzeugs FaSTPro, die nachfolgend kurz zusammengefasst sind.

Die erste Aufgabe bestand darin, alle radioaktiven Quellen an einem Kernkraftwerkstandort in FaSTPro zu implementieren, damit im Fall eines auslösenden Ereignisses, welches mehrere Gebäude betrifft, ein Gesamtquellterm ausgegeben werden kann. In diesem Zusammenhang wurden FaSTPro-Versionen für das Hilfsanlagegebäude bei DWR-Reaktoren, das Reaktorgebäude von SWR-Reaktoren, das Standortzwischenlager und das nukleare Abfalllager am Standort erstellt. Als auslösende Ereignisse können nun ein unfallbedingter Flugzeugabsturz, eine langandauernde Überflutung, extreme Gebäudelasten durch Wind und Schnee oder eine anderweitige Ursache für einen Gebäudeeinsturz in der Prognose berücksichtigt werden.

Auch Kombinationen übergreifender Einwirkungen werden mittlerweile in FaSTPro berücksichtigt. Eine Kombination mit einem internen Brand oder einer internen Überflutung im Hilfsanlagen- oder Reaktorgebäude betrifft im Wesentlichen die Freisetzungshöhe der Spaltprodukte. Die neuen FaSTPro-Versionen können, sofern möglich und vorhanden, mit den FaSTPro-Versionen für DWR und SWR im Leistungs-, Nichtleistungsbetrieb und den Brennelementlagerbecken kombiniert werden. Eine Analyse mehrerer Reaktorblöcke mit DWR oder SWR an einem gemeinsamen Standort ist methodisch ebenfalls möglich.

Einige Aspekte der Kombination mehrerer Quellterme sollten in Zukunft noch weiter ausgearbeitet werden, so unter anderem die automatische Angleichung des Zeitpunkts des auslösenden Ereignisses der verschiedenen Radionuklidquellen am Standort (beispielsweise tritt ein Erdbeben am gesamten Standort gleichzeitig auf), um etwaige Eingabefehler zu vermeiden. Auch eine Zusammenstellung ausländischer Kernkraftwerksstandorte in Grenznähe zu Deutschland mit ihren jeweiligen Reaktorblöcken und weiteren Radionuklidquellen könnte darüber hinaus zu einer erleichterten und fehlervermeidenden Eingabe beitragen. Letzteres ließe sich längerfristig auf alle Standorte mit Leistungs- oder größeren Forschungsreaktoren in Europa oder sogar weltweit ausweiten.

Eine weitere Verbesserung des Quelltermprognosewerkzeugs FaSTPro bestand darin, das Softwaretool, welches in der Programmiersprache Python 2.7 entwickelt wurde, auf die aktuelle Python-Version 3.11 zu aktualisieren. Als Basis für die Bereitstellung grundlegender Programmfunktionen von FaSTPro wird in diesem Zusammenhang das von der GRS entwickelte Werkzeug ATLASneo zur Visualisierung thermohydraulischer Simulationsergebnisse /BEH 22/ 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 Ergebnisse von schnelligkeitsoptimierten Simulationensdatensätzen in AC² könnten auf der gleichen Plattform (in ATLASneo) ausgelesen und als Eingabe in FaSTPro überführt werden. FaSTPro würde damit zu einem Quelltermprognosewerkzeug auf Grundlage eines schnellablaufenden AC²-Unfallcodes.

Eine weitere Zielsetzung bestand in der Erweiterung von FaSTPro für einen Druckwasserreaktor neuer Bauart vom Typ EPR. Die Erweiterungen von FaSTPro basierten dabei weitgehend auf veröffentlichten PSA-Ergebnissen aus den Zulassungsverfahren für solche Reaktoren in den USA und in Großbritannien. Die Ergebnisse lassen sich allerdings auch auf eine grenznahe DWR-Anlage neuer Bauart, dem EPR in Flamanville (Frankreich), übertragen. In diesem Zusammenhang zeigte sich, dass FaSTPro bzgl. der vorhandenen Freisetzungskategorien um Freisetzungen bei verfügbarem Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter (RadionuklidAuswaschung) und um solche bei Anlagen mit der Funktion eines Core Catchers erweitert werden musste.

Darüber hinaus wurden die Freisetzungskategorien um eine Schmelzerückhaltung im RDB und um den Kühlmittelverlust eines angeschlossenen Systems (entsprechende

Freisetzungskategorien fehlen in vorherigen FaSTPro-Versionen aufgrund sehr niedriger Eintrittshäufigkeiten) erweitert.

Zusätzlich wurde für den finnischen EPR die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung in FaSTPro berücksichtigt, die auf den deutschen FaSTPro-Versionen beruht. Die EPR-Version von FaSTPro basiert dabei auf einer neuen BBN-Struktur. In den bisherigen Versionen des Softwaretools werden die thermohydraulischen Unfallanalysen in das BBN mit Wahrscheinlichkeiten einbezogen. Da für den EPR die genauen Rechenergebnisse nicht öffentlich zugänglich sind, orientiert sich das BBN stark an den bereits veröffentlichten Unfallablaufdiagrammen der PSA der Stufen 1 und 2. Die Nutzerfragen zielen direkt auf die Systemverfügbarkeiten ab.

Hier ist es in Zukunft wünschenswert, eine Analyse dahingehend durchzuführen, welche Fragen am besten mit den im GRS-Notfallzentrum eingehenden Informationen beantwortet werden können. Damit könnte die Schnittstelle zum Anwender noch weiter ausgearbeitet werden. Ein Beispiel ist die Bestimmung des auslösenden Ereignisses. In den FaSTPro-Versionen für deutsche Anlagen werden Messgrößen, wie schnell steigender Druck im Sicherheitsbehälter oder ein fallender Druckhalterfüllstand, abgefragt. Dabei handelt es sich um Detailinformationen, die von einem ausländischen Betreiber möglicherweise nicht bekannt gegeben werden. Stattdessen fehlt allerdings eine direkte Eingabe des auslösenden Ereignisses, welches möglicherweise als Information im Notfallzentrum vorliegt und welches in der neu erstellten FaSTPro-Version zum EPR bereits in der Nutzereingabe abgefragt wird.

Literaturverzeichnis

- /ALM 16/ Almomani, B., S. Lee, H. K. Kang: Probabilistic Risk Assessment of Interim Dry Storage Facility Subjected to an Aircraft Impact, Paper in: Proceedings of 13th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference (PSAM13), Seoul, Republik Korea, Oktober 2016, <https://publons.com/journal/325745/proceedings-of-the-international-conference-on-pro>.
- /ALM 17/ Almomani, B., et al.: Development of a Probabilistic Safety Assessment Framework for an Interim Dry Storage Facility Subjected to an Aircraft Crash Using Best-Estimate Structural Analysis, Nuclear Engineering and Technology, Volume 49, S. 411-425, ISSN 1738-5733, Januar 2017, <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.12.013>.
- /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](https://www.edfenergy.com/sites/default/files/sub-chapter_15.4_-_level_2_psa.pdf), letzter Zugriff: 12.11.2024.
- /ARE 13/ AREVA GmbH: Handbuch für mitigative Notfallmaßnahmen (HMN), GKN-II, Erlangen, 2013.
- /ASE 05/ ATOMSTROYEXPORT (ASE): latest News, November 2005, https://web.archive.org/web/20071009131851/http://www.atomstroyexpo.ru/eng/news_arc.htm.
- /ASK 10/ Askarieh, M., M. White: Generic Design Assessment: Disposability Assessment for Wastes and Spent Fuel Arising from Operation of the UK EPR, Part 1: Main Report, Assessment Report, NXA/10747397, Nuclear Decommissioning Authority (NDA), Moor Row, Großbritannien, Januar 2010.
- /ASM 17/ Asmolov, V.G., et al.: New generation first-of-the kind unit – VVER-1200 design features, Nuclear Energy and Technology 3, S. 260-269, 2017.

- /BAB 19/ Babst, S., et al.: Generische Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken im Nachbetrieb, GRS-541, ISBN 978-3-947685-26-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2019, <https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-541.pdf>.
- /BAJ 02/ Bajwa, C. S.: An Analysis of a Spent Fuel Transportation Cask Under Severe Fire Accident Conditions, in: Proceedings of the ASME 2002 Pressure Vessels and Piping Conference. Transportation, Storage, and Disposal of Radioactive Materials. Vancouver, BC, Canada, August 2002.
- /BAS 20/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle – Sicherheit bis zur Endlagerung, Salzgitter, Februar 2020.
- /BEH 22/ Behler, M., et al.: Weiterentwicklung der GRAMOVIS-Anwendungswerkzeuge zur Unterstützung der AC²-Simulationscodes, Abschlussbericht, GRS-664, ISBN 978-3-949088-55-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2022, <https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-664>.
- /BFS 14/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Sicherheitsbericht für Bauarten von Versandstücken zur Beförderung radioaktiver Stoffe, Übersetzung des European PDSR Guide, ISSUE 3, Technischer Leitfaden, Bundesamt für kerntechnische Entsorgung (BfE), Salzgitter, September 2016.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle, Bericht der Bundesrepublik Deutschland für die fünfte Überprüfungskonferenz, Bonn, Mai 2015.
- /BMU 18/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU): Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV), BGBl. I S. 2034, 2036; 2021 I S. 5261, Berlin, 29.11.2018, https://www.gesetze-im-internet.de/strlschv_2018/StrlSchV.pdf, letzter Zugriff: 12.11.2024.

- /DRO 02/ Droste, B., et al.: Safety margins of spent fuel transport and storage casks considering aircraft crash impacts, International Journal of Radioactive Materials Transport 13, S. 313-316, 2002,
[https://www.researchgate.net/publication/237768238_Safety_margins_of_spent_fuel_transport_and_storage_casks_considering_aircraft_crash_i
mpacts#fullTextFileContent](https://www.researchgate.net/publication/237768238_Safety_margins_of_spent_fuel_transport_and_storage_casks_considering_aircraft_crash_impacts#fullTextFileContent).
- /EC 19/ European Commission (EC): STERPS – A rapid response source term indicator based on plant status for use in emergency response,
<https://cordis.europa.eu/project/rcn/58432/factsheet/en>, letzter Zugriff: 24.06.2019.
- /EC 19a/ European Commission (EC): FAST Nuclear Emergency Tools (FASTNET), <https://cordis.europa.eu/project/rcn/198668/factsheet/en>, letzter Zugriff: 10.08.2020.
- /EIS 15/ Eismar, S.: European Pressurized Water Reactor (EPR), Konzeptbeschreibung Neue Reaktoren, GRS-V-3614R01510- 01/2015, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2015.
- /EON 15/ EON Kernkraft: Stilllegung und Abbau des Kernkraftwerkes Unterweser (KKU) und Betrieb des Lagers für radioaktive Abfälle Unterweser (LUnA), Sicherheitsbericht, Unterweser, Juni 2015,
[https://www.atommuellreport.de/fileadmin/Dateien/pdf/Datenblaetter/Ese
nshamm/Sicherheitsbericht_KKU_LUnA_18.06.2015.pdf](https://www.atommuellreport.de/fileadmin/Dateien/pdf/Datenblaetter/Esenhamm/Sicherheitsbericht_KKU_LUnA_18.06.2015.pdf), letzter Zugriff: 12.11.2024.
- /EON 16/ EON Kernkraft: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, Stilllegung und Abbau, Sicherheitsbericht, Grafenrheinfeld, Mai 2016.
- /ESK 13/ Entsorgungskommission (ESK): ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland, Teil 1: Anlagen der Brennstoffversorgung, Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente, Endlager für radioaktive Abfälle, Stellungnahme, Bonn, März 2013.

- /ESK 13a/ Entsorgungskommission (ESK): ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland, Teil 2: Lager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, stationäre Einrichtungen zur Konditionierung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle, Endlager für radioaktive Abfälle, Stellungnahme, revidierte Fassung, Bonn, Oktober 2013.
- /FRA 24/ Framatome GmbH: Filtered Containment Venting System-FCVS Standard, Efficient Containment Pressure and Activity Release Limitation, PS-G-0653-ENG-202403, Erlangen, 2024,
https://www.framatome.com/solutions-portfolio/docs/default-source/default-document-library/product-sheets/a0653-p-ge-g-en-202403-fcvs-standard.pdf?sfvrsn=18a03ed_0.
- /GRE 13/ Greene, S. R., J. S. Medford, S. A. Macy: Storage and Transport Cask Data for Used Commercial Nuclear Fuel, 2013 U.S. Edition, ATI-TR-13047, Advanced Technology Insights, LLC, Knoxville, TN, USA, August 2013.
- /HAG 17/ Hage, M., H. Löffler: Weiterentwicklung eines Analysewerkzeugs zur Quelltermprognose, Technischer Fachbericht, GRS-455, ISBN 978-3-946607-37-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2017,
<https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-455.pdf>.
- /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., S. Johst, M. Obergfell: 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, Oktober 2020.

- /HEI 12/ Heinzel-Große, S., et al.: Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines KKW befindenden 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.
- /HMU 20/ Hessisches Ministerium für Umwelt, Klimaschutz, Landwirtschaft und Verbraucherschutz (HMU): Staatliche Aufsicht über den Abbau des Kernkraftwerkes Biblis und den Betrieb der Einrichtungen der BGZ am Standort Biblis, Jahresbericht 2020, Wiesbaden, 2020.
- /IAE 09/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series, No. NW-T-1.18, STI/PUB/1363, ISBN 978-92-0-110808-1, Wien, April 2009.,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1363_web.pdf.
- /JAQ 15/ Jacquemain, D.: Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents Current State of Knowledge, Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucleaire (IRSN), Paris, 2015.
- /KKE 99/ Kernkraftwerke Lippe-Ems GmbH: Kurzbeschreibung des Standort-Zwischenlagers Lingen am Kernkraftwerk Emsland, Lingen, Juli 1999.
- /KOW 21/ Kowalik, M., M. Hage, S. Johst: Weiterentwicklung der Modell- und Datenbasis zur Durchführung von Unfallanalysen für die Fortschreibung eines einheitlichen Ereignisbaums, GRS-641, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2021,
https://www.grs.de/sites/default/files/2021-11/GRS-Bericht_641.pdf.

- /KOW 22/ Kowalik, M., M. Obergfell: Optimierung der bestehenden Unfallanalysen hinsichtlich der Jodfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, Abschlussbericht zum Arbeitspaket AP7 des Vorhabens 4719R01370, GRS-677, ISBN 978-3-949088-68-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2022, <https://www.grs.de/sites/default/files/2022-07/GRS-677.pdf>.
- /LAN 07/ Landman, C.: Fix Data nuclides, near range nuclides, and far range nuclides, in RODOS PV6final, RODOS(RA1)-TN(02)-04, Draft Version 2.0, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Institut für Kern- und Energietechnik, Karlsruhe, August 2007, https://resy5.ites.kit.edu/RODOS/Documents/Public/HandbookV6f/Volume3/QT_User_v200.pdf, letzter Zugriff :16.11.2024.
- /LEB 15/ Leberecht, M., et al.: Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO), WINO II, GRS-A-3820, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2015.
- /LEB 18/ Leberecht, M., et al.: Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO), GRS-A-3933, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2018.
- /LIN 01/ von Linden, J., et al.: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, Entwurf zur Kommentierung, GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching, Oktober 2001, <https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-175-bewertung-des-unfallrisikos-fortschrittlicher-druckwasserreaktoren>.
- /LOE 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) mbH, Köln, Oktober 2010.
- /LOE 15/ Löffler, H., et al.: Unfallanalyse nach Einwirkungen von außen und im Nichtleistungsbetrieb – Unfallanalysen bis zur Bestimmung von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung für einen DWR – Fachband 2, GRS-A-3856, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2015.
- /LOE 15a/ Löffler, H., et al.: Unfallanalyse nach Einwirkungen von außen und im Nichtleistungsbetrieb – Unfallanalysen bis zur Bestimmung von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung für einen SWR – Fachband 3, GRS-A-3857, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, September 2015.
- /LOE 17/ Löffler, H., et al.: Ergänzung der Quellterm-Datenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus Brennelement-Lagerbecken in Kernkraftwerken, Zusammenfassender Abschlussbericht, GRS-A-3881, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Februar 2017.
- /LOE 18/ Löffler, H., et al.: Ergänzung der bestehenden PSA der Stufe 2 um Ereignisbaumstruktur, -quantifizierung und mitigative menschliche Handlungen, GRS-489, ISBN 978-3-946607-74-8, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, März 2018, https://www.grs.de/sites/default/files/publications/grs-489_online.pdf.

- /LOF 10/ Lo Frano, R., G. Pugliese, G. Forasassi: Thermal analysis of spent fuel cask in different transport conditions, Energy, Volume 36, S. 2285-2293, ISSN 0360-5442, <https://doi.org/10.1016/j.energy.2010.01.041>.
- /LR 19/ Lloyds Register: RASTEP (Rapid Source Term Prediction), <https://www.lr.org/en/rastep/>, letzter Zugriff: 10.08.2020.
- /MUE 95/ Müller, W., U. Oppermann, W. Wurtinger: Aktivitätsbestimmung an Betriebsabfällen aus Leichtwasserreaktoren über Korrelationen, GRS-A-2129, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juli 1995.
- /MUE 99/ Müller, W.: Vorstudie zur Bestimmung von Korrelationsfaktoren für Betriebsabfälle in Schweizer Kernkraftwerken, GRS-A-2698, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, März 1999.
- /NEA 14/ Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI): Status Report on Filtered Containment Venting, NEA/CSNI/R(2014)7, Paris, Juli 2024, <https://login.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2021-02/csni-r2014-7.pdf>, letzter Zugriff: 11.11.2024.
- /NIT 06/ Nitschke, H., et al.: Erfassung, fachliche Aufbereitung und datentechnische Verarbeitung technischer Informationen über kerntechnische Anlagen zur fachlichen Unterstützung im Rahmen bundesaufsichtlicher Fragestellungen (Technisches Dokumentationssystem – TECDO), Abschlussbericht zum Vorhaben SR2456, GRS-A-3334, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2006.
- /NKS 12/ Nordic Nuclear Safety Research (NKS): Using Bayesian Belief Network (BBN) Modelling for Rapid Source Term Prediction – RASTEP Phase 1, Sundbyberg, Schweden, September 2012.

- /NOR 20/ Norsys Software Corporation: Belief Networks and Decision Networks, Norsys, <https://www.norsys.com/belief.html>, letzter Zugriff: 05.10.2020.
- /NRC 12/ United States Nuclear Regulatory Commission (NRC): US-EPR Technology Manual, Chapter 5.0, Safety-Related Systems, NRC, United States Nuclear Regulatory Commission (NRC), Washington, DC, USA, April 2012. <https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11220A235.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>.
- /POS 21/ Poškas, R., et al.: A numerical study of thermal behavior of CASTOR RBMK-1500 cask under fire conditions, Nuclear Engineering and Design Volume 376, 111131, ISSN 0029-5493, Februar 2021, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111131>.
- /PRE 21/ Preussen Elektra: Kernkraftwerk Grohnde, Stilllegung und Abbau, Kurzbeschreibung, Grohnde, März 2021, https://www.umwelt.niedersachsen.de/download/167905/1.8_Kurzbeschreibung_Stilllegung_und_Abbau_Kernkraftwerk_Grohnde_Maerz_2021.pdf, letzter Zugriff: 11.11.2024.
- /PUG 10/ Pugliese, G., R. Lo Frano, G. Forasassi: Spent fuel transport cask thermal evaluation under normal and accident conditions, Nuclear Engineering and Design 240, S. 1699-1706, Februar 2010.
- /RIC 19/ Richter, C., et al.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen und Durchführung von Schulungen für die Notfallorganisationen des BfS und des BMUB, Fachlicher Abschlussbericht zum Vorhaben 3615S62506, GRS-A-3964, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln, Juli 2019.

- /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/sites/default/files/publications/grs-610.pdf>.
- /SCH 00/ Schwarz, G., et al.: Analysen zur bestimmungsgemäßen Beförderung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente, interne Kommunikation, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, August 2000.
- /SIT 17/ Sittering, P.: Kraftwerk Biblis transparent: Zwischenlagerung von Rückbauabfällen am Standort im Fokus, Impulsvortrag, RWE Power Kraftwerk Biblis, Mai 2017, <https://www.rwe.com/-/media/RWE/documents/01-der-konzern/betriebsstandorte/biblis-transparent/2017/Vortrag-Fokustag-Zwischenlagerung-30-Mai-2017.pdf>, letzter Zugriff: 11.11.2024.
- /SOG 10/ Sogalla, M., et al.: Katalog für Übungsszenarien und Übungsdokumentation für behördliche Notfallschutzorganisationen, Abschlussbericht zum Vorhaben 3607S04558, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Oktober 2010.
- /SOG 12/ Sogalla, M., et al.: Katalog von Übungsszenarien und Übungsdokumentation für behördliche Notfallschutzorganisationen – Vorhaben 3607S04558, Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-RESFOR-47/12, Salzgitter, Februar 2012, https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-201201317249/3/BfS_2012_3607S04558.pdf.
- /SON 01/ Sonnenkalb, M., et al.: Unfallanalysen für DWR vom Typ Konvoi (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4, GRS-A-2954, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, 2001.

- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK): Erläuterungsbericht zum Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen – Begründungen, Modelle, Daten und Programme, Heft 38, Bonn, September 2004.
- /ZIN 19/ Zinet, M., et al.: Spent fuel transportation cask under accidental fire conditions: Numerical analysis of gas transport in shielding materials, Progress in Nuclear Energy, Volume 117, 103045, ISSN 0149-1970, November 2019, <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.103045>.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 1.1	Exemplarischer zeitlicher Verlauf einer Freisetzung eines prognostizierten Quellterms	2
Abb. 1.2	Nutzeroberfläche für die FaSTPro-Nichtleistungsbetriebsversion für Druckwasserreaktoren (DWR) /ROE 20/	4
Abb. 2.1	FaSTPro für ein nukleares Abfalllager mit grafischer Ausgabe des Quellterms rechts; die Balken repräsentieren dabei eine Auswahl der freigesetzten Radionuklide.....	14
Abb. 2.2	Standortzwischenlager nach dem STEAG Konzept /BAS 20/	19
Abb. 2.3	Standortzwischenlager nach dem WTI-Konzept /BAS 20/	19
Abb. 2.4	Tunnellager Neckarwestheim /BAS 20/	20
Abb. 2.5	Castor®-Behälter V/19 /BAS 20/	21
Abb. 2.6	Maximale Verformungen an den Dichtungen eines Brennelementlagerbehälters nach Brandeinwirkung über eine Stunde /DRO 02/	27
Abb. 2.7	Ungefähre betroffene Fläche eines Abfalllagers für die Abfallmenge aus zehn Betriebsjahren, Grundlage ist eine Abbildung aus /SIT 17/	40
Abb. 2.8	BBN für das Hilfsanlagegebäude (DWR)	46
Abb. 2.9	BBN für ein SWR-Reaktorgebäude.....	47
Abb. 2.10	BBN für ein Abfalllager.....	49
Abb. 2.11	BBN für ein Standortzwischenlager	51
Abb. 2.12	UML-Diagramm zur Umsetzung der Implementierung von FaSTPro in ATLASneo	56
Abb. 2.13	Screenshot zum neuen FaSTProNeo	57
Abb. 3.1	Übersichtsplan über die EPR-Notfallsysteme aus /NRC 12/	62
Abb. 3.2	Zusammenhang zwischen auslösendem Ereignis, Systemverfügbarkeiten und Kernschadensendzuständen im BBN.....	80
Abb. 3.3	Ereignisablaufdiagramm, nachgebildet aus Daten der PSA der Stufe 2, basierend auf Informationen aus /ARE 12/ und /NRC 13/	85
Abb. 3.4	BBN-Teil zur Bestimmung der Eintrittswahrscheinlichkeiten für die Freisetzungskategorien.....	89

Abb. 3.5	Ereignisbaum zur Beschreibung der Hochdrucksequenz, entsprechend /NRC 13/	90
Abb. 3.6	BBN-Teilnetz des Ereignisbaumes zu #CET1 Hochdrucksequenz.....	91
Abb. 3.7	BBN-Teilnetz #CET1 Hochdrucksequenz nach induziertem Hochdruckversagen von Dampferzeugerheizrohren	91
Abb. 3.8	Erweiterung des BBN um die Möglichkeit einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	106

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Nuklidauswahl für unterschiedliche Radionuklidquellen	10
Tab. 2.2	Radionuklidinventare im DWR-Hilfsanlagengebäude und im SWR-Reaktorgebäude (ohne Brennelementlagerbecken)	16
Tab. 2.3	Aktivitätszusammensetzung ausgedienter Brennelemente in CASTOR®-Transportbehältern nach /ALM 17/ und /SCH 00/	23
Tab. 2.4	Freisetzungsanteile am Inventar nach einem unfallbedingten Flugzeugabsturz auf ein Standortzwischenlager, abgeschätzt aus /ALM 17/	28
Tab. 2.5	Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse aus /EON 15/	30
Tab. 2.6	Zusammenfassung der radiologisch relevanten Ereignisse aus /BAB 19/ bzw. /EON 16/	31
Tab. 2.7	Freisetzungsanteile für unterschiedliche Behälter und Abfallgruppen nach Einwirkungen EK 1 oder EK 3	33
Tab. 2.8	Freisetzungsanteile bei einem fiktiven Flugzeugabsturz auf Betriebs- und Stilllegungsabfälle nach /HEI 12/	34
Tab. 2.9	Freisetzungsanteile und die Zahl der betroffenen Behälter für abdeckende Betrachtungen zu unterschiedlichen Szenarien nach /ESK 13a/	35
Tab. 2.10	Behälterinventare für radioaktiven Abfall in einem Abfalllager an einem Kernkraftwerksstandort nach /HEI 12/ und /MUE 95/	37
Tab. 2.11	Quellterme der Einwirkungsklassen EK 1 und EK 3 für Abfall aus 10 Betriebsjahren nach /HEI 12/	39
Tab. 2.12	Abdeckende Quellterme für die unterschiedlichen Szenarien, nachgerechnet entsprechend der Unfallbeschreibung in /ESK 13a/	41
Tab. 2.13	Übersicht über die möglichen Freisetzungskategorien der unterschiedlichen Anlagenteile an einem Kernkraftwerksstandort (mit Ausnahme von Reaktor und Brennelementlagerbecken)	43
Tab. 3.1	Vergleich der Sicherheitssysteme des EPR mit dem Konvoi nach /EIS 15/	67
Tab. 3.2	Kerninventar eines EPR aus /NRC 13/	69

Tab. 3.3	Auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb und potenzielle Kernschadensendzustände aus den Ergebnissen der PSA der Stufe 1, nach /NRC 13/	73
Tab. 3.4	Maßnahmen zur Störfallbeherrschung	76
Tab. 3.5	Kernschadensendzustände nach /ARE 12/	81
Tab. 3.6	Angenommene Wahrscheinlichkeiten für Ausfälle von Systemfunktionen und für den Nichteintritt von Systemereignissen	83
Tab. 3.7	Vergleich der Eintrittshäufigkeiten (pro Jahr) für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien aus unterschiedlichen Quellen	87
Tab. 3.8	Charakteristischen Zeitspannen zwischen RESA und Kernfreilegung, nach MELCOR-Analysen aus /SON 01/	93
Tab. 3.9	Ergebnisse für charakteristische Unfallsequenzen für die einzelnen Freisetzungskategorien nach /ARE 12/	94
Tab. 3.10	Freisetzungsanteile der wichtigsten Radionuklide aus Reaktorkern und Sicherheitsbehälter für die unterschiedlichen Freisetzungskategorien, aus Daten in /ARE 12/	96
Tab. 3.11	Filter-, Ablagerungs- und Auswaschungswirkungen auf Edelgase, Aerosole und gasförmige Jodverbindungen, aus Daten in /ARE 12/	97
Tab. 3.12	Relative Freisetzungsanteile der unterschiedlichen Jodformen im Quellterm	98
Tab. 3.13	Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – Schmelzerückhaltung und intakter Sicherheitsbehälter	101
Tab. 3.14	Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – frühes Versagen des Sicherheitsbehälters oder fehlender Gebäudeabschluss	102
Tab. 3.15	Vergleich der Freisetzungskategorien von Konvoi-DWR und EPR – Druck-entlastung des Sicherheitsbehälters oder spätes Versagen	104
Tab. 3.16	Vergleich der Freisetzungskategorien zwischen Konvoi und EPR – Dampferzeugerheizrohrleck	105
Tab. 3.17	Freisetzungsverläufe und Freisetzungshöhen der neuen EPR Freisetzungskategorien in der Phase 2 mit Berücksichtigung eines Ventingsystems	107
Tab. 3.18	Freisetzungsanteile für die neuen EPR-Freisetzungskategorien der Phase 2 des Freisetzungsverlaufs	108

Abkürzungsverzeichnis

AC ²	GRS-Code zur Simulation von Stör- und Unfällen
ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
AT	Kernschadenzustand nach ATWS und keiner Druckentlastung der Dampferzeuger
ATI	Kernschadenzustand nach ATWS und Dampfleitungsbruch im Sicherheitsbehälter
ATLASneo	GRS-Programm zur Visualisierung von Stör- und Unfallsimulationen
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
BBN	Bayesian Belief Network
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Bau
BMUV	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
CCWS	Zwischenkühlsystem (Englisch: component cooling water system)
CET	Ereignisablaufdiagramm der PSA der Stufe 2 (Englisch: containment event tree)
CGCS	System zur Kontrolle brennbarer Gasgemische (Englisch: combustible gas control system)
CHRS	Sicherheitsbehälter-Wärmeabfuhrsystem (Englisch: containment heat removal system)
CMSS	Schmelzestabilisierungssystem (Englisch: core melt stabilization system)
DEHEIRO	Dampferzeugerheizrohr
DWR	Druckwasserreaktor
EPR	European Pressurized Reactor (Reaktorkonzept von Framatome und EDF)
ESK	Entsorgungskommission
ESWS	Nebenkühlwassersystem (Englisch: essential service water system)
FaSTPro	Fast Source Term Prognosis
FSK	Freisetzungskategorie
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
IAEA	International Atomic Energy Agency
IRWST	Wassertank im Sicherheitsbehälter (Englisch: in-containment refuelling water storage tank)
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
IS	Kernschaden nach KMV in einem angeschlossenen System

KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KMV	Kühlmittelverluststörfall (Englisch: loss of coolant accident, LOCA)
KSZ	Kernschadenzustand (Englisch: core damage (end) state)
LL	Kernschadenzustand nach großem KMV und Niederdruckeinspeisung nicht verfügbar
LL1	Kernschadenzustand nach großem KMV und Niederdruckeinspeisung verfügbar aber keine Druckspeichereinspeisung
LOCA	Loss of Coolant Accident
LUnA	Lager Unterweser für radioaktive Abfälle
MAAP	Schnell laufender Computer Code zur Simulation von Unfällen in Leicht- und Schwerwasserreaktoren
MCCI	Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Englisch: molten core concrete interaction)
MFW	Hauptspeisewasserabspernung
ML	Kernschaden nach einem mittelgroßen KMV
MOV	motor operated valve
MSIV	Frischdampfabspernventil (Englisch: main steam isolation valve)
MSK	Europäische makroseismische Skala
MSRV	Frischdampfabblassventil (Englisch: main steam relief valve)
MSSV	Frischdampfsicherheitsventile(Englisch: main steam safety valve)
NRC	Nuclear Regulatory Commission
ONR	Office for Nuclear Regulation (Nationale Aufsichtsbehörde in Großbritannien)
PL	Kernschadenzustand, der nach Druckentlastung eintritt
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse (Englisch: Probabilistic Safety Analysis)
QPRO	Quelltermprognose
RASTEP	Rapid Source Term Prediction, Quelltermprognosesoftware der Firma Lloyds Register
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RC	Freisetzungskategorie (Englisch: release category)
RCP	Reactor Coolant Pump
RDB	Reaktordruckbehälter (Englisch: reactor pressure vessel)
RHR	Nachwärmeabfuhr (Englisch: residual heat removal)
RODOS	Real-Time Online Decision Support System
RV	Kernschadenzustand nach ATWS und RDB-Versagen
SADV	Notstands-Druckentlastungsventil (Englisch: severe accident depressurization valve)
SAHRS	Notstands-Wärmeabfuhrsystem (Englisch: severe accident heat removal system)

SBO	Ausfall der externen Stromversorgung und der Notstromdiesel (Englisch: station black-out)
SB	Sicherheitsbehälter (Englisch: containment)
SG	Kernschadenzustand TR nach einem DEHEIRO-Leck
SG1	Kernschadenzustand TR1 nach einem DEHEIRO-Leck
SG2	Kernschadenzustand nach einem DEHEIRO-Leck und nicht isoliertem betroffenen Dampferzeuger
SG3	Kernschadenzustand SG2 und Speisewasserversorgung fällt aus
SL	Kernschadenzustand TR nach kleinem KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich
SL1	Kernschadenzustand TR1 nach kleinem KMV und schnelle Kühlung nicht erfolgreich
SP	Kernschadenzustand SS und keine externe Versorgung
SP1	Kernschadenzustand SP und Feed-und-Bleed nicht erfolgreich
SS	Kernschadenzustand TR nach Kühlmittelverlust an einer Pumpendichtung und schnelle Kühlung nicht erfolgreich
SS1	Kernschadenzustand TR1 nach Kühlmittelverlust an einer Pumpendichtung und schnelle Kühlung nicht erfolgreich
SSS	Notspeisewasserabspernung
STERPS	Abkürzung für ein abgeschlossenes EU-Projekt, A rapid response source term indicator based on plant status for use in emergency response
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
STUK	Nationale nukleare Aufsichtsbehörde in Finnland
SWR	Siedewasserreaktor
TP	Kernschadenzustand TR mit zusätzlich keiner externen Versorgung
TP1	Kernschadenzustand TR1 mit zusätzlich keiner externen Versorgung
TR	Kernschadenzustand: Kernschaden vor Öffnen der Abblaseventile
TR1	Kernschadenzustand TR mit zusätzlich Feed-und-Bleed nicht erfolgreich
TSO	Technische Sicherheitsorganisation (Technical Safety Organisation)
VTT	VTT Technical Research Centre of Finland Ltd. (Technische Forschungseinrichtung in Finnland)
WTI	Wissenschaftlich-Technische Ingenieur GmbH

**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 978-3-910548-75-6