

WINO III

**Forschung zur
Weiterentwicklung
der Wissensbasis für
Notfälle in ausländischen
Kernkraftwerken**

WINO III

Forschung zur Weiterentwicklung der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken

Moritz Leberecht
Clemens Heitsch
Michael Homann
Michael Hage
Harald Thielen
Hristo Hristov

April 2021

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) unter dem Förderkennzeichen 4718R01520 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

ausländische Anlagen, ausländische Reaktortypen, Emergency Preparedness and Response, Notfallzentrum

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die im Vorhaben 4718R01520 „Fortlaufende Optimierung der zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ durchgeführten Weiterentwicklungen und Ergänzungen der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO). Diese wurde in den Vorhaben 3613R01521 und 4715R01520 konzipiert und erstellt. Ziel war und ist es, mit WINO eine systematische Zusammenführung und Aufbereitung aller Informationen, die für die Aufgaben der GRS in Notfallsituationen relevant sind, in einer datentechnisch praktikablen Zugangsform bereitzustellen.

In Bezug auf Anlagen aus dem Ausland wurde im Rahmen der Vorhaben 3613R01521 und 4715R01520 untersucht, welche Kenngrößen und Unterlagen eines Kernkraftwerks in einem Notfall zur Lagebewertung benötigt werden und wie notfallrelevante Informationen zu Kernkraftwerken in einer Wissensbasis dargestellt werden können. Für europäische, ukrainische und teilweise für russische Anlagen wurden bereits Kenngrößen ermittelt. Für einige derivative Kenngrößen wurden Abschätzmethode in Excel entwickelt.

Im Rahmen der Erhebung von Kenndaten für die WINO-Wissensbasis war bisher der Ansatz verfolgt worden, dass für Anlagen, die sich näher an den deutschen Grenzen befinden, mit erhöhter Priorität Kenndatensätze erstellt werden. Daher beschränkte sich die Auswertung von verfügbaren Informationsquellen in den vorherigen WINO-Vorhaben auf europäische Anlagen und russische Anlagen, die näher an den deutschen Grenzen lagen. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden nun auch Kenngrößen für weitere, bisher noch nicht berücksichtigte russische Anlagen recherchiert und in die WINO-Wissensbasis eingepflegt. Dabei wurde die in den Vorgängervorhaben erarbeitete und ergänzte Kenngrößenliste verwendet.

Für weiter entfernte Anlagen wurden im Sinne eines im Aufwand abgestuften Verfahrens beschlossen nicht anlagenspezifische, sondern baulinienspezifische Kenngrößen zu recherchieren. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden daher für amerikanische und kanadische Anlagen baulinienweise Kenndaten recherchiert und entsprechende Kenndatensätze in der Wissensbasis erstellt und mit den ermittelten Kenngrößen bestückt. In der Suchmaske der Wissensbasis wurde eine Option ergänzt, um speziell nach diesen Bauliniendatensätzen zu suchen.

Im Vorläufervorhaben wurden bereits zusätzliche Kenngrößen zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen (Erdbeben, Überflutung, Starkwind, anlagenexterne Explosion, Einwirkung gefährlicher Stoffe und Flugzeugabsturz) erarbeitet und definiert. In diesem Vorhaben wurden nun für europäische Anlagen die entsprechenden Kenngrößen recherchiert. Infolgedessen wurden vor allem Kenngrößen bezüglich der Einwirkungen Erdbeben, Überflutung und Starkwind gefunden. Des Weiteren wurden die CNS-Berichte und verschiedene andere Quellen zu seit 2016 vorgenommenen Nachrüstungen ausgewertet.

Im Rahmen dieses Projekts wurde untersucht, ob und inwieweit sich die vorliegenden Datensätze des GRS-Analysesimulators deutscher KKW auf ausländische Anlagen unter Betrachtung der im Rahmen der bisherigen Forschungsvorhaben des WINO-Projekts recherchierten Informationen übertragen lassen und ob sich damit anschließend belastbare notfallrelevante Informationen ermitteln lassen. Im Ergebnis ist hierzu festzustellen, dass für einen Analysesimulator zu einer ausländischen Anlage trotz struktureller Vorarbeiten im Rahmen dieses Projekts ein jeweils anlagenspezifischer Anpassungsbedarf besteht, der auch die Recherche von zusätzlichen Eingabedaten für den Analysesimulator beinhaltet. Der beispielhaft simulierte Störfall eines 2F-Bruchs in einer P4-Anlage liefert qualitativ plausible Ergebnisse. Die wichtigsten Kenngrößen des Störfalls scheinen vernünftig reproduziert zu werden. Einige Probleme im Detail signalisieren allerdings weiteren Entwicklungsbedarf.

Bereits in den Vorgängervorhaben hatte sich als effektiv herausgestellt, zur Abschätzung derivativer störfallrelevanter Daten im Notfall einfache Excel-basierte Abschätzmethoden zu erarbeiten, mit denen beispielsweise die Zeiten bis zum Eintritt von Eckpunkten des Ereignisablaufes im Notfall abgeschätzt werden können. Eine im Vorgängervorhaben erstellte Liste an verschiedenen, potentiell umsetzbaren Abschätzmethoden basierend auf verfahrenstechnischen und radiologischen Kenngrößen wurde weiter umgesetzt und entsprechende Abschätzmethoden ausgearbeitet. Eine der geplanten Abschätzmethoden erwies sich als nicht sinnvoll umsetzbar. Es wurde stattdessen eine andere Abschätzmethode erstellt.

Abstract

This report describes the further development and any further additions to the knowledge base for emergencies in foreign nuclear power plants (WINO) carried out in project 4718R01520 " Fortlaufende Optimierung der zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)". The knowledge base was designed and created in projects 3613R01521 and 4715R01520. The objective of WINO is to provide a systematic compilation and presentation of all information relevant for the tasks of the GRS emergency team in emergency situations in a practicable and accessible form.

Regarding foreign plants, the projects 3613R01521 and 4715R01520 investigated which technical parameters and documents of a nuclear power plant are required for an assessment of the situation in an emergency situation and how emergency-relevant information on nuclear power plants can be presented in a knowledge base. Technical parameters have already been determined for European, Ukrainian and, to some extent, Russian plants. For some derivative accident-relevant parameters, estimation methods have already been developed in Excel.

Within the framework of the collection of technical parameters of plants for the WINO knowledge base, so far the following approach had been applied: sets of technical parameters for plants located closer to the German borders were researched with priority. Therefore, the evaluation of available information sources in the previous WINO projects was limited to European plants and Russian plants located closer to the German borders. Within the framework of this project, parameters for other Russian plants not yet considered within the previous projects were researched and included into the WINO knowledge base. The list of technical parameters compiled and expanded in the previous projects was used for this purpose.

Applying a graduated approach, it was decided for more distant plants to research not plant-specific but construction series-specific technical parameters. Within the scope of this project, technical parameters for American and Canadian plants were researched on a series-specific basis and corresponding technical parameter data sets were created in the knowledge base and populated with the determined data. In the search mask of the knowledge base, an option was added to search specifically for these construction series data sets.

In the previous project, additional technical parameters describing the design of nuclear power plants against external impacts (earthquake, flooding, strong wind, explosion external to the plant, impact of hazardous substances and aircraft crash) were developed and defined. In this project, the corresponding technical parameters for European plants were researched. As a result, technical parameters for the design against earthquakes, flooding and high winds were found. Furthermore, the CNS reports and various other sources on retrofits carried out since 2016 were evaluated.

Within the scope of this project, it was investigated whether and to what extent existing data sets of German NPPs of the GRS analysis simulator can be transferred to foreign plants by considering the information researched within the scope of the previous research projects of the WINO project and whether reliable emergency-relevant information can be determined as a result. Despite preliminary structural work in the context of this project a need for a plant-specific adaptation exists an analysis simulator of a foreign plant, which also includes research of additional input data for the analysis simulator itself. The exemplarily simulated accident case of a gulliotine rupture in an P4 plant provided qualitatively plausible results. The key characteristics of the incident appear to be reasonably reproduced. However, some problems in detail signal further need for development.

In the previous projects it already turned out to be effective to develop simple Excel-based estimation methods for the estimation of derivative accident-relevant technical parameters in case of emergency. These can be used to estimate times until key points of the event sequence occur in case of an emergency. A list of different estimation methods based on engineering and radiological parameters, which was prepared in the previous project, was further implemented and corresponding estimation methods were developed. One of the originally planned estimation methods turned out to be not feasible. Instead, another estimation method was developed.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einführung	1
2	Aufbau und Inhalt der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)	3
2.1	Aufbau der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO).....	3
2.1.1	Suchmaske.....	3
2.1.2	Anzeigeregister.....	6
2.1.3	Exportfunktion.....	11
2.1.4	Eingabemasken.....	11
2.2	Inhalte der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO).....	13
2.2.1	Allgemeine Kenndaten zur Identifikation der Anlage	14
2.2.2	Kenndaten zum physikalisch-technischen Aufbau des Primärkreises	15
2.2.3	Kenndaten zum Aufbau des Sekundärkreises	17
2.2.4	Kenndaten zur Umgebung des Reaktors	18
2.2.5	Kenndaten zum Aufbau des Containments	19
2.2.6	Kenndaten des elektrischen Sicherheitssystems	21
2.2.7	Kenndaten der verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme	24
2.2.8	Kenndaten zum Brennelement-Lagerbecken	28
2.2.9	Kenndaten zu Notfallmaßnahmen.....	28
2.2.10	Kenndaten zum nuklearen Inventar	31
2.2.11	Kenndaten zu Einwirkung von außen.....	33
3	Auswertung von verfügbaren Informationsquellen zu ausländischen kerntechnischen Einrichtungen (AP 1).....	39
3.1	Neue Anlagendatensätze und Bauliniendatensätze	45

3.1.1	Datenquellen für russische Anlagen.....	45
3.1.2	Datenquellen für amerikanische und kanadische Anlagen	47
3.2	Ergänzung vorhandener Datensätze.....	49
3.2.1	Ergänzung der Datensätze europäischer Anlagen um Angaben zu Einwirkungen von außen	49
3.2.2	Ergänzung der Datensätze europäischer Anlagen um Nachrüstungen	52
4	Untersuchungen zum Einsatz des Analysesimulators in WINO (AP 1).....	53
4.1	Zielsetzung der Arbeiten	53
4.2	Informationen zu grenznahen DWR-Anlagen für die Verwendung im Analysesimulator	54
4.2.1	Auflistung grenznaher Anlagen	54
4.2.2	Informationssammlung mit Relevanz zur Datensatzerstellung für grenznahe Reaktoren	54
4.3	Schritt 1: Katalog der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe.....	56
4.3.1	Identifizierung von Szenarien und Abläufen	56
4.3.2	Zuordnung der grenznahen Anlagen und Szenarien zu vorhandenen Simulatoren	63
4.3.3	Zusammenfassung der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe.....	64
4.4	Schritt 2: Auswahl und Vorbereitung eines DWR-Analysesimulator	66
4.4.1	Kurzüberblick über einen Analysesimulator	67
4.4.2	Auswahl eines Analysesimulators und einer beispielhaft zu untersuchenden Anlage.....	68
4.4.3	Anpassung des Analysesimulators für die P4 REP Anlage	69
4.5	Schritt 3: Berechnung eines ausgewählten Störfalls in der P4 REP Anlage	81
4.5.1	2F Bruch in einem heißen Strang	81
4.5.2	2F Bruch in einem kalten Strang.....	86
4.6	Zusammenfassung der Untersuchungen mit dem Analysesimulator	92
5	Abschätzmethoden bei unvollständiger Informationslage (AP 2).....	95

5.1	Verfahrenstechnische Abschätzmethoden	97
5.1.1	Abschätzmethode 1: Abschätzung Freilegungszeit der BE im Lagerbecken bei Lecks oder Syphoning	97
5.1.2	Abschätzmethode 2: Abschätzung Freisetzung aus SB bei Venting oder SB-Lecks	98
5.1.3	Abschätzmethode 3: Abschätzung des Erreichens der vorgegebenen Grenzwerte des Füllstandes in einem Dampferzeuger bei einer Unterbrechung der Speisewasserversorgung.	100
5.2	Abschätzmethoden basierend auf radiologischen Kenngrößen.....	101
5.2.1	Abschätzmethode 4: Brennelement-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Brennelementlagerbecken-Wasser	101
6	Zusammenfassung und Ausblick.....	105
	Literaturverzeichnis.....	109
	Abbildungsverzeichnis.....	113
	Tabellenverzeichnis.....	117
A	Anhang	119
A.1	Beispielhafte Parametrisierung des TFOs zentraler Kernkanal	119
A.2	Erforderliche Daten zur vollständigen Modellierung eines RDBs.....	120
A.3	Beispielhafte Berechnung von Parametern des Eingangsdatensatzes...	125

1 Einführung

Bei einem Störfall in einer kerntechnischen Anlage soll die GRS in der Lage sein, eine sicherheitstechnische Lagebewertung zeitnah und fachlich fundiert durchführen zu können. Zu diesem Zweck hat die GRS eine Notfallorganisation eingerichtet. Die Ereignisse in den Kernkraftwerken in Japan am 11.3.2011 in Folge des Erdbebens und des nachfolgenden Tsunami führten zur unmittelbaren Aktivierung des GRS-Notfallstabes und zur Einrichtung des Notfallzentrums am Standort Köln. Die Kernaufgaben des Notfallstabes der GRS – insbesondere die Einschätzung der Anlagensituation und die Erstellung zugehöriger Prognosen – wurden bei dem Unfall in Fukushima gut bewältigt. Allerdings wurde die fachliche Arbeit durch die unzureichende Informationslage erschwert: grundlegende Daten über Art und Aufbau der betroffenen Anlagen mussten zunächst zeitaufwändig recherchiert werden und verlässliche Informationen über deren aktuellen Zustand waren schwer bzw. nur zeitverzögert verfügbar. Aufgrund dieser fehlenden oder noch nicht in geeigneter Weise aufbereiteten Informationen gab es u. a. Verzögerungen bei der Beurteilung des Anlagenzustandes sowie bei der Ermittlung möglicher Quellterme.

Basierend auf diesen Erfahrungen wurde beschlossen durch die Entwicklung einer Wissensbasis Kenngrößen und Unterlagen von ausländischen Anlagen für den Fall eines schweren Stör- oder Unfalls im Ausland strukturiert und aktuell vorzuhalten.

Im Rahmen der beiden Vorgängervorhaben

- 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ und
- 4715R01520 „Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ (Kurztitel: WINO II)

wurde untersucht, welche Kenngrößen und Unterlagen eines Kernkraftwerks in einem Notfall benötigt werden und wie notfallrelevante Informationen zu Kernkraftwerken in einer Wissensbasis dargestellt werden können. Für europäische, ukrainische und teilweise für russische Anlagen wurden bereits Kenngrößen ermittelt. Für einige derivative Kenngrößen wurden Abschätzmethoden in Excel entwickelt. Ziel war und ist es, mit WINO eine systematische Zusammenführung und Aufbereitung aller Informationen, die für die Aufgaben der GRS in Notfallsituationen relevant sind, in einer datentechnisch praktikablen Zugangsform bereitzustellen.

Der vorliegende Bericht beschreibt das Nachfolgevorhaben 4718R01520 „Fortlaufende Optimierung der zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ (Kurztitel: WINO III) und die darin durchgeführten Weiterentwicklungen und Ergänzungen von WINO.

Kapitel 2.1 des Berichts gibt zunächst einen Überblick über den grundsätzlichen Aufbau der Wissensbasis WINO. Kapitel 2.2 geht detailliert auf den Inhalt von WINO ein.

Kapitel 3.1 beschreibt, wie im Rahmen des Vorhabens WINO III weitere Kenngrößen für bisher nicht berücksichtigte russische Anlagen und baulinienspezifische Datensätze für amerikanische und kanadische Anlagen ergänzt wurden. Kapitel 3.2 behandelt Ergänzungen der Datensätze europäischer Anlagen um Kenngrößen zu Einwirkungen von außen und zu Nachrüstungen.

Im Rahmen des Vorhabens wurde untersucht, inwieweit sich vorliegenden Datensätze des GRS-Analysesimulators deutscher KKW auf ausländische Anlagen unter Betrachtung der im Rahmen der bisherigen Forschungsvorhaben des WINO-Projekts recherchierten Informationen übertragen lassen und ob sich damit anschließend belastbare notfallrelevante Informationen ermitteln lassen. Die Ergebnisse dieser Untersuchung werden in Kapitel 4 vorgestellt.

Die bereits im Vorgängervorhaben begonnene Entwicklung einfacher Abschätzmethoden, mit denen ein Experte „per Hand“ aus relativ wenigen zur Verfügung stehenden verfahrenstechnischen oder radiologischen Kenngrößen und Informationen grobe Abschätzungen zum Anlagenzustand und zu Karenzzeiten vornehmen kann, wurde fortgeführt. Die neu entwickelten Abschätzmethoden werden in Kapitel 5 dargestellt.

Kapitel 6 gibt eine Zusammenfassung und einen Ausblick auf mögliche weitere Arbeiten im Rahmen eines potentiellen Nachfolgeprojekts.

2 Aufbau und Inhalt der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)

2.1 Aufbau der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)

Die Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken entstand im Rahmen des Forschungsprojekts 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“. Detaillierte Überlegungen zum informationstechnischen Aufbau finden sich in dem zugehörigen Abschlussbericht /LEB 15/. Im Forschungsprojekt 4715R01520 „Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ wurden diese Arbeiten fortgesetzt und erweitert /LEB 18/. Grundsätzlich besteht die Benutzeroberfläche der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken aus den folgenden Teilen:

- Einer Suchmaske, um die Anlage oder die Baulinie auszuwählen, deren verfügbare Kenngrößen angezeigt werden sollen.
- Verschiedene Anzeigeregister, in denen die verschiedenen Kenngrößen der ausgewählten Anlage oder Baulinie präsentiert werden. Die einzelnen Kenngrößen sind verschiedenen Kategorien zugeordnet. Für jede Kategorie existiert ein eigenes Anzeigeregister.
- Eine Exportfunktion, um die Datensätze zu einer Anlage oder Baulinie auszudrucken oder als PDF-Datei exportieren zu können.
- Zweier Eingabemasken, mit denen neue Anlagen oder Baulinien und zugehörige Kenndaten eingegeben werden können. Diese Eingabemasken sind nur für ausgewählte Benutzer zugänglich.

Die Benutzeroberfläche wurde in Oracle APEX programmiert. Sie greift dabei auf eine Oracle Database Datenbank zu.

2.1.1 Suchmaske

Die Suchmaske bietet die Möglichkeit anhand mehrerer Kriterien WINO nach Datensätzen von Kenngrößen zu durchsuchen. Die Filtermöglichkeiten sind: „Name des Kraftwerks“, „Stadt“, „Staat“, „Hersteller“, „Modell/Untertyp/Version“. Die ersten drei

Suchoptionen wurden implementiert, um im Falle eines Notfalls schnell die betroffene Anlage finden zu können, auch wenn eventuell lediglich Angaben über Staat und eine in der Nähe befindliche Stadt bekannt sind. Für andere Auswertungen kann es ebenfalls von Nutzen sein, alle Anlagen eines Staates oder alle Anlagen an einem Standort zu betrachten.

Zusätzlich zu den genannten Suchoptionen kann neben dem Suchkriterium „Baulinie“ ein Haken gesetzt werden. Dadurch wird anstatt nach den Datensätzen zu einzelnen Reaktorblöcken nach den Bauliniendatensätzen (z. B. „GE BWR 4 Mark 1“, „WE 2-Loop“ etc.) gesucht. Im Rahmen dieses Forschungsprojekts wurden Bauliniendatensätze für US-amerikanische und kanadische Anlagen erstellt. Diese können über dieses Suchkriterium durchsucht werden.

Die Suchoptionen „Hersteller“ und „Modell/Untertyp/Version“ dienen dazu, im Falle von Lücken in den vorliegenden Informationen zu einer Anlage bei Bedarf schnell technisch ähnliche Anlagen (z. B. gleicher Typ „Framatome CP 1“) identifizieren zu können. Der Nutzer kann dann prüfen, ob die entsprechenden Daten für diese technisch ähnlichen Anlagen vorliegen und nach einer situationsabhängigen Abwägung gegebenenfalls diese für Abschätzungen verwenden. Dabei wird innerhalb der anlagenspezifischen Datensätze nach Anlagen der gleichen Baulinie gesucht.

Es wird automatisch auch bei unvollständigen Eingaben die Datenbank nach passenden Inhalten durchsucht und die passenden Funde in einem Pull-Down-Menü angezeigt. Dieses Vorgehen wurde einerseits aus Gründen der Zeitersparnis für den Eingebenden gewählt, andererseits kann dadurch dem Benutzer auch ein Hinweis auf Tippfehler während der Eingabe gegeben werden.

Mit einem Klick auf das „Lupen“-Symbol kann der Benutzer die Suche in der Datenbank starten, ein Klick auf das „Radiergummi“-Symbol bereinigt die Suchmaske. Abbildung 2.1 zeigt die entsprechende Suchmaske der im Rahmen der Erprobung des Konzepts erstellten Benutzeroberfläche.

The image shows a web-based search interface for the WINO knowledge base. At the top left is the logo for GRS WINO. Below the logo is a search form with a magnifying glass icon and a menu icon. The form contains several input fields: 'Name des Kraftwerks', 'Staat', 'Stadt', 'Reaktorhersteller', and 'Modell/Untertyp/Version'. To the right of the 'Name des Kraftwerks' field is a checkbox labeled 'Baulinie'. Below the search fields is a section titled 'Treffer' (Results) which currently displays 'Keine Daten gefunden' (No data found) and a back arrow icon.

Abb. 2.1 Die Suchmaske der Wissensbasis WINO

Die Ergebnisse einer Suche werden dann als Liste unterhalb der Suchmaske dargestellt. Die Ergebnisliste einer Beispielsuche ist in Abbildung 2.2 dargestellt. Um die Identifikation des gesuchten Reaktors insbesondere bei Mehrblockanlagen zu erleichtern, werden neben dem Namen einige Kenndaten der einzelnen Reaktoren aufgeführt. Bei den Kenndaten handelt es sich neben den weiter oben genannten Daten, nach denen gesucht werden kann, um die elektrische und thermische Leistung, den Betreiber und das Datum der Netzsynchroisation. Durch einen Mausklick auf den Namen eines Reaktors bzw. einer Anlage bekommt der Benutzer Zugriff auf die Kenngrößen des ausgewählten Reaktors bzw. der ausgewählten Anlage. Diese Kenngrößen werden in den Anzeigemasken dargestellt.

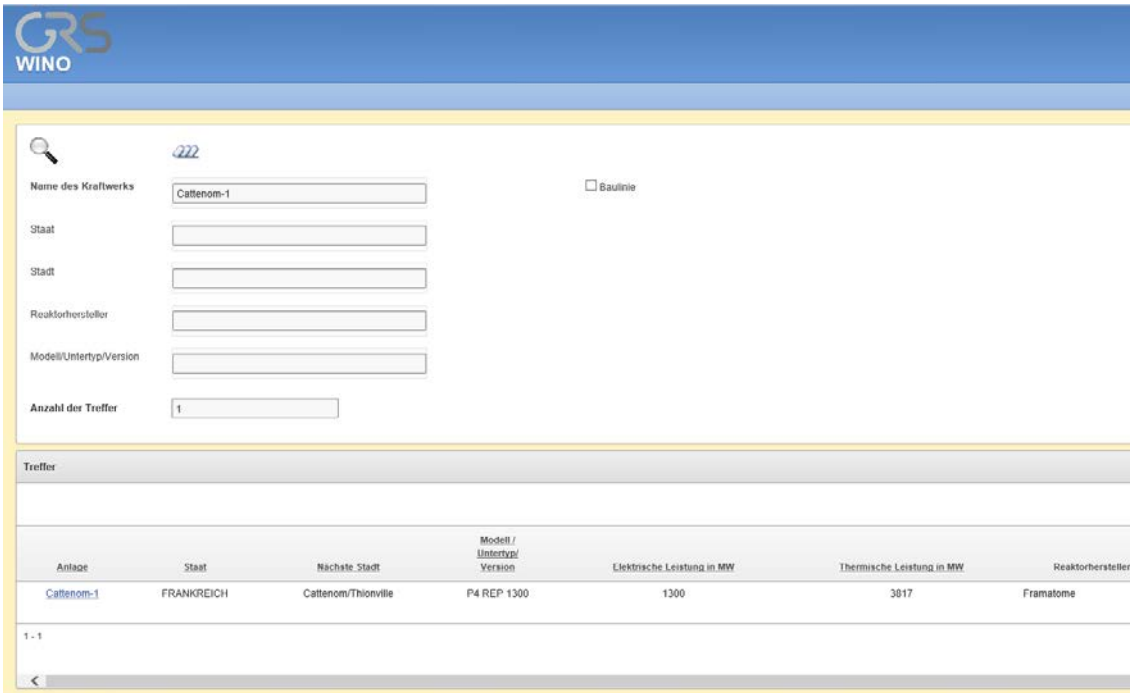


Abb. 2.2 Beispielhaftes Suchergebnis in der WINO-Wissensbasis

2.1.2 Anzeigeregister

Die Menge der vorhandenen Kenndaten ist zu groß, um sie übersichtlich in einer Liste darzustellen. Die Kenndaten wurden daher nach Themengebieten gruppiert. Der Benutzer kann verschiedene Anzeigeregister („Tabs“) betrachten, wobei ein Anzeigeregister jeweils Informationen zu einem Themengebiet enthält. Abbildung 2.3 zeigt beispielhaft die Darstellung der Kenndaten zum Themengebiet Containment einer Anlage. Durch Betätigen der Schaltflächen in der hellblauen Leiste am oberen Ende des Bildschirms kann der Benutzer zwischen den verschiedenen Anzeigeregistern wechseln. Weiter unten erfolgt dann die Auflistung der vorliegenden Kenndaten. Bilder und Dateien werden aus Gründen der Übersichtlichkeit nicht direkt dargestellt. Sie werden stattdessen am unteren Ende der Auflistung in einem auf Knopfdruck aufklappbaren Untermenü aufgeführt und sind von dort aus per Link zugänglich. Alle Kenndaten können außerdem über die Schaltfläche „Report <Themengebiet>“ bzw. „Report <Themengebiet> mit Bilder“ als PDF-Datei exportiert werden, wobei wahlweise auch die Bilder mit exportiert werden können. Über die Schaltfläche „Suchmaske“ kann der Benutzer zur Suchmaske zurückkehren.

Manche Anlagen verfügen über drei Kühlkreise. Dies ist beispielsweise bei den russischen natriumgekühlten Anlagen oder Forschungsreaktoren der Fall. Der Sekundärkreis fungiert hier als geschlossener Zwischenkühlkreis. Für diese sogenannten

„Dreikreisanlagen“ unterscheiden sich die dargestellten Anzeigeregister im Gegensatz zu Anlagen ohne derartigen Zwischenkühlkreis. Die Abbildungen 2.4 und 2.5 zeigen die unterschiedlichen Anzeigeregister beispielhaft anhand der Anlage Neckarwestheim-2 und dem Forschungsreaktor München II.

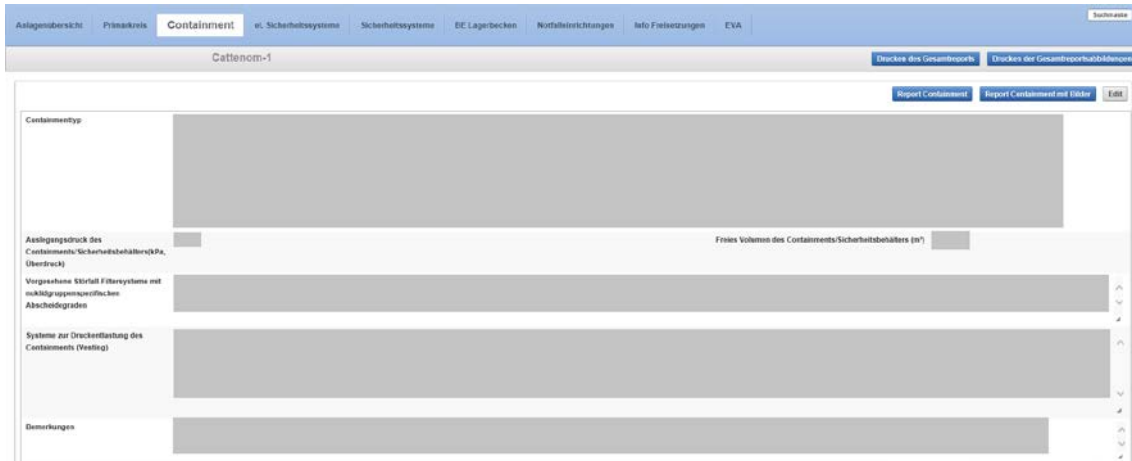


Abb. 2.3 Darstellung des Anzeigeregisters Containment in der WINO-Wissensbasis

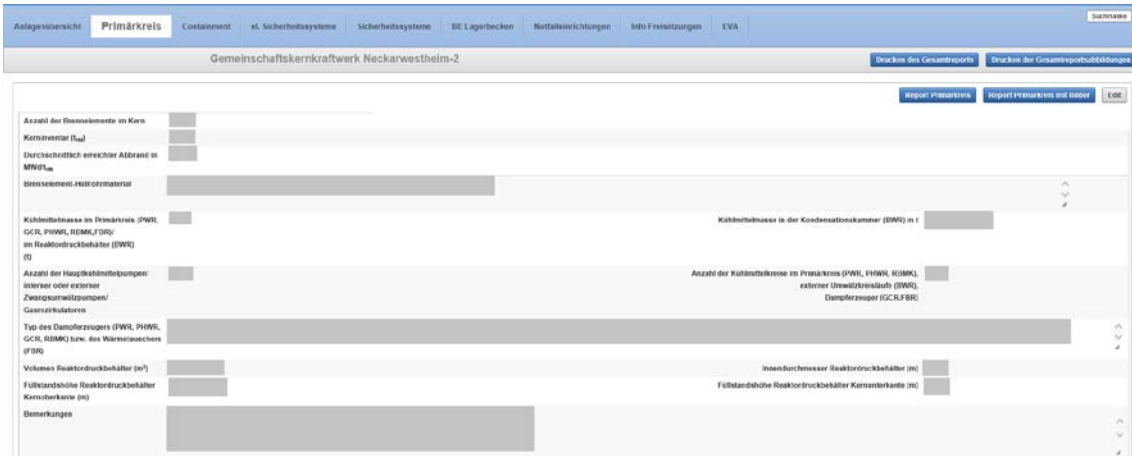


Abb. 2.4 Darstellung des Anzeigeregisters Primärkreis einer Zweikreisanlage in der WINO-Wissensbasis. Für Einkreisanlagen (Siedewasserreaktoren) sehen die Anzeigeregister gleich aus.

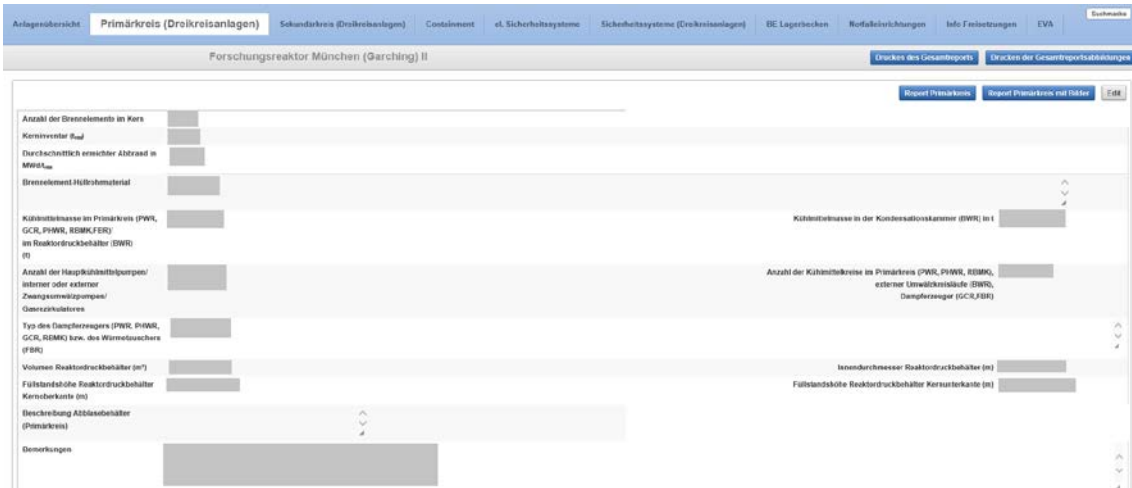


Abb. 2.5 Darstellung des Anzeigeregisters Primärkreis einer Dreikreisanlage in der WINO-Wissensbasis

Tab. 2.1 Zuordnung der Kenngrößen zu den Themengebieten

Themengebiete	Beinhaltete Kenngrößen
Übersicht	<p>Name der Anlage, zugehöriger Staat, nächste Stadt, geographische Koordinaten, Reaktortyp, Reaktorhersteller, Reaktormodell/Untertyp/Version, Hauptwärmesenken, elektrische und thermische Leistung, Art des Brennstoffs, Anzahl der Brennelemente, durchschnittliche Anreicherung des Brennstoffs, Kühlmittel und Moderator, Kerninventar, Betreiber, Datum der ersten Netzsynchroisation, Informationen zu sonstigen Anlagen auf dem Gelände, Übersichtsplan des Anlagengeländes.</p>
Primärkreis bzw. Primärkreis (Dreikreisanlagen)	<p>Durchschnittlicher erreichter Abbrand, Brennelement-Hüllrohrmaterial, Kühlmittelmasse im Primärkreis, Volumen und Innendurchmesser des RDB, Füllstandshöhe der Kernober- und Kernunterkante des RDB, Kühlmittelmasse in der Kondensationskammer (SWR), Anzahl der Pumpen und Anzahl der Kühlmittelkreise im Primärkreis, Beschreibung des Dampferzeugers, Abbildungen von RDB, Dampferzeuger und Primärkreis.</p>
Sekundärkreis (nur für Dreikreisanlagen)	<p>Kühlmittelmasse im Sekundärkreis, Anzahl der Umwälzpumpen im Sekundärkreis, Anzahl der Kühlmittelkreise im Sekundärkreis, Typ des Dampferzeugers, Kühlmittelvolumen im Sekundärkreis (m³), Betriebsdaten, Beschreibung Abblasebehälter, Abbildung des Sekundärkreises.</p>
Containment	<p>Beschreibung des Containmenttyps, Auslegungsdruck und freies Volumen des Containments, Beschreibung der Störfall-Filtersysteme, Beschreibung der Venting-Systeme, Abbildungen des Containments und der Venting-Systeme.</p>

Themengebiete	Beinhaltete Kenngrößen
Elektrische Sicherheitssysteme	Beschreibung der Verbindungen zum externen Netz, Anzahl, Kapazität und Kühlung der Notstromdiesel, Anzahl und Kapazität der Batterien, Laufzeiten von Notstromdieseln und Batterien jeweils mit und ohne Handmaßnahmen, Beschreibung der zusätzlichen Versorgungsmöglichkeiten im Notfall und deren Verbindungen, Übersichtsplan der elektrischen Sicherheitssysteme.
Sicherheitssysteme	Abschaltsysteme/Reaktivitätskontrolle, Beschreibungen der Einspeisesysteme, Beschreibungen der Systeme zur Nachwärmeabfuhr, Beschreibung der zusätzlichen Einspeiseoptionen im Notfall, Anzahl und Druckeinstellungen der primär- und sekundärseitigen Sicherheitsventile, Anzahl und Druckeinstellungen der tertiärseitigen Sicherheits- und Entlastungsventile (nur Dreikreisanlagen), Schutzsystem an der Schnittstelle Natrium-Wasser (nur Dreikreisanlagen), Übersichtspläne zu den Einspeise- und Nachkühlsystemen.
Brennelement-Lagerbecken	Kapazität, durchschnittlicher Inhalt, räumliche Unterbringung und Wassermasse im BE-Lagerbecken, Wasserüberdeckung der Oberkannte der BE im BE-Lagerbecken, Beschreibung der Kühlsysteme des BE-Lagerbeckens.
Notfalleinrichtungen	Geplante Notfallmaßnahmen/SAMGs, Strategie zur Kühlung der Kernschmelze, Beschreibung des Kernfängers, Beschreibung der Wasserstoffabbausysteme, Beschreibung der Störfallinstrumentierung.
Informationen zu Freisetzungen	Inventar am Ende eines BE-Zyklus, maximales Inventar BE-Becken, Aktivitätskonzentrationen im Kühlmittel im Normalbetrieb, Beschreibung der Systeme zur Probenentnahme, Dosisleistungsmessstellen in Containment, Reaktorgebäude, Maschinenhaus, Anlagengelände, Anlagenzaun, Kaminhöhe, -instrumentierung und geographische Koordinaten des Kamins, sonstige Instrumentierung, Meteorologische Instrumentierung, Messnetzdaten der Umgebung der Anlage, Rechengitter für die Anlage, Hintergrundinformationen zu Ergebnissen v. Störfallrechnungen.

Themengebiete	Beinhaltete Kenngrößen
EVA	Vorgehaltene mobile Einrichtungen (Standort und extern), Erdbeben – Informationen zum Bemessungserdbeben und ausgelegte Anlagenteile, Überflutung – Bemessungswerte, Starkwind – Bemessungswerte und ausgelegte Anlagenteile, Anlagenexterne Explosionen - Bemessungswerte und ausgelegte Anlagenteile, Gefährliche Stoffe – Schutzmaßnahmen, Flugzeugabsturz – Szenario und geschützte Gebäude

2.1.3 Exportfunktion

Die grundsätzliche Notwendigkeit einer Exportfunktion, mit der die Inhalte der WINO-Datenbank exportiert werden können, ergibt sich aus der Anforderung auch bei Ausfällen in der Netzwerktechnik oder der Energieversorgung weitestgehend auf die Informationen der Wissensbasis zugreifen zu können. Daher existiert eine Funktion um nicht nur die Daten einzelner Themengebiete, sondern des gesamten Datensatzes zu einer Anlage als PDF-Datei zu exportieren. Diese Dateien können dann ausgedruckt und als Papierversionen für den Notfall im Notfallzentrum vorgehalten werden. Die Exportfunktion für den Gesamtdatensatz ist in dem Anzeigeregister „Übersicht“ über die Schaltfläche „Drucken des Gesamtreports“ zugänglich (siehe Abbildungen 2.3, 2.4 und 2.5).

2.1.4 Eingabemasken

Bei den Eingabemasken handelt es sich um eine im Rahmen des Vorläuferprojekts 4715R01520 entwickelte Erweiterung der WINO-Datenbank, die es ausgewählten Nutzern ermöglicht schnell neue Datensätze anzulegen oder bestehende Datensätze zu modifizieren. Der bisherige Weg die Datenbank über die Entwickler zu bestücken erwies sich für häufigere Änderungen als zu umständlich. Diese Eingabemasken sind folglich nur für ausgewählte Experten zugänglich, die mit dem Aufbau von WINO vertraut und mit der Recherche von Informationen für WINO beauftragt sind. Im Notfallzentrum sind die Eingabemasken nicht zugänglich.

Die Eingabemaske für Texte ist anlagenspezifisch, d.h. der Bearbeiter wählt zunächst die Anlage aus, deren Daten er bearbeiten möchte. Die Eingabemaske besteht für jede Anlage aus mehreren Eingabefeldern für Texte, die in verschiedenen Registern gruppiert sind. Die Gruppierung entspricht dabei der Gruppierung der Kenngrößen in den Anzeigemasken zur Betrachtung der Anlageninformationen. Der Bearbeiter gibt die Texte und

Daten, die in der Wissensbasis angezeigt werden sollen, dann einfach in das entsprechende Texteingabefeld ein. Über entsprechende Schaltflächen (im Bild rechts oben) können Änderungen gespeichert oder verworfen werden und Datensätze grundlegend gelöscht werden. Abbildung 2.6 zeigt beispielhaft die Eingabemaske für Texte einer Anlage zu dem Themengebiet „Übersicht“.

Abb. 2.6 Eingabemaske für Texte in der Wissensbasis WINO

Die Eingabemaske für Bilder und sonstige Dateien besteht aus einer Schaltfläche, mit der eine Datei ausgewählt werden kann, zwei Texteingabefeldern und drei Pull-Down-Menüs. Diese Eingabemaske ist nicht anlagenspezifisch. Über die drei Pull-down-Menüs wird spezifiziert, für welche Anlagen und zu welchen Themengebieten und bei welchen Datenfeldern innerhalb der Anzeigemasken der Anlage die Datei verlinkt werden soll. Eine Datei kann so bei mehreren Anlagen angezeigt werden.

Eine solche Vorgehensweise ist dann sinnvoll, wenn beispielsweise eine RDB- oder Primärkreisschnitttdarstellung bei allen Anlagen einer Baulinie angezeigt werden soll. Über die Texteingabefelder können der Titel der Datei und eine kurze Inhaltsbeschreibung eingegeben werden. Diese werden in der Wissensbasis neben den Links auf die Dateien angezeigt und ermöglichen es, den Nutzer über den genauen Inhalt zu informieren oder auf eventuelle Einschränkungen hinzuweisen (z. B. wenn ein Systemschaltbild lediglich aus einer vergleichbaren Anlage entstammt). Abbildung 2.7 zeigt die Eingabemaske für Bilder und Dateien.

Cattenom-1

Tabelle *

- Anlage
- Primärkreis
- Containment
- Elektrische_Sicherheitssysteme

Attribute *

- Abbildungen
- Abkürzung des Kraftwerkes
- Allgemeine Infos
- ANL_ID

alle referenzierte Anlage *

- Almaraz 2
- Asco-1
- Asco-2
- Balakovo-1

Titel

Beschreibung

Datei * Durchsuchen...

Abbildung Hochladen

Abb. 2.7 Eingabemaske für Bilder in der WINO-Wissensbasis

2.2 Inhalte der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)

Bei der Einrichtung der Wissensbasis für Notfälle in kerntechnischen Anlagen war es zunächst notwendig festzulegen, welche Informationen und Kenngrößen über eine kerntechnische Anlage im Notfall benötigt werden. Im Rahmen des Forschungsprojekts 3613R01521 wurden mit Experten der verschiedenen Fachabteilungen der GRS mehrere Arbeitsgespräche durchgeführt. Hierbei konnten die jeweiligen Abteilungen einbringen, welche Informationen zu einem Reaktor für ihre jeweiligen typischen Aufgaben im Rahmen der Tätigkeiten im Notfallzentrum notwendig oder hilfreich sind. Die Informationen wurden in einer Excel-Liste zusammengestellt und den beteiligten Abteilungen zur Qualitätssicherung vorgelegt.

Den einzelnen Einträgen der Excel-Liste wurden Definitionen beigefügt, die die Inhalte und den erwünschten Detaillierungsgrad der Angaben genauer spezifizierten. Hierbei wurde insbesondere darauf geachtet, dass die Informationen zur Verwendung im Notfallzentrum kompakt und einfach verständlich gehalten werden müssen, damit sie im Ernstfall schnell erfasst werden können. Die Definitionen ermöglichen es den Experten, die die vorhandenen Datenbestände der GRS hinsichtlich verwendbarer Informationen auswerten, auf einfache Weise zu beurteilen, ob gefundene Daten für die Wissensbasis relevant sind.

Diese Excel-Liste wurde dann im Rahmen des Forschungsprojekts 3613R01521 zur Erstellung der Datensätze für europäische Anlagen herangezogen und hat sich in diesem Zusammenhang bewährt. Sie wurde daher sowohl im Rahmen des Forschungsprojekts 4715R01520 /LEB 18/ als auch in diesem Forschungsprojekt ebenfalls wieder zur Erfassung von Kenngrößen europäischer und nordamerikanischer Anlagen herangezogen. Im Rahmen des Forschungsprojekts 4715R01520 wurden zudem weitere Kenngrößen eingeführt. Im folgenden Kapitel werden aus Gründen der Vollständigkeit die in WINO abgelegten Inhalte zusammengefasst.

2.2.1 Allgemeine Kenndaten zur Identifikation der Anlage

WINO enthält einige grundsätzliche Kenngrößen, um den Reaktorblock prinzipiell zu identifizieren. Anhand dieser Kenngrößen würde mit Hilfe der Suchmaske im Notfall nach vorliegenden Informationen zu einem bestimmten Reaktor gesucht. Da sich die einzelnen Blöcke eines Kraftwerks technisch erheblich unterscheiden können, existiert für jeden Block ein eigener Datensatz. Bei diesen allgemeinen Kenngrößen handelt es sich um:

- Den Namen des Kraftwerks.
- Den Staat, auf dessen Staatsgebiet sich das Kraftwerk befindet.
- Die nächste größere Stadt in der Nähe des Kraftwerks.

Es ist anzunehmen, dass Experten, die ein Notfallzentrum im Ernstfall besetzen, im Rahmen ihrer normalen Tätigkeit für eine technische Sachverständigenorganisation bereits ein gewisses Vorwissen zu einigen Reaktortypen erworben haben. Um einem Experten eine Möglichkeit zur schnellen Orientierung diesbezüglich zu bieten, wurden die folgenden Kenngrößen eingeführt:

- Der Reaktortyp (DWR, SWR etc.).
- Der Hersteller des Reaktors
Diese Kenngröße bezieht sich auf die Firma, die den nuklearen Teil der Anlage konzeptioniert (und in der Regel gebaut) hat.
- Eine genauere Spezifikation des Modells bzw. Untertyps
Alle Reaktorhersteller haben im Laufe der Zeit verschiedene Baulinien angeboten und errichtet. Gleiche Baulinien ähneln sich oftmals in ihren Sicherheitssystemen,

so dass beispielsweise bei unvollständiger Informationslage Analogieschlüsse hilfreich sein können. Daher wurde eine Kategorisierung unterhalb des Reaktortyps mit in die Wissensbasis aufgenommen, bei russischen Druckwasserreaktoren wird hier beispielsweise zwischen den Baulinien WWER440 und den WWER1000 unterschieden und innerhalb dieser Baulinien noch einmal zwischen den einzelnen Untertypen also z. B. WWER440-213 oder WWER1000-320.

- Betreiber und Datum der ersten Netzsynchrisation.

2.2.2 Kenndaten zum physikalisch-technischen Aufbau des Primärkreises

Insbesondere bei Reaktortypen, zu denen der im Notfallzentrum Tätige kein Vorwissen hat, ist es nötig, auch die physikalischen-technischen Grundprinzipien des Reaktors und den Aufbau des Primärkreises kurz darzustellen. Daher wurden folgende Kenngrößen mit in die Wissensbasis aufgenommen:

- Moderator

- Kühlmittel

Beide Kenngrößen sind auch wichtig, um zu verstehen, ob es zu bestimmten physikalischen Phänomenen kommen kann (z. B. ein Phasenübergang des Kühlmittels oder des Moderators, Wasserstoffentstehung durch Radiolyse oder Oxidation der Hüllrohre etc.).

- Art des Brennstoffs

Unterschieden wird in der Regel zwischen metallischem Uran-, Uranoxid- und Mischoxid-Brennstoff. Diese Kenngrößen beeinflussen potenzielle Quellterme, aber unter Umständen auch den Verlauf der Nachwärmeentwicklung.

- Durchschnittliche Anreicherung des Brennstoffs zu Beginn eines Brennelementzyklus

Im Hinblick auf eine Plausibilitätsprüfung des Quellterms wäre es eigentlich wünschenswert, die momentane Anreicherung des Kernbrennstoffs zu kennen. Diese Information ist allerdings nicht ohne weiteres zugänglich. Im Rahmen des DEEPER-Projekts /WEN 15/ zeigte sich beispielsweise, dass nicht einmal die am probeweisen Datenaustausch teilnehmenden Behörden in der Lage waren, entsprechende Angaben zu eruieren bzw. nicht in der Lage waren diese im Rahmen des Datenaustauschs weiterzugeben. Dementsprechend erwies es sich als notwendig, sinnvolle Ersatzangaben zu definieren. Ein Beispiel hierfür ist die Anreicherung des

Brennstoffs in einem frischen Brennelement sowie Angaben dazu wie lange (Zeit oder Anzahl der Zyklen) ein Brennelement üblicherweise verwendet wird.

- Kerninventar
Hiermit ist gemeint, wie viele Tonnen Schwermetall (tSM) an Kernbrennstoff der Kern enthält. Auch diese Größe ist für die Plausibilitätsprüfung des Quellterms relevant.
- Anzahl der Brennelemente im Kern.
- Durchschnittlicher erreichter Abbrand (in MWd/tU)
Diese Kenngröße bezieht sich auf ein Brennelement, das am Ende eines BE-Zyklus dauerhaft aus dem Kern entfernt wird.
- Thermische/Elektrische Reaktorleistung
Diese Kenngrößen sind zur Abschätzung der Nachzerfallsleistung und zu den abhängig vom Anlagenzustand zu erwartenden Dosisleistungen notwendig.
- Anzahl der Kühlmittelkreise
Die Anzahl der Kühlmittelkreise im Primärkreis bei DWR-, RBMK- und CANDU-Reaktoren, die Anzahl der externen Umwälzkreisläufe bei SWR oder die Anzahl der internen oder externen Dampferzeuger bei GCR.
- Anzahl der Hauptkühlmittelpumpen
Die Anzahl der Hauptkühlmittelpumpen bei DWR-, RBMK- und CANDU-Reaktoren, die Anzahl der Zwangsumwälzpumpen beim SWR oder die Anzahl der Gasrezirkulatoren bei GCR.
- Typ des Dampferzeugers
Hier ist zu spezifizieren, ob es sich um einen U-Rohr- oder Geradrohrwärmetauscher oder Dampftrommeln handelt und ob diese stehend oder liegend montiert sind.

Die Kerneinbauten und die Verbindungen der Komponenten des Primärkreises untereinander lassen sich als Textfelder nur schwierig darstellen. Es wurde daher beschlossen, stattdessen entsprechende Abbildungen in WINO aufzunehmen. Folgende Komponenten sollen dabei möglichst detailliert dargestellt werden:

- Reaktordruckbehälter,
- Dampferzeuger und
- der Primärkreis als Ganzes.

Fallen im Rahmen eines Ereignisses die betriebliche Wärmesenke und die Notkühlung durch das Sicherheitssystem aus, ist die Kenntnis des Wasserinventars des Primärkreises von besonderem Interesse, da dadurch der Zeitpunkt bestimmt wird, ab dem es zur Freilegung und danach zur Aufheizung der Brennelemente kommt. Um das Wasserinventar zu beschreiben, wurden folgende Kenngrößen eingeführt:

- Kühlmittelmasse im Primärkreis

Der Primärkreis umfasst bei DWR den RDB, die heiße Seite der Dampferzeuger, den Druckhalter und die Kühlmittleitungen zwischen diesen Komponenten. Bei einem CANDU-Reaktor umfasst er die Druckröhren, die heiße Seite der Dampferzeuger, soweit vorhanden den Druckhalter und die Kühlmittleitungen zwischen diesen Komponenten. Bei einem GCR umfasst der Primärkreis den Reaktordruckbehälter, die heiße Seite der Dampferzeuger (sofern sich diese außerhalb des Reaktordruckbehälters befinden) und sofern vorhanden die Kühlmittleitungen zwischen diesen Komponenten. Bei einem SWR beschränkt sich die relevante Kühlmittelmasse auf den RDB selbst bis zu den jeweiligen FD-Absperrarmaturen und den Rückschlagarmaturen der Speisewassersysteme sowie ggf. auf den Inhalt der Umwälzschleifen. Bei einem RBMK umfasst der Primärkreis die Druckröhren, die Dampftrommeln und die Kühlmittleitungen zwischen diesen Komponenten. Nach Möglichkeit sollten auch die Normalbedingungen (Druck und Temperatur) für diese Kenngrößen genannt werden.

- Volumen des Reaktordruckbehälters.

- Innendurchmesser des Reaktordruckbehälters.

- Füllstandshöhe Kernoberkante des Reaktordruckbehälters.

- Füllstandshöhe Kernunterkante des Reaktordruckbehälters

Bei CANDU- und RBMK-Reaktoren werden stattdessen die Abmessungen der Druckröhren beschrieben.

2.2.3 Kenndaten zum Aufbau des Sekundärkreises

Für Anlagen, die mehr als zwei Kühlkreisläufe vom Reaktor bis zur Turbine haben, empfiehlt es sich auch die zwischenliegenden Kreisläufe zu beschreiben, da sie Nachwärme aufnehmen können, Leckagen entwickeln können und z. B. beim russischen BN-Reaktor wesentliche Sicherheitssysteme enthalten. Um Probleme mit nicht eindeutigen Bezeichnungen („Sekundärkreis“) zu vermeiden, werden die in diesem Unterkapitel

beschriebenen zusätzlichen Felder allerdings nur bei den Anlagen angezeigt, die mehr als zwei Kühlkreisläufe besitzen.

Grundsätzlich kann man sich bei der Beschreibung des Sekundärkreises an der bisherigen Beschreibung des Primärkreises orientieren. Es wurden im Projekt 4715R01520 folgende zusätzliche Textfelder in WINO eingeführt:

- Um den grundsätzlichen Aufbau des Sekundärkreises darzustellen, werden die Anzahl der Loops/Kühlmittelkreise, die Anzahl der Kühlmittelpumpen im Sekundärkreis und eine Beschreibung der Dampferzeuger bzw. Wärmetauscher in WINO abgelegt.
- Um abschätzen zu können, wieviel Nachwärme vom Kühlmittel im Sekundärkreislauf aufgenommen werden kann, werden die Kühlmittelmasse im Sekundärkreis (in t), das Kühlmittelvolumen im Sekundärkreis, die normalen Betriebsdaten (Druck, Durchsatz und Temperatur), sowie das Volumen und die Druckabsicherung des Pufferbehälters in entsprechenden Textfeldern abgelegt.

Da die Verbindungen der Komponenten untereinander sich als Textfelder nur schwierig darstellen lassen, wurde beschlossen, stattdessen entsprechende Abbildungen des Sekundärkreises in WINO aufzunehmen.

2.2.4 Kenndaten zur Umgebung des Reaktors

Im Falle größerer Schäden auf dem Anlagengelände oder im Hinblick auf Ereignisse, die auf Einwirkung von außen zurückzuführen sind, ist es auch notwendig, Informationen zum Anlagengelände selbst zu besitzen. Um beispielsweise nach einer Explosion auf dem Anlagengelände einschätzen zu können, ob ein Sicherheitssystem noch zur Verfügung steht, ist es notwendig zu wissen, wo auf dem Anlagengelände welche sicherheitsrelevanten Komponenten verbaut sind. Auch hier wurde entschieden, dass es einfacher ist, einen Übersichtsplan des Anlagengeländes, der alle wichtigen Gebäude eindeutig benennt, einzubinden, als eine schriftliche Beschreibung zu nutzen. Über einen solchen Übersichtsplan hinaus werden die folgenden Informationen zum Anlagengelände gesammelt:

- Geographische Koordinaten des Reaktorgebäudes
Diese Information ist unter anderem relevant, um aus den vorliegenden radiologischen Messdaten der Umgebung auf den Zustand der Anlage schließen zu können.

- **Wärmesenke**
In der Regel handelt es sich dabei um einen Fluss oder ein Meer, aber auch alternative Wärmesenken, wie beispielsweise Brunnensysteme wären hier zu berücksichtigen. Diese Information ist wichtig, wenn es darum geht, die Funktionsfähigkeit von Notkühl- oder Notstandssystemen zu beurteilen.
- **Informationen zu sonstigen Blöcken auf dem Anlagengelände**
In diesem Textfeld wird beschrieben, welche sonstigen Kraftwerksblöcke auf dem Gelände zu finden sind. Typischerweise sind das die übrigen Kernkraftwerksblöcke an diesem Standort. In Einzelfällen kann es sich aber auch um konventionelle Kraftwerke handeln, die ggf. im Notfall auch als Versorgungsmöglichkeit für das elektrische Sicherheitssystem des Reaktors fungieren. Auf die Beschreibung gemeinsamer Gebäude von sicherheitstechnischer Relevanz wird hierbei besonderer Wert gelegt, damit das Personal des Notfallzentrums beurteilen kann, wie sich ein Ereignis auf die übrigen Blöcke am Standort auswirkt.

Es wurde entschieden, die Informationen zur Umgebung des Reaktors in der Registerkarte „Anlagenübersicht“ anzeigen zu lassen.

2.2.5 Kenndaten zum Aufbau des Containments

Die Ausbreitung von radioaktiven Stoffen wird im Falle eines schweren Störfalls im Wesentlichen durch die Integrität des Containments verhindert. Infolgedessen enthält die Wissensbasis auch Auslegungsdaten zum Containment oder, sofern kein vollständiges Containment vorhanden ist, zum Confinement des Reaktors, an Hand denen Aussagen möglich sind, ab wann mit der kontrollierten Freisetzung von radioaktiven Stoffen gerechnet werden muss und inwieweit diese gefiltert werden können. Folgende Kenngrößen wurden zu diesem Zweck definiert:

- **Containmenttyp**
Eine kurze Beschreibung des Aufbaus des Containments einschließlich der verwendeten Materialien und eventuell vorhandener Druckabbausysteme. Dies umfasst z. B. eine Beschreibung der Containmentsprühsysteme. Die Beschreibung sollte dann Redundanz, Kapazität, Wasserquelle und die Energieversorgung des Systems beschreiben, damit der im Notfallzentrum tätige Experte abschätzen kann, unter welchen Randbedingungen (Einzelfehler, Verfügbarkeit von Hilfssystemen) und wie lange auf diese Weise der Containmentdruck abgebaut werden kann.

- Auslegungsdruck des Containments
- Freies Volumen des Containments
Diese Kenngrößen sind notwendig, um den Verlauf des Druckaufbaus und die Notwendigkeit von Druckentlastungen abzuschätzen und um die Messwerte von Dosismessungen im Containment zu beurteilen.
- Beschreibung der Störfall-Filtersysteme mit nuklidspezifischen Abscheidegraden
Hier wird das Lüftungssystem beschrieben, welches bei Auslegungsstörfällen die Lüftung übernimmt und z. B. im Ringraum eines DWR die Unterdruckhaltung übernimmt. Die Beschreibung enthält im Optimalfall Informationen zur Redundanz des Systems, der Energieversorgung der aktiven Komponenten und dem nuklidspezifischen Abscheidegrad der Filter. Hintergrund ist, dass die Auslegung dieser Systeme Aufschluss geben, mit welchen Emissionen im Rahmen eines Auslegungsstörfalles zu rechnen ist.
- Beschreibung der Systeme zur Druckentlastung des Containments (Venting)
Bei auslegungsüberschreitenden Unfällen kann es sich als notwendig erweisen, dass das Containment druckentlastet werden muss, um ein Überdruckversagen zu verhindern. Dabei kommt es abhängig von der Zusammensetzung der Containmentatmosphäre zur Freisetzung von radioaktiven Nukliden. Hier sollen die Systeme, über die diese Druckentlastung im Rahmen der „Emergency Operating Procedures“ (EOP) oder „Severe Accident Management Guidelines“ (SAMG) durchgeführt werden soll, beschrieben werden. Wichtige Informationen sind wiederum Redundanz (untypisch, dürfte in der Regel nicht redundant sein) des Systems, eine Beschreibung der Energieversorgung (sofern notwendig) und der nuklidspezifische Abscheidegrad des verwendeten Filtersystems, um die zu erwartenden Freisetzungen während des Venting-Vorgangs abschätzen zu können.

Detaillierte Informationen über den Einbauort einzelner sicherheitstechnisch relevanter Komponenten innerhalb des Reaktorgebäudes wären, um die Verfügbarkeit von Komponenten nach Schäden an der Anlage beurteilen zu können, wünschenswert, sind aber aus Gründen der Anlagensicherung schwierig zu erhalten und daher in der Regel nicht verfügbar. Ein möglichst detaillierter Querschnittsplan des Containments soll daher ebenfalls in die Wissensbasis aufgenommen werden. Da der genaue Aufbau des Systems zur Druckentlastung des Containments bei den Unfallabläufen in Fukushima eine wesentliche Rolle spielte (H₂-Explosion im Reaktorgebäude von Reaktor 4 ohne

vorherige größere Brennelementschäden durch aus Reaktor 3 eingedrungenen Wasserstoff), soll auch für dieses System ein entsprechender Plan in WINO abgelegt werden.

2.2.6 Kenndaten des elektrischen Sicherheitssystems

Ein Großteil der Sicherheitssysteme benötigt, um seine Sicherheitsfunktionen zu erfüllen, elektrische Energie. Die Pumpen oder Ventilatoren von Einspeise- und Kühlsystemen sind zum Beispiel größere Verbraucher. Diese werden üblicherweise von Mittelspannungsschienen gespeist, die bei einem Netzausfall durch Notstromdieselaggregate versorgt werden. Kleine Komponenten (beispielsweise einzelne Armaturen) und die notwendige Leit- und Messtechnik werden auf niederen Spannungsebenen versorgt und sind zusätzlich zur Notstromversorgung mit Batterien gesichert, die einerseits eine unterbrechungsfreie Versorgung garantieren und andererseits auch im Falle eines Ausfalls der Diesel für eine zeitweilige weitere Verfügbarkeit der versorgten Komponenten und Systeme sorgen. Auch zur Durchführung von Notfallmaßnahmen im Rahmen der EOP oder der SAMGs ist teilweise elektrische Energie notwendig. Es ist daher notwendig, einem Experten im Notfallzentrum eine ausreichend detaillierte Beschreibung des elektrischen Sicherheitssystems der betroffenen Anlage zugänglich zu machen, damit er einschätzen kann, welche Sicherheitssysteme oder Notfallmaßnahmen im konkreten Fall unmittelbar und ohne größere Instandsetzungsarbeiten durchgeführt werden können. Daher wurden folgende Kenngrößen eingeführt:

- **Beschreibung der Verbindungen zum externen Netz**
Solange es keine Ausfälle im elektrischen Sicherheitssystem einer Anlage gibt, werden alle sicherheitsrelevanten Komponenten durch eine oder mehrere Verbindungen zum normalen Hochspannungsnetz versorgt. Von Interesse ist neben der Anzahl der Verbindungen ins externe Netz auch ihre Kapazität (der unterirdische Notstrom-Netzanschluss deutscher Kernkraftwerke ist beispielsweise nicht darauf ausgelegt, den kompletten sicherheitsrelevanten Eigenbedarf zu tragen, sondern versorgt lediglich eine Notnachkühlkette) und die räumliche Trennung der Netzanschlüsse um beurteilen zu können, inwieweit diese nach Ereignissen mit Einwirkung von außen noch zur Verfügung stehen.
- **Anzahl/Kapazität/Kühlung der Notstromdiesel**
Die Notstromdiesel versorgen bei Ausfall des externen Netzes die sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher der Anlage. Die Anforderungen an die Notstromversorgung sind international heterogen. Daher ist es notwendig, genauere

Informationen darüber niederzulegen, wie viele Notstromdiesel die jeweilige Anlage grundsätzlich besitzt und wie viele davon notwendig sind, um die sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher zu versorgen. So kann der Experte beurteilen, ob nach eventuellen Ausfällen noch ausreichend Ersatzaggregate zur Verfügung stehen, um die Sicherheitssysteme zu versorgen. Eine weitere relevante Information ist, wie der Notstromdiesel gekühlt wird: ein Diesel kann entweder luftgekühlt oder wassergekühlt sein. In letzterem Fall ist die Funktionsfähigkeit des Diesels nur bei Verfügbarkeit eines sicherheitsrelevanten Systems zur Wasserversorgung (üblicherweise ein Zwischen- und/oder Nebenkühlwassersystem) gegeben.

- Anzahl/Kapazität der Batterien
Komponenten, die auch während des Hochlaufens der Notstromdiesel unterbrechungsfrei mit Energie versorgt werden müssen, werden durch mit Batterien gesicherte Schienen versorgt. Im Falle eines kompletten Ausfalls aller Wechselspannungsquellen der Anlage (SBO) sind die durch die Batterien versorgten Verbraucher die einzigen noch verfügbaren aktiven Komponenten. Die Anforderungen an die Notstromversorgung sind international heterogen. Daher ist es notwendig genauere Informationen darüber niederzulegen, wie viele Batteriesätze die jeweilige Anlage grundsätzlich besitzt und wie viele davon notwendig sind, um die entsprechenden sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher zu versorgen.
- Laufzeit der Dieselaggregate mit und ohne Handmaßnahmen durch das Personal
Im Falle eines länger andauernden Notstromfalles (beispielsweise nach einem Erdbeben mit umfangreichen Zerstörungen außerhalb der Anlage) ist die Verfügbarkeit vieler Sicherheitssysteme abhängig von den Notstromdieseln. Diese wiederum benötigen verschiedene Hilfsmittel für den Betrieb, die möglicherweise nur begrenzt auf dem Anlagengelände vorrätig gehalten werden. Dabei handelt es sich beispielsweise um Dieseltreibstoff, Schmierstoffe (Schmieröl) und im Falle von wassergekühlten Dieselaggregaten eventuell auch um Kühlwasser. Es ist daher sinnvoll, in der Wissensbasis darzustellen, für wie lange die Diesel mit den anlageninternen Vorräten betrieben werden können. Dabei muss zwischen Fällen unterschieden werden, bei denen das Betriebspersonal Handmaßnahmen durchführen kann und Fällen, bei denen dies nicht möglich ist. Typische Handmaßnahmen, die die erreichbare Betriebsdauer der Notstromdiesel erheblich verlängern, wären beispielsweise die Handabschaltung von nicht benötigten Verbrauchern, die durch das Dieselbelastungsprogramm zunächst regulär zugeschaltet wurden oder der Transfer von Treibstoff aus zentralen Lagerbehältern in die Tagestanks der einzelnen Notstromdieselaggregate.

- Laufzeit der Batterien mit und ohne Handmaßnahmen durch das Personal
Analog zu der Laufzeit der Notstromdiesel ist auch die Zeit, die die Batterien ihre zugehörigen Schienen versorgen können, von großem Interesse. Auch hier ist zwischen Fällen, bei denen das Betriebspersonal Handmaßnahmen durchführen kann und Fällen, bei denen dies nicht möglich ist, zu unterscheiden. Eine typische Handmaßnahme wäre auch hier die Handabschaltung nicht benötigter Verbraucher.
- Zusätzliche Versorgungsmöglichkeiten für den Notfall
Im Rahmen der Post-Fukushima-Maßnahmen, teilweise aber auch bereits zuvor bei der Einführung von EOP/SAMGs, haben viele Betreiber zusätzliche mobile Dieselgeneratoren o.ä. angeschafft. Diese werden auf dem Anlagengelände oder in zentralen Lagerstätten des Betreibers in der Nähe der Anlage verwahrt. Es ist in der Regel vorgesehen, im Falle eines SBO im Rahmen der Notfallmaßnahmen die mobilen Aggregate zur Versorgung der Notstromschienen zu nutzen. Es ist daher auch ein Feld notwendig, in dem derartige zusätzliche, vorsorgliche Maßnahmen beschrieben werden können. Von Interesse sind neben den oben beschriebenen Kenndaten (Anzahl, Kapazität, Kühlung, Bevorratung von Hilfsmitteln) auch Angaben, wo diese mobilen Aggregate aufbewahrt werden (auf der Anlage oder in einem zentralen Lager) und mit welchen Schienen sie im Notfall verbunden werden können. Auch wenn andere, schwarzstartfähige, kleinere Kraftwerke in der unmittelbaren Umgebung des Kraftwerks genutzt werden können, um das Kraftwerk zu versorgen, ist dies offensichtlich für Notfälle relevant und daher an dieser Stelle zu beschreiben.

Um den Aufbau des elektrischen Sicherheitssystems selbst in einem ausreichenden Detaillierungsgrad darzustellen, müsste man beschreiben, wie die Schienen verschiedener Spannungsebenen einander untergeordnet sind, an welchen Stellen Querverbindungen hergestellt werden können und Spannungsquellen eingebunden sind oder eingebunden werden können. In Textform ist eine derartige Beschreibung für einen Reaktorsicherheitsexperten ohne detailliertere Vorkenntnis der konkreten Anlage unübersichtlich und schwierig zu verstehen. Es wurde daher beschlossen, an Stelle eines solchen Textes nach Möglichkeit einen Übersichtsplan des elektrischen Sicherheitssystems in WINO einzubinden.

2.2.7 Kenndaten der verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme

Die Erfüllung der Schutzziele wird durch das Sicherheitssystem gewährleistet. Die Wissensbasis muss also detaillierte Informationen über die Sicherheitssysteme des Reaktors enthalten. Aus Gründen der Übersichtlichkeit wurden diese in Einspeisesysteme und Nachwärmeabfuhrsysteme unterteilt. Während erstere lediglich Kühlmittel in den Kern fördern (wie beispielsweise die Sicherheitseinspeisepumpen in deutschen Druckwasserreaktoren), führen Letztere auch die nach der Abschaltung des Reaktors anfallende Nachwärme aus dem Kern in eine Wärmesenke (z. B. die Atmosphäre oder einen Fluss) ab (ein Beispiel hierfür wären die Notspeisewassersysteme deutscher Druckwasserreaktoren).

Da sich die verschiedenen Einspeise- und Nachkühlsysteme in den verschiedenen Reaktorbaulinien in Anzahl und Aufbau stark unterscheiden, wurde darauf verzichtet Kenngrößen für einzelne technische Systeme, Aspekte oder Größen zu definieren. Stattdessen wird für jedes System oder Teilsystem ein kurzer Text, in dem kompakt alle relevanten Informationen zusammengefasst sind, abgelegt. Ein solcher Text beschreibt im Optimalfall:

- Den Redundanzgrad des Systems, um darzustellen, inwieweit das System nach Ausfällen noch funktionsfähig ist.
- Mit welcher Kapazität Kühlmittel eingespeist werden kann, um Abschätzungen zu ermöglichen, ob die eingespeiste Menge im Vergleich zur anfallenden Nachwärme ausreichend ist, um Schäden am Kern o. ä. zu verhindern.
- Wie die Einspeisung angetrieben wird und auf welche Energieversorgung dabei zurückgegriffen wird (z. B. mit einer von einem Elektromotor angetriebenen Pumpe, in diesem Fall wäre dann auch zu spezifizieren, ob und wie die Pumpe notstromgesichert ist), um klarzustellen, auf welche elektrischen Hilfssysteme das System angewiesen ist.
- Welches Medium gefördert wird und aus welcher Bevorratung (hier sind insbesondere das Vorratsvolumen und der Aufstellort von Interesse) das Medium gefördert wird, um abzuschätzen, ob die insgesamt durch das System einspeisbare Menge an Kühlmittel ausreichend ist, um Schäden am Kern o.ä. zu verhindern.
- Im Rahmen welcher Druckgrenzen das System betrieben werden kann (minimaler und maximaler Einspeisedruck) und an welcher Stelle das System den Primärkreis

bespeist, um darzulegen unter welchen Randbedingungen das System funktionsfähig ist.

- Sollte das System wichtige Komponenten gemeinsam mit anderen Systemen benutzen (beispielsweise nutzt das Notstandsnachkühlsystem deutscher Druckwasserreaktoren die Wärmetauscher des Nachkühlsystems), so ist dies ebenfalls in die Beschreibung mit aufzunehmen.

Für Systeme zur Nachwärmeabfuhr enthält die Beschreibung zusätzlich Informationen zur Kapazität der Wärmetauscher relativ zur maximal zu erwartenden Nachwärme. Außerdem wird beschrieben, über welche sonstigen Kühlkreise die Wärme an die ultimative Wärmesenke abgegeben wird. Dabei sollten auch für diese Kühlketten soweit anwendbar die obigen Daten angegeben werden (Redundanz, Kapazität, Energieversorgung, gemeinsame Komponenten mit anderen Systemen). Einen Sonderfall stellen die Abblasesysteme in die Kondensationskammer dar, wie sie bei Siedewasserreaktoren im Einsatz sind: Siedewasserreaktoren blasen nach Auslösung des FD-Abschlusses ihr Kühlmittel in die Kondensationskammer ab, diese kann dann durch Systeme zur Abfuhr der Nachwärme gekühlt werden. Hier sollte auch die Kapazität des Abblasesystems und die Kühlmittelmasse in der Kondensationskammer angegeben werden, da diese auch bei Ausfall der Nachwärmeabfuhr als kurzfristige Wärmesenke genutzt werden kann.

Zur Illustration sei hier eine exemplarische Beschreibung des Sicherheitseinspeisesystems eines deutschen Druckwasserreaktors angegeben mit der auch die für einen Einsatz im Notfallzentrum erforderliche Kompaktheit der Darstellung verdeutlicht werden soll:

Sicherheitseinspeisesystem: Vier Stränge mit einer Kapazität von je 62,5 kg/s; angetrieben durch Kreiselpumpen, die durch die D1-Notstromdiesel versorgt werden; Medium: boriertes Wasser (2200 ppm) aus den Flutbehältern (Ringraum, 335 m³ pro Strang); Einspeisung bis zu einem Druck von 12,5 MPa in das heiße oder kalte Bein des Primärkreislaufs.

Insgesamt kann hierbei je nach Anlagentyp durchaus eine zweistellige Anzahl an Systemen zu beschreiben sein. Insbesondere wenn eine größere Anzahl an Systemen Komponenten gemeinsam nutzen und einander ähnelnde Systemnamen haben, kann es leicht zu Verwechslungen kommen. Es wurde daher beschlossen, zur Verbesserung der Übersichtlichkeit zusätzlich noch Übersichtspläne, die den Aufbau der Systeme möglichst detailliert zeigen, in die Wissensbasis aufzunehmen.

Die Erfahrung aus den deutschen Stresstests zeigt, dass die meisten Anlagen im Notstandsfall eine Einspeisung mit mobilen Pumpen (z. B. über Feuerlöschpumpen) planen. Sofern diese Planungen bereits administrativ geregelt sind, die entsprechende Ausrüstung vorgehalten wird und nicht erst bei Ereigniseintritt improvisiert werden muss, ist es sinnvoll, auch diese Einspeiseoptionen in einem Textfeld zu beschreiben. Sinnvolle Informationen zu diesen Notstandseinspeiseoptionen sind maximaler Einspeisedruck, Einspeiseort, die Kapazität der mobilen Pumpen, das eingespeiste Medium und seine Bevorratung und, sofern Beschränkungen existieren, die Kapazität der Medienbevorratung.

Nach einem Ausfall der Kernkühlung steigt der Druck im Primärkreis zunächst an. Die weitere Entwicklung des Druckverlaufs und damit auch die Dauer bis zur Kernfreilegung und auch die Möglichkeiten, verschiedene Einspeisesysteme zum Einsatz zu bringen, hängen wesentlich von der Druckabsicherung ab. Die Anzahl und Einstellpunkte der primärseitigen Sicherheits- und Abblaseventile werden daher in die Wissensbasis aufgenommen. Da für eine sekundärseitige Bespeisung von Reaktortypen, die eine Sekundärseite besitzen, aus denselben Gründen die Druckabsicherung der Dampferzeuger eine wichtige Information darstellt, werden auch für diese die Anzahl und Einstellpunkte der Abblase- und Sicherheitsventile aufgenommen. Für Dreikreisanlagen gibt es analog Felder zur Darstellung der Druckabsicherung des Tertiärkreises.

Die Reaktivitätskontrolle ist ein besonders relevantes Schutzziel. Typischerweise besitzen Reaktoren zwei Abschaltssysteme zur Reaktivitätskontrolle: Ein Steuerstabsystemen und ein Abschaltssystem, welches hochboriertes Kühlmittel in den Kernbereich einspeist. Ursprünglich war angedacht die typische Einspeisung von hochboriertem Kühlmittel als diversitäres Abschaltssystem in Druck- und Siedewasserreaktoren mit den Kenngrößen zu Einspeisesystemen abzudecken, da diese Systeme ja ebenfalls Kühlmittel einspeisen. Für das Steuerstabsystem wurde kein Feld vorgesehen, da die Funktionsweise weitestgehend als evident erachtet wurde. Manche ausländische Reaktortypen haben aber stattdessen andere Systeme, die so nicht beschrieben werden können (z. B. das Ablassen des Moderator tanks in einigen CANDU-Reaktoren). Außerdem zeigte sich auch bezüglich des Steuerstabsysteme selbst ein gewisser zusätzlicher Informationsbedarf, z.B. wie stark deren negativer Reaktivitätseintrag ist (ausreichend für unterkritisch kalt oder unterkritisch heiß).

Daher wurde im Rahmen des Forschungsprojektes 4715R01520 ein zusätzliches Feld „Abschaltssysteme/Systeme zur Reaktivitätskontrolle“ eingeführt. Darin sind die

Abschaltssysteme eines Reaktors genauer zu beschreiben. Dies umfasst im Detail folgende Informationen:

- Eine Beschreibung der grundsätzlichen Systemfunktion (z. B. gravitativ getriebener Stabeinfall, hydraulischer Stabeinschuss, Stabeinfahren über hydrostatischen Auftrieb, Einfall von sonstigem festem Neutronenabsorber, Injektion von flüssigem Neutronenabsorber in Kühlmittel, Injektion von flüssigem Neutronenabsorber in Moderator, Moderatorentzug).
- Der negative Reaktivitätseintrag: Ein exakter Wert (z. B. in β) dürfte nur in Ausnahmefällen vorliegen und kann im Notfall auch nur schwierig angewendet werden, es ist daher sinnvoller anzugeben, in welchen Zustand das System den Reaktor bringen sollte (also z. B. unterkritisch heiß, für das Steuerstabsystem eines westlichen Druckwasserreaktors oder unterkritisch kalt für das Steuerstabsystem eines Siedewasserreaktors).
- Sofern notwendig die Hilfsenergieversorgung. Dies betrifft insbesondere nicht-gravitativ getriebene Systeme, z. B. solche die mit gepumptem Medium arbeiten.
- Die typische Einwirkzeit, hierbei genügt eine qualitative Einschätzung, ob das System bei einer Leistungsexkursion „schnell“ oder „langsam“ reagieren kann. Dies ist abermals bei Systemen von Relevanz, die nicht auf dem Einfall von Stäben basieren.
- Die Betriebsgrenzen bei einem Störfall: Bei festen Neutronenabsorbern ist dies der Schmelzpunkt des verwendeten Neutronenabsorbers.
- Außerdem sollte in diesem Feld vermerkt werden, ob der Reaktor einen positiven Dampfblasenkoeffizienten besitzt und insbesondere bei Reaktoren bei denen Kühlmittel und Moderator getrennt sind bzw. ein Moderator nicht notwendig ist, wie dieser begrenzt wird. Sofern bei schnellen Reaktoren das Containment auf die Energiefreisetzung bei einem Kernkollaps ausgelegt ist, sollte dies ebenfalls hier (und in der Beschreibung des Containmenttyps erwähnt werden).

Für natriumgekühlte Anlagen wurde weiterer Ergänzungsbedarf festgestellt. Natrium reagiert stark exotherm mit Wasser. Man schaltet daher einen „sauberen“ Kreislauf mit Natrium zwischen den Primärkreis und den Wasserkreislauf. Bei Leckagen an den Wärmetauschern zwischen den Kreisläufen kommt es dann entweder zu einer Natriumvermischung, was ohne exotherme Reaktionen vorstattengeht, oder zu einer Natrium-Wasser-Reaktion bei der lediglich nicht-kontaminiertes Natrium reagiert, was aus Gründen des Strahlenschutzes einen offensichtlichen Vorteil bietet. Trotzdem besitzen diese

Anlagen ein Schutzsystem, um die Auswirkungen derartiger Reaktionen zu begrenzen. Es wurde daher für diese Reaktoren ein zusätzliches Feld eingeführt, in dem dieses Schutzsystem beschrieben werden kann. Das Feld wird nur bei Dreikreisanlagen angezeigt.

2.2.8 Kenndaten zum Brennelement-Lagerbecken

Neben dem Reaktorkern ist auch das Brennelementlagerbecken eine potentielle Quelle radioaktiver Emissionen und muss als solche über eine funktionierende Kühlung zur Abfuhr der Nachwärme und über eine Einrichtung zum Einschluss der radioaktiven Stoffe verfügen. Dementsprechend werden in der Wissensbasis folgende Informationen niedergelegt:

- Beschreibung des Kühlsystems des BE-Lagerbeckens
Inhaltlich kann sich dabei an der Beschreibung eines Nachkühlsystems orientiert werden; auf eine Angabe der Druckgrenzen kann verzichtet werden, da es sich bei einem Becken um ein offenes System handelt. Auch die Einspeisestelle ist offensichtlich und muss nicht genauer spezifiziert werden.
- Räumliche Unterbringung des BE-Lagerbeckens
Es sollte angegeben werden, wo auf dem Gelände das BE-Lagerbecken untergebracht ist.
- Wassermasse im BE-Lagerbecken
- Wasserüberdeckung der Oberkante der Brennelemente im BE-Lagerbecken im Normalbetrieb
- Kapazität des BE-Lagerbeckens (in tSM)
- Durchschnittlicher Inhalt des BE-Lagerbeckens
Mit diesen Größen können Plausibilitätsbetrachtungen zur Nachwärmeentwicklung und zu Karenzzeiten bei einem Ausfall der Kühlung angestellt werden.

2.2.9 Kenndaten zu Notfallmaßnahmen

Kommt es im Rahmen eines Ereignisablaufs zu auslegungsüberschreitenden Systemzuständen, werden anlageninterne Notfallmaßnahmen ergriffen, um mittelfristig die Erfüllung der Schutzziele zu sichern. Diese sind in Notfallhandbüchern (EOPs) oder

SAMGs niedergelegt. Typische Maßnahmen sind beispielsweise eine Druckentlastung der Dampferzeuger, um mit Feuerweerpumpen sekundärseitig einspeisen zu können oder die Gabe von NaOH in das Sumpfwasser, um Iod aus der Containmentatmosphäre zu binden. Um dem Experten im Notfallzentrum einen Überblick zu geben, welche Notfallmaßnahmen vom Betreiber der Anlage durchgeführt werden können, wird eine kurze Beschreibung der EOPs/SAMGs in die Wissensbasis aufgenommen. Da die einzelnen EOPs/SAMGs abhängig von Anlage und Anlagentyp sehr stark unterscheiden können, wird der Inhalt nicht weiter aufgespalten und auch darauf verzichtet, detaillierte Vorgaben für eine formale Darstellung anzugeben. Es wird lediglich ein Textfeld für alle EOPs/SAMGs vorgesehen. Die Beschreibung der einzelnen Maßnahmen sollte möglichst kompakt sein und vor allem das Ziel und eine knappe Zusammenfassung der technischen Maßnahme selbst enthalten.

Um darzustellen, welche Informationen bezüglich des Anlagenzustands dem Betriebspersonal als Entscheidungsgrundlage im Falle eines Störfalls mit schweren Brennelementschäden mindestens noch vorliegen, werden die Messgrößen der Störfallinstrumentierung in die Wissensbasis aufgenommen.

Neue Anlagen besitzen ein System, um den geschmolzenen Kern nach einem Versagen des RDB in der Reaktorgrube zu kühlen, ggf. unter Einsatz eines Kernfängers. Einige ältere Anlagen haben Vorbereitungen getroffen, um ein Versagen des RDBs nach einer Kernschmelze zu verhindern, indem die Reaktorgrube zwischen RDB und biologischem Schild geflutet wird. Derartige Konzepte, um die Schmelze zu stabilisieren, sind im Notfall von Interesse und werden daher, sofern entsprechende Maßnahmen geplant sind, in einem Textfeld „Strategie zur Kühlung der Kernschmelze“ in der Wissensbasis abgelegt.

Da sich die Kernfänger im Einzelnen deutlich unterscheiden, wurden im Projekt 4715R01520 zusätzliche Felder eingeführt, in denen der Kernfänger näher beschrieben wird. Dazu wurden zwei Textfelder und ein Bilderfeld eingeführt.

Ein erstes Textfeld „Kernfängertyp“ gibt einen kurzen Überblick, um welche Art von Kernfänger es sich handelt. Hier soll vor allem spezifiziert werden, ob es sich um einen Kernfänger in- oder außerhalb des Reaktordruckbehälters handelt und wenn außerhalb, wo die Schmelze letztendlich stabilisiert wird. Möglich wäre hier beispielweise in der Reaktorgrube (z. B. WWER-Kernfänger) oder in einem separaten Compartment horizontal versetzt zur Reaktorgrube (z. B. EPR) oder unter der Reaktorgrube (z. B. früheres

Konzept des EPR). Das zweite Textfeld „Beschreibung Kernfänger“ enthält dann genauere Informationen zum Aufbau des Kernfängers. Hierzu gehört:

- Ob und wenn ja welches Opfermaterial an welchen Stellen verwendet wird. Ergeben sich durch das Opfermaterial sicherheitsrelevante chemische Reaktionen, die Einfluss auf die Sicherheitsfunktionen und -ziele haben können (z. B. erhöhte Viskosität, H₂-Bildung etc.), ist dies ebenfalls zumindest qualitativ auszuführen.
- Informationen zum Kühlsystem des Kernfängers. Bei mehreren Kühloptionen sind die einzelnen Optionen separat aufzuführen. Hierbei kann sich an der Beschreibung von normalen Nachkühlsystemen orientiert werden. Zu beschreiben: Mit welchem Medium wird die Nachwärme abgeführt? Woher kommt das Kühlmittel (Ort der Medienbevorratung und verfügbares Volumen)? Welche Energiequelle treibt die Einspeisung (gravitativ, elektrische Pumpen etc.)? Wie wird die Einspeisung ausgelöst? Ist die Einspeisung redundant? Wie wird die Schmelze mit Kühlmittel kontaktiert (z. B. Fluten von oben, konvektive Kühlung von unten etc.)? Wohin wird die Nachwärme abgeführt und mit welchen Systemen?
- Schmelzpunkt oder Beschreibung des Auslösemechanismus für Stopfen, der die Reaktorgrube vom Kompartiment des Kernfängers trennt (sofern der Kernfänger ein eigenes Kompartiment besitzt).

Um die schriftlichen Ausführungen zu ergänzen und detaillierte Informationen z. B. zum Aufbringort des Opfermaterials einfach darstellen zu können, wird außerdem ein möglichst detaillierter Querschnittsplan des Kernfängers und ggf. des Kühlsystems aufgenommen.

Um die Integrität des Containments und somit den Einschluss radioaktiver Stoffe zu gewährleisten, ist es ein wesentliches Ziel bei schweren Störfällen in wassergekühlten oder –moderierten Reaktoren die Entstehung und Ausbreitung von Wasserstoff (z. B. durch die Zirkon-Wasser-Reaktion bei erhöhten Kerntemperaturen oder durch Radiolyse) zu kontrollieren und die Entstehung eines zündfähigen Gemischs zu verhindern. Daher ist eine Beschreibung der Systeme zum Wasserstoffmanagement notwendig, wobei vor allem beschrieben werden sollte, wie der Wasserstoff abgebaut wird. Außerdem sollte das Hüllrohrmaterial aufgeführt werden, da die Oxidation des Hüllrohrmaterials die wesentlichste Wasserstoffquelle während eines schweren Störfalls darstellt.

2.2.10 Kenndaten zum nuklearen Inventar

Kommt es zu Freisetzungen, kann an Hand der vorliegenden Messwerte auf den Anlagenzustand rückgeschlossen werden. Dazu werden allerdings zusätzliche Informationen benötigt, die in der Wissensbasis vorhanden sein müssen. Dies umfasst erstens die typischen Inventare an Nukliden, die in den potenziellen Quellen auf der Anlage typischerweise vorhanden sind. Von besonderem Interesse sind dabei die leichtflüchtigen Nuklide (Iod, Cäsium, Xenon, Krypton), von denen im Falle eines schweren Störfalls größere Anteile freigesetzt werden können. Insbesondere für den Kern ist es schwierig, eine pauschale Abschätzung der Inventare zu geben, da die Zeiten bis zum Aufbau eines Gleichgewichtszustandes zwischen Entstehung und Zerfall nicht für jedes Isotop im Rahmen eines BE-Zyklus erreicht werden. Als Bezugspunkt wurde daher das Ende eines BE-Zyklus definiert, weil die Informationsbeschaffung für diesen Bezugspunkt am erfolgversprechendsten ist:

- Typisches Inventar am Ende eines BE-Zyklus (Isotopenspezifische Angaben in Bq).
- Maximales Inventar im BE-Lagerbecken (Isotopenspezifische Angaben in Bq).
- Aktivitätskonzentrationen des Kühlmittels im Normalbetrieb (Isotopenspezifische Angaben in Bq).

Zweitens müssen möglichst detaillierte Informationen über die dosimetrischen Instrumentierung auf der Anlage und um die Anlage herum bekannt sein. Dies betrifft die gemessenen Größen, den Messbereich und den Messort. Folgende Kenngrößen wurden daher in die Wissensbasis aufgenommen:

- Beschreibung des Systems zur Probennahme aus dem Containment.
 - Fest installierte Messstellen der Energiedosisleistung im Containment.
 - Fest installierte Messstellen der Energiedosisleistung im Reaktorgebäude und im Maschinenhaus.
 - Kamininstrumentierung.
 - Sonstige Instrumentierung zur Erfassung von Emissionen.
 - Meteorologische Instrumentierung
- Die Beschreibung sollte hierbei jeweils Messort, Messbereich und sofern nicht bereits beschrieben die Messgrößen umfassen.

Da der Kamin der wahrscheinlichste Ort für die Emission eines Quellterms ist, werden außerdem die Kaminhöhe und die geographischen Koordinaten des Kamins in der Datenbank hinterlegt.

Eine Quelle für Ergebnisse von Analysen schwerer Unfälle stellen anlagenspezifische probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 dar. In PSA der Stufe 2 wird für die relevanten, zu Kernschäden führenden Abläufe (Ergebnis der PSA der Stufe 1) das gesamte Anlagenverhalten unter besonderer Berücksichtigung der Containmentfunktionen bis hin zu möglichen Freisetzungen von Radionukliden in die Umgebung untersucht. Neben Detailuntersuchungen zu einzelnen Fragestellungen und Phänomenen stellen dabei deterministische integrale Unfallablaufanalysen die wesentliche Grundlage für den Aufbau und die Quantifizierung eines probabilistischen Ereignisbaums dar. Typischerweise erfolgt die Ergebnisdarstellung in Form von sogenannten Freisetzungskategorien. Durch diese werden die vielen möglichen Unfallabläufe, die sich anhand des Ereignisbaums ergeben, entsprechend ihres jeweiligen Freisetzungsverhaltens zusammengefasst.

Jede Freisetzungskategorie wird dabei durch einen bestimmten Freisetzungspfad für Radionuklide in die Umgebung charakterisiert. Aus der PSA ergibt sich jeweils eine berechnete Häufigkeit (angegeben wurde der Erwartungswert der jeweiligen Unsicherheitsverteilung) sowie eine Abschätzung der zu erwartenden Freisetzungen (in Anteilen des Kerninventars) wichtiger Nuklide (Jod, Cäsium und Edelgase). Steht für eine Anlage die Dokumentation einer aktuellen PSA der Stufe 2 oder zumindest eine Übersicht der zugehörigen Ergebnisse zur Verfügung, so hilft dies grundsätzlich bei der Einschätzung der verschiedenen möglichen Ereignisabläufe, falls ein schwerer Unfall mit Kernschäden eintritt.

Eigenständig oder im Rahmen von PSA der Stufe 2 werden in der Regel auch deterministische Analysen möglicher schwerer Unfälle durchgeführt. Dazu werden meist sogenannte Integralcodes wie MELCOR, ASTEC oder MAAP eingesetzt, welche für ein Modell der kompletten Anlage (Reaktorkern, Kühlkreislauf, Sicherheitsbehälter, umgebende Gebäude) das Verhalten im Falle eines schweren Unfalls simulieren. Der Dokumentation entsprechender Rechnungen lassen sich unter anderem charakteristische Zeiten (Beginn Kernzerstörung, RDB-Versagen, Anforderung Druckentlastung), der Verlauf wichtiger Parameter (z. B. Druck im Sicherheitsbehälter) und zu erwartende Freisetzungspfade mit Angaben zur Freisetzung von Radionukliden in Räume und Umgebung (zeitlicher Verlauf, Mengen) entnehmen. Diese Informationen könnten bei der

Einordnung eines tatsächlichen Ereignisses sowie der Abschätzung möglicher weiterer Entwicklungen nützlich sein.

In der WINO-Wissensbasis ist daher ein Feld vorgesehen, in dem verfügbare Hintergrundinformationen zu Ergebnissen von Analysen schwerer Unfälle hinterlegt werden können. Damit soll insbesondere die Einbeziehung von ggf. verfügbaren Daten zu ablaufspezifischen Quelltermen (d.h. Informationen zu Größe, Zusammensetzung, Zeitverlauf, Ort und Energie von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung) ermöglicht werden, die ein Ergebnis von Analysen schwerer Unfälle darstellen können und eine wichtige Grundlage für die Beurteilung möglicher anlagenexterner Folgen im Notfallzentrum bilden.

2.2.11 Kenndaten zu Einwirkung von außen

Einwirkungen von außen sind sicherheitstechnisch relevant, da sie ihre Ursache außerhalb der Anlage und damit im Allgemeinen auch außerhalb des Einflussbereichs des Anlagenbetreibers haben. Da die Auswirkungen der betreffenden natürlichen oder durch menschliche Aktivität verursachten Ereignisse meist eine nennenswerte räumliche Ausdehnung haben, besteht die Möglichkeit, dass durch ein solches Ereignis in einer kerntechnischen Anlage ein Störfall ausgelöst wird und gleichzeitig Systeme beeinträchtigt werden, die zur Beherrschung des Störfalls benötigt werden. Auch die Durchführung von Notfallmaßnahmen kann, durch die sich aus einer Einwirkung von außen ergebenden Randbedingungen am Standort und in dessen Umgebung, behindert werden. Daher ist es für die Experten im Notfallzentrum wichtig zu wissen, wie sich die Situation am Standort nach einer Einwirkung von außen vermutlich darstellt.

Es werden daher als Erstes Informationen zur Festlegung der Bemessungseinwirkungen benötigt. Im nächsten Schritt sind dann Informationen zur Auslegung von Anlagenteilen und baulichen Anlagen gegen diese Bemessungseinwirkungen erforderlich. Diese Informationen lassen dann Rückschlüsse auf den Anlagenzustand nach einer Einwirkung von außen zu.

Aus diesen grundsätzlichen Überlegungen zu Einwirkungen von außen ergibt sich der folgende Bedarf an Informationen in der Datenbank:

- Erdbeben

- Bemessungseinwirkung: Die Erdbebeneinwirkung, für die eine Anlage ausgelegt ist (Bemessungserdbeben, Safe Shutdown Earthquake, SL-2 Earthquake), wird meist durch ein Freifeld-Bodenantwortspektrum und ggf. durch eine zugehörige Starkbebendauer (Strong Motion Duration) beschrieben. Zur schnelleren Einordnung wird auch häufig die maximale horizontale Bodenbeschleunigung (Starrkörperbeschleunigung, Peak Ground Acceleration, PGA) verwendet, auch wenn diese kein gutes Maß für zu erwartende Schäden darstellt. Dabei können sich das Freifeld-Bodenantwortspektrum und die maximale horizontale Bodenbeschleunigung sowohl auf eine horizontale Komponente oder auf die horizontale Resultierende beziehen.
- Auslegung: Es ist anzugeben, welche Anlagenteile und baulichen Anlagen gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind. Dabei ist zwischen einer Auslegung auf Funktion (während/nach einem Erdbeben aus sicherheitstechnischer Sicht benötigte Systeme) und einer Auslegung auf bloße Standsicherheit bzw. Integrität zu unterscheiden.
- Überflutung
 - Bemessungseinwirkung: Eine Überflutung am Standort kann unterschiedliche Ursachen haben. Daher sind die der Auslegung zugrunde gelegten Überflutungsursachen zusammen mit den jeweiligen Bemessungswerten aufzulisten, z. B. Niederschlagsmenge pro Fläche und Zeiteinheit ($l/(ha \cdot s)$ oder $l/(m^2 \cdot h)$) für Starkregen und Wasserstand über Referenzniveau (m) für Flusshochwasser im Binnenland oder Sturmfluten an der Küste.
 - Auslegung: Der Überflutungsschutz stützt sich im Allgemeinen nicht auf die Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Komponenten, sondern auf vorgelagerte Einrichtungen und Maßnahmen, die verhindern, dass das Wasser sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Komponenten erreicht.
- Starkwind (einschließlich Tornado)
 - Bemessungseinwirkung: Hinsichtlich Windeinwirkungen ist zwischen linearen Winden, also „klassischen“ Stürmen, und Tornados zu unterscheiden. Während der Bemessung gegen Sturmlasten meist eine Windgeschwindigkeit für den über eine gewisse Zeit gemittelten Wind und eine Böenwindgeschwindigkeit (jeweils in m/s) oder die entsprechenden Staudrücke (in hPa) zugrunde liegen, spielt für Tornados neben der maximalen Rotationswindgeschwindigkeit (in m/s) (oder dem entsprechenden Staudruck in hPa) auch der Innendruck (in hPa) bzw.

Druckabfall (in hPa/s oder hPa/m) zum Zentrum des Tornados hin eine wesentliche Rolle.

- Auslegung: Da Tornados aufgrund ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit und der hohen resultierenden Lasten bei der Auslegung meist anders behandelt werden als lineare Winde, sind getrennte Auflistungen erforderlich, welche Anlagenteile und baulichen Anlagen gegen Wind bzw. Tornado ausgelegt wurden.
- Anlagenexterne Explosion
 - Bemessungseinwirkung: Bei einer Explosion, die ihre Ursache außerhalb des Anlagengeländes hat, stehen die resultierende Druckwelle und die thermischen Einwirkungen im Vordergrund. (Explosionen auf dem Anlagengelände selbst können für den vorliegenden Zweck analog behandelt werden.) Während für die Auslegung gegen Druckwellen meist Bemessungswerte für den anzusetzenden Überdruck angegeben werden, finden sich in Anlagendokumentationen zu den berücksichtigten thermischen Auswirkungen meist nur qualitative Aussagen. Diese Informationen sollten dennoch mit in die Datenbank aufgenommen werden, um einen Anhaltspunkt für mögliche zusätzliche Schäden zu haben. Da im Bedarfsfall ein direkter Vergleich der Auslegungswerte mit den vermutlich im konkreten Fall aufgetretenen Lasten kurzfristig kaum möglich sein wird, sollten zusätzlich zu den Lastannahmen die diesen zugrundeliegenden Szenarien (z. B. Explosion eines Tanklastwagens mit 20 t Benzin auf einer in 50 m Abstand am Standort vorbeiführenden Straße) dokumentiert werden.
 - Auslegung: Der Schutz gegen anlagenexterne Explosionen beinhaltet neben der bautechnischen Auslegung von Gebäuden noch Einrichtungen, wie z. B. Explosionsschutzklappen an den Außenöffnungen des Lüftungssystems. Daher werden neben der Auflistung der gegen anlagenexterne Explosionen geschützten Gebäude und Systeme auch Angaben benötigt, auf welche Weise die betreffenden Systeme geschützt werden. Insbesondere ist auch von Interesse, ob die Warte gegen Explosionseinwirkungen geschützt ist und somit von der Verfügbarkeit und Handlungsfähigkeit zumindest eines Teils des Personals ausgegangen werden kann. Für den Fall der Zerstörung der Warte stellt sich die Frage nach dem Vorhandensein einer Notsteuerstelle (oder Ähnlichem) von der aus Schalthandlungen durchgeführt werden können.

- Einwirkung gefährlicher Stoffe
 - Szenarien und Schutzmaßnahmen: Gefährliche Stoffe können in gasförmigem oder flüssigem Zustand auf die Anlage einwirken. Im Hinblick auf kurzfristig eintretende sicherheitsrelevante Auswirkungen stehen dabei die Verschmutzung des Kühlwassers (mit ggf. resultierendem Ausfall der Kühlung der Brennelemente), toxische Gase, die zum Ausfall des Personals führen können, sowie explosionsfähige Gase im Vordergrund. Für diese Einwirkungen werden meist keine konkreten Bemessungsereignisse definiert. Sofern der Auslegung jedoch mehr oder minder spezifische Szenarien zugrunde liegen, sollten diese dokumentiert werden, um diese im Bedarfsfall mit der realen Situation vergleichen zu können.

- (Unfallbedingter) Flugzeugabsturz
 - Bemessungseinwirkung: Sofern die Anlage explizit gegen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, liegt dieser Auslegung normalerweise ein bestimmter Flugzeugtyp oder ein Set von Flugzeugtypen sowie ein bestimmtes Absturzscenario (z. B. Auftreffort, Auftreffwinkel und Geschwindigkeit) zugrunde. Wenn dieser Flugzeugtyp und das Szenario bekannt sind, kann im Bedarfsfall aus dem Vergleich der wesentlichen technischen Daten (z. B. Masse, Massenverteilung, Treibstoffmenge, Querschnitt, Anzahl und Anordnung der Triebwerke) mit denen des tatsächlich abgestürzten Flugzeugs und des tatsächlichen Szenarios auf die vermutlichen Auswirkungen in der Anlage geschlossen werden.
 - Auslegung der Gebäude/Systeme: Der Schutz gegen Flugzeugabsturz beinhaltet neben der bautechnischen Auslegung von Gebäuden im Allgemeinen auch Brandschutzmaßnahmen für Treibstoffbrände. Daher werden neben der Auflistung der gegen direkten Flugzeugabsturz oder gegen Trümmer geschützten Gebäude und Systeme auch Angaben hinsichtlich flugzeugabsturzspezifischer Brandschutzmaßnahmen benötigt. Außerdem ist von Interesse, ob die Warte gegen Flugzeugabsturz geschützt ist und somit von der Verfügbarkeit und Handlungsfähigkeit zumindest eines Teils des Personals ausgegangen werden kann und ob - im Falle der Zerstörung der Warte - eine Notsteuerstelle oder Ähnliches vorhanden ist, von der aus Schalthandlungen durchgeführt werden können.

Die Frage der Verfügbarkeit und Nutzbarkeit zusätzlicher (mobiler) Einrichtungen und Maßnahmen ist generischer Natur und muss daher nicht für jede Einwirkung gesondert betrachtet werden. Da mobile Einrichtungen nicht nur am Standort, sondern auch

standortfern (z. B. in gemeinsamen Notfallzentren für mehrere Standorte) vorgehalten werden können, sind neben der Art der vorgehaltenen mobilen Einrichtungen auch Informationen erforderlich, ob sich diese bereits am Standort befinden (und wenn ja, wo) oder auf welchem Weg diese im Bedarfsfall zum Standort gebracht werden sollen.

3 Auswertung von verfügbaren Informationsquellen zu ausländischen kerntechnischen Einrichtungen (AP 1)

Eine funktionale Wissensbasis, die notfallrelevante Kenngrößen übersichtlich darstellt, ist für sich genommen in einem Notfall noch nicht einsatzfähig. Ebenso wichtig ist es, in einem weiteren Schritt die Kenndaten auch für möglichst alle relevanten Anlagen zu erfassen. Im Rahmen der Projekte 3613R01521 WINO /LEB 15/ und 4715R01520 WINO II /LEB 18/ wurden dazu der GRS bereits zugängliche Informationsquellen bezüglich verwendbarer Kenndaten für Anlagen in der europäischen Union sowie aufgrund der möglichen Auswirkungen auf das deutsche Staatsgebiet im Falle eines schweren Unfalls auch für ukrainische und grenznähere russische Anlagen ausgewertet (siehe Tabelle 3.1).

Tab. 3.1 Liste der im Rahmen der Projekte 3613R01521 und 4715R01520 erstellten Kenndatensätze

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
SWR	GE BWR 4 Mark 1	Mühleberg	
	GE BWR 6 Mark 3	Cofrentes	
		Leibstadt	
	ABB BWR	Oskarshamn	1-3
		Ringhals	1
		Olkiluoto	1&2
		Forsmark	1-3
DWR	WE 2-Loop	Doel	1&2
		Krsko	
		Beznau	1&2
	WE 3-Loop	Ringhals	2-4
		Almaraz	1&2
		Asco	1&2
		Doel	3&4
		Tihange	2&3
		Vandellós	2
	WE 4-Loop	Sizewell	B
	Framatome 3-Loop	Tihange	1
	Framatome CP0	Bugey	2-5
		Fessenheim	1&2

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
	Framatome CP1	Blayais	1-4
		Dampierre	1-4
		Gravelines	1-6
		Tricastin	1-4
	Framatome CP2	Chinon	B1-B4
		Cruas	1-4
		St.Laurent	B1&B2
	Framatome P4	Flamanville	1&2
		Paluel	1-4
		St. Alban	1&2
	Framatome P4'	Belleville	1&2
		Cattenom	1-4
		Golfech	1&2
		Nogent	1&2
		Penly	1&2
	Framatome N4	Civaux	1&2
		Chooz	B1&B2
	KWU 1.Gen	Borssele	
	KWU 3.Gen	Trillo	
		Goesgen	
	WWER440-213	Dukovany	1-4
Mochovce		1&2	
Paks		1-4	
Bohunice		3&4	
WWER440-331	Loviisa	1&2	
WWER1000-320	Kozloduy	5&6	
	Temelin	1&2	
GCR	AGR	Dungeness	B1&B2
		Hartlepool	A1&A2
		Heysham	A1,A2,B1&B2
		Hinkley Point	B1&B2
		Hunterston	B1&B2
		Torness	1&2
	Magnox	Wylfa	1
PHWR	CANDU 6	Cernavoda	1&2

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
RBMK	RBMK-1000	Kursk	1-4
		Leningrad	1-4
		Smolensk	1-3
DWR	WWER440-179	Novovoronezh	3&4
	WWER440-213	Rovno	1&2
	WWER1000-187	Novovoronezh	5
	WWER1000-302	South Ukraine	1
	WWER1000-320	Balakovo	1-4
		Kalinin	3&4
		Khmelnitski	1&2
		Rostov	1&2
		Rovno	3&4
		South Ukraine	3
		Zaporozhe	1-6
	WWER1000-338	Kalinin	1&2
	South Ukraine	2	

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden ergänzend zu den bereits bestehenden Datensätzen russischer Anlagen zusätzlich Datensätze für die Anlagen Beloyarsk, Kola und Nowoworonesch II erstellt. Diese Anlagen werden als nahe genug an der deutschen Grenze eingeschätzt, dass sich im Falle eines schweren Unfalles Auswirkungen in der Bundesrepublik ergeben können.

Im Rahmen des Fukushima-Ereignisses hat sich zudem gezeigt, dass auch bei kern-technischen Unfällen in Staaten, die weiter vom Staatsgebiet der Bundesrepublik entfernt liegen, ein signifikantes öffentliches Interesse und ein großer öffentlicher Informationsbedarf bestehen.

Vor diesem Hintergrund wurde daher beschlossen, WINO um Informationen zu nord-amerikanischen Kernkraftwerken zu erweitern. In diesem Vorhaben wurden dazu Datensätze für US-amerikanische und kanadische Anlagen erstellt. Aufgrund der großen Anzahl der zu betrachteten Anlagen und dem damit verbundenen Aufwand bei der Zusammenstellung von Kenndaten wurde der Ansatz verfolgt, für jede Baulinie einen generischen Datensatz zu erstellen. Die Reaktoren und Baulinien, zu denen in diesem Vorhaben Datensätze angelegt wurden, sind in Tabelle 3.2 (Reaktoren) und 3.3 (Baulinien) aufgeführt.

Tab. 3.2 Liste der im Rahmen des Projektes 4718R01520 erstellten anlagenspezifischen Kenndatensätze

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
FBR	BN 600	Beloyarsk	3
	BN 800		4
DWR	WWER 440-213	Kola	1&2
	WWER 440-230		3&4
	WWER 1200-392	Nowoworonesch II	1&2

Tab. 3.3 Liste der im Rahmen des Projektes 4718R01520 erstellten Bauliniendatensätze

Typ	Bauliniename	Zugehörige Anlagen	Blöcke
SWR	GE BWR 2 Mark 1	Nine Mile Point	1
		Dresden	2-3
	GE BWR 3 Mark 1	Quad Cities	1-2
		Monticello	
	GE BWR 4 Mark 1	Browns Ferry	1-3
		Brunswick	1-2
		Cooper	
		Enrico Fermi	2
		Fitzpatrick	
		Hatch	1-2
		Hope Creek	1
		Peach Bottom	2-3
	GE BWR 4 Mark 2	Limerick	1-2
		Susquehanna	1-2
	GE BWR 5 Mark 2	Columbia	
		LaSalle	1-2
		Nine Mile Point	2
	GE BWR 6 Mark 3	Clinton	1
		Grand Gulf	1
Perry		1	
River Bend		1	
DWR	B&W 2-Loop	Oconee	1-3

Typ	Bauliniename	Zugehörige Anlagen	Blöcke
		Arkansas One	1
		Davis-Besse	
	CE 2-Loop	Waterford	3
		Calvert Cliffs	1-2
		Arkansas One	2
		Palisades	
		Palo Verde	1-3
		Millstone	2
		St. Lucie	1-2
	WE 2-Loop	R. E. Ginna	
		Point Beach	1-2
		Prairie Island	1-2
	WE 3-Loop Trockencont.	Farley	1-2
		H.R. Robinson	2
		Sheanon Harris	1
		Turkey Point	3-4
		Virgil C. Summer	1
	WE 3-Loop Unterdruckcont.	Beaver Valley	1-2
		North Anna	1-2
		Surry	1-2
	WE 4-Loop Trockencont.	Braidwood	1-2
		Diablo Canyon	1-2
		South Texas	1-2
		Wolf Creek	
		Byron	1-2
		Callaway	1
		Comanche Peak	1-2
		Salem	1-2
		Seabrook	1
		Vogle	1-2
	WE 4-Loop Unterdruckcont.	Millstone	3
	WE 4-Loop Eiskondenserc. cont.	Catawba	1-2
		McGuire	1-2
		Sequoyah	1-2
		Watts Bar	1-2

Typ	Bauliniename	Zugehörige Anlagen	Blöcke
		Donald C. Cook	1-2
PHWR	Candu 500A/B	Pickering	1, 4-8
	Candu 6	Point Lepreau	
	Candu 750A/B, 791	Bruce	1-8
	Candu 850	Darlington	1-4

Die grundsätzlich verfügbaren Quellen unterscheiden sich dabei in der Menge und Tiefe der enthaltenen Informationen sowie in der Vertrauenswürdigkeit und der Aktualität. In einer Notfallsituation muss der Zustand der betroffenen Anlagen zuverlässig analysiert werden können. Daher müssen zum einen genügend Informationen für eine Analyse vorhanden sein, zum anderen dürfen keine Fehlinformationen verwendet werden, da sie ein falsches Lagebild erzeugen würden. Einer ausreichenden Informationstiefe und der Vertrauenswürdigkeit der Informationen wird deshalb höchste Priorität eingeräumt. Informationen aus unsicheren Quellen (beispielsweise Aktivistengruppen) wurden nicht verwendet. Ist eine Information unsicher, z. B. weil sie im Widerspruch zu anderen Quellen steht, wurde dies entsprechend vermerkt. In der Wissensbasis wurde hierzu in jedem Anzeigeregister ein Kommentarfeld eingefügt. Dort können derartige Widersprüche beschrieben werden.

Für gewöhnlich werden nur geringfügige Änderungen an den Sicherheitssystemen nach der Inbetriebsetzung der Anlage vorgenommen. Die größte Änderung während des Anlagenbetriebs dürften im Allgemeinen nachträglich installierte, zusätzliche Systeme und Maßnahmen zur Stör- und Unfallbeherrschung darstellen. Diese nehmen keinen wesentlichen Einfluss auf bereits bestehende Systeme. Daher können auch relativ alte Quellen verwendet werden, um Informationen über Systeme, die seit der Inbetriebsetzung verwendet werden, zu erlangen und entsprechend aktuellere Informationen für nachgerüstete Systeme verwendet werden, um einen vollständigen Datensatz zu erhalten. Die Aktualität der Daten hat daher insgesamt eine nachrangige Priorität, im Zweifelsfall sind allerdings aktuellere Informationen zu bevorzugen.

Zur Erfassung der Kenndaten wurde folgendermaßen vorgegangen: Bereits im Vorhaben 3613R01521 war eine Excel-Datei erstellt worden, die alle Kenngrößen und zugehörige Definitionen umfasst. Diese Definitionen spezifizieren, in welchem Umfang und in welcher Detailtiefe genau Angaben erwartet wurden. Mit Hilfe dieser Excel-Tabellen wurden die Daten dann durch verschiedene Sachverständige gesammelt. Dabei bearbeitete

ein Bearbeiter eine ihm zugeteilte Anlage vollständig. Eine anschließende Qualitätssicherung erfolgte durch die Prüfung der Angaben im Vergleich zu anderen Datensätzen von baugleichen Anlagen, die von anderen Bearbeitern erstellt worden sind. Hierdurch können Fehler durch Inkonsistenzen zwischen den Anlagen entdeckt werden. Zusätzlich wurden bei der Datenerhebung die jeweils genutzten Quellen niedergelegt, um bei Unstimmigkeiten eine leichte Rückverfolgbarkeit zu ermöglichen. Ein zweiter Qualitätssicherungsschritt erfolgte bei der Eingabe der Daten in die WINO-Wissensbasis. Diese wurde von einem dritten Sachverständigen vorgenommen, der die Daten dabei abermals auf Plausibilität und Konsistenz prüft.

3.1 Neue Anlagendatensätze und Bauliniendatensätze

3.1.1 Datenquellen für russische Anlagen

3.1.1.1 TECDO

Die GRS betreibt Informations-Datenbanken, wie z. B. TECDO, die umfangreiche Informationen über die Anlagentechnik verschiedener Kraftwerke enthält. Während der Informationsgehalt für inländische Anlagen bei dieser Datenbank sehr tiefgehend ist, sind für ausländische Anlagen deutlich weniger Informationen vorhanden. Für russische Anlagen stammen die Informationen aus Sicherheitsberichten der Anlagen, internationalen Begutachtungen und Projekten der GRS, Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Risiken von KKW in Osteuropa oder aus reaktorbaulinien-spezifischen Untersuchungen und sicherheitstechnischen Bewertungen von Kraftwerken mit WWER-440 -Reaktoren. Informationen aus der DokuOST sind zu einem großen Teil mittlerweile auch in TECDO auffindbar. Die verfügbaren Informationen sind nicht in jedem Fall aktuell. Die Qualität der Informationen ist tiefgehend und zuverlässig, sodass vor allem quantitative Angaben zur Leistungsfähigkeit von den ursprünglichen Sicherheitssystemen entnommen werden können. In den Anlagen durchgeführte Modernisierungen sind teilweise in den Datenbanken beschrieben, betreffen jedoch nicht nur die für WINO wesentlichen Komponenten.

3.1.1.2 Baulinienhandbücher WWER

Für die älteren russischen Anlagen waren viele Informationen in den von der GRS erstellten WWER-Reaktorhandbüchern oder der Doku-OST zu finden. Diese

Datenzusammenstellungen enthalten umfangreiche und tiefgehende Informationen zu den entsprechenden russischen Baulinien.

3.1.1.3 IAEA PRIS

Die GRS besitzt Zugang zu einer Reihe von geschützten Datenbanken internationaler Organisationen. Eine dieser Datenbanken ist das „Power Reactor Information System“ (PRIS) der IAEA. Diese Datenbank enthält eine große Anzahl von Informationen zum technischen Aufbau für weltweit jede Anlage. Die Datensätze werden von den jeweiligen Anlagenbetreibern ausgefüllt, daher kann die Vertrauenswürdigkeit der Daten als hoch eingestuft werden. Die wenigsten Datensätze sind jedoch vollständig ausgefüllt, sodass jeweils nur ein geringer Teil eines WINO-Datensatzes vervollständigt werden konnte. Die Daten werden regelmäßig aktualisiert. Die PRIS-Datenbank wurde im Rahmen von WINO genutzt, um schnell quantitative Daten zu gewinnen und Angaben aus anderen Quellen zu überprüfen. Speziell in Bezug auf russische und ukrainische Anlagen zeigte sich allerdings, dass die PRIS-Datenbank eher unvollständig befüllt ist.

3.1.1.4 IAEA IRS

Eine weitere für die GRS zugängliche Datenquelle sind die Datenbank des „International Reporting System“ (IRS) der IAEA. Diese Datenbank enthält Informationen zu besonderen Vorkommnissen in Kernkraftwerken und kann sehr detaillierte Informationen zu einzelnen Systemen enthalten. Die Auswertung dieser Datenbanken ist jedoch sehr aufwendig, da nicht gezielt nach für WINO relevanten Daten gesucht werden kann, sondern eine Vielzahl von Ereignissen einzeln gesichtet werden muss und nicht garantiert ist, dass zu einem geforderten Punkt überhaupt Daten vorhanden sind. Daher wurden diese Datenbanken nur in Einzelfällen für einige Datenfelder und Anlagen genutzt.

3.1.1.5 Internetrecherche Behörden-, Hersteller und Betreiberseiten

Eine Ergänzung der Informationen erfolgte über eine Internetrecherche. Hierbei musste sehr auf die stark variierende Zuverlässigkeit der Informationsquellen geachtet werden. Ergänzende Informationen von Seiten des Anlagenbetreibers, der Aufsichtsbehörde sowie von Gutachterorganisationen können als zuverlässig angenommen werden. Jedoch stammt ein Großteil der im Internet frei verfügbaren Informationen aus unzuverlässigen Quellen, die von privaten Personen und Interessengruppen angeboten werden. Diese können im Allgemeinen nicht für eine Wissensbasis verwendet werden. Die Aktualität

der Informationen variiert stark, da häufig alte Quellen neu aufbereitet angeboten werden. Über Informationen aus Broschüren und vom Internetauftritt des Anlagenbetreibers, des Anlagenherstellers und der Aufsichtsbehörden konnten vor allem schematische Abbildungen gefunden werden.

Diese Recherche war insbesondere für die relativ neuen Anlage Beloyarsk Block 4 und Novovoronesch II Block 1&2 von besonderer Relevanz, da für diese Anlagen die weiter oben genannten Quellen deutlich weniger ergiebig sind.

3.1.2 Datenquellen für amerikanische und kanadische Anlagen

3.1.2.1 IAEA PRIS

Wie oben bereits ausgeführt, enthält die IAEA-Datenbank PRIS Informationen zu allen Anlagen. Sie konnte daher auch zur Bestimmung von Kenndaten für amerikanische und kanadische Anlagen herangezogen werden.

3.1.2.2 IAEA IRS

Wie oben bereits ausgeführt, enthält das Incident Reporting System des IAEA Informationen zu allen Anlagen. Sie konnte daher auch zur Bestimmung von Kenndaten für amerikanische und kanadische Anlagen herangezogen werden.

3.1.2.3 TECDO

Die GRS betreibt Informations-Datenbanken, wie z. B. TECDO, die umfangreiche Informationen über die Anlagentechnik verschiedener Kraftwerke enthält. Während der Informationsgehalt für inländische Anlagen bei dieser Datenbank sehr tiefgehend ist, sind für ausländische Anlagen deutlich weniger Informationen vorhanden. Für amerikanische Anlagen stammen die Informationen aus Sicherheitsberichten der Anlagen, Fortbildungen und Veranstaltungen, an denen GRS-Mitarbeiter teilgenommen haben, und internationalen Projekten der GRS. Die verfügbaren Informationen sind nicht in jedem Fall aktuell. Die Qualität der Informationen ist tiefgehend und zuverlässig, sodass vor allem quantitative Angaben zur Leistungsfähigkeit von den ursprünglichen Sicherheitssystemen entnommen werden können. In den Anlagen durchgeführte Modernisierungen sind tendenziell nicht beschrieben. Über einen Abgleich mit anderen Informationsquellen, wie IAEA PRIS, die CANTEACH-Bibliothek und Baulinien- und Anlageninformationen der

NRC (s. u.) konnte die Aktualität der Informationen überprüft werden und wo nötig Ergänzungen vorgenommen werden.

3.1.2.4 Technische Baulinien- und Anlageninformationen der NRC

Für die US-amerikanischen Anlagen werden auf der Webseite der Kernenergie-Aufsichtsbehörde NRC (Nuclear Regulatory Commission) zahlreiche Dokumente sowohl mit generischen Baulinieninformationen als auch mit spezifischen Anlageninformationen zu den dort existierenden Anlagentypen vorgehalten, z. B. /NRC 90/ oder /NRC 20/. Darüber hinaus sind auch verschiedene baulinienspezifische Kurse für NRC-Mitarbeiter online in dem ADAMS-System der NRC verfügbar. Hierbei handelt es sich um Informationen zum Aufbau der sicherheitstechnisch wichtigen und der betrieblichen Systeme sowie der baulichen Anlagen der aktuell im Leistungsbetrieb befindlichen Kernkraftwerke der USA (Anlagen der Hersteller Babcock & Wilcox, Combustion Engineering, General Electric und Westinghouse).

3.1.2.5 Notfallpläne der NRC für auslegungsüberschreitende Unfälle

Die NRC hat ähnlich zu den in der EU durchgeführten Stresstests nach dem schweren Reaktorunfall in Fukushima 2011 die Betreiber der amerikanischen Kernkraftwerke beauftragt, Sicherheitsvorkehrungen und Notfallmaßnahmen für auslegungsüberschreitende Ereignisse zu planen und schriftlich zusammenzufassen. Diese als „Integrated Plan“ bezeichneten Dokumente enthalten Angaben zu den Strategien für die Kühlung des Reaktorkerns und des Brennelementlagerbeckens, die Lagerung und den Einsatz mobiler Pumpen und Dieselgeneratoren, den Einsatz von extern bereitgestellter Ausrüstung sowie die Charakterisierung von Einwirkungen von außen, gegen die die Anlagen ausgelegt sind /NRC 21/. Die enthaltenen Informationen sind ausführlich und für jede Anlage einzeln dargestellt, zudem sind sie im Vergleich zu anderen Quellen sehr aktuell. Die anlagenspezifischen Dokumente wurden von der NRC-Webseite heruntergeladen und lokal gespeichert. Anlässlich der Erstellung der Abschlussdokumentation zeigte sich, dass diese Unterlagen mittlerweile teilweise, insbesondere die Dokumente, in denen anlagenspezifische Maßnahmen ausgeführt werden, depubliziert und somit online nicht mehr verfügbar sind. Dies zeigt die Notwendigkeit regelmäßig Behördenseiten nach verwendbaren Informationen zu durchsuchen.

3.1.2.6 CANTEACH Online-Bibliothek

Das gemeinnützige Projekt CANTEACH, das unter anderem von den Betreibern der kanadischen Kernkraftwerke sowie der kanadischen Kernenergie-Aufsichtsbehörde unterstützt wird, bietet eine Datenbank an, die technische Informationen zu Systemen von CANDU-Reaktoren und deren Besonderheiten enthält /CAN 20/. Da die dort angebotenen Informationen direkt von Betreibern und Aufsichtsbehörde stammen, werden sie als zuverlässig angesehen und dienen als wesentliche Grundlage für die WINO-Datenbank. Die aus der CANTEACH-Datenbank gewonnenen Daten wurden, wann immer möglich, mit den anderen genannten Informationsquellen abgeglichen und auf Plausibilität überprüft.

3.1.2.7 Sonstiges

Speziell für amerikanische Anlagen wurden außerdem festgestellt, dass für manche Anlagen, die sogenannten Updated Final Safety Analysis Reports online mindestens in Ausschnitten verfügbar sind. Dabei handelt es sich um anlagenspezifische Dokumente, die sehr detailliert (Umfang mehrere tausend Seiten) den Aufbau der jeweiligen Anlagen beschreiben. Eine kursorische Übersicht ergab, dass sich die amerikanischen Anlagen insbesondere in Bezug auf die elektrischen Sicherheitssysteme und die Nebenkühlwassersysteme stark von den generischen Beschreibungen aus den oben aufgeführten Unterlagen unterscheiden. Eine Überarbeitung der Bauliniendatensätze in Bezug auf diese Teilsysteme erscheint daher sinnvoll. Auf Grund ihres erheblichen Umfangs konnten die Dokumente allerdings nicht im Rahmen dieses Vorhabens ausgewertet werden. Eine derartige Auswertung könnte im Rahmen eines Nachfolgevorhabens erfolgen.

3.2 Ergänzung vorhandener Datensätze

3.2.1 Ergänzung der Datensätze europäischer Anlagen um Angaben zu Einwirkungen von außen

Im Rahmen des Vorgängervorhabens 3615R01520 /LEB 18/ wurden zusätzliche Kenngrößen zu Einwirkungen von außen (Erdbeben, Überflutung, Starkwind, anlagenexterne Explosion, Einwirkung gefährlicher Stoffe und Flugzeugabsturz) bereits grundsätzlich definiert und die bewährte Excelliste, die bei der Erfassung und Recherche von Kenngrößen zum Einsatz kommt entsprechend ergänzt. Es wurden aber noch keine zugehörigen Kenngrößen für Anlagen tatsächlich recherchiert. Im Rahmen dieses Vorhabens

wurden nun die EU-Stresstestberichte ausgewertet um für europäische Anlagen, die an dem Stresstest teilgenommen hatten, die entsprechenden EVA-relevanten Kenngrößen zu erhalten. Tab. 3.4. listet die Anlagen, für die die Stresstests ausgewertet wurden, auf. Die recherchierten Daten wurden in die Wissensbasis eingepflegt.

Tab. 3.4 Liste der Anlagen, für die im Rahmen des Projekts EVA-Kenngrößen ergänzt wurden

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
SWR	GE BWR 6 Mark 3	Cofrentes	
		Leibstadt	
	ABB BWR	Oskarshamn	3
		Olkiluoto	1&2
		Forsmark	1-3
DWR	WE 2-Loop	Doel	1&2
		Krsko	
		Beznau	1&2
	WE 3-Loop	Ringhals	3&4
		Almaraz	1&2
		Asco	1&2
		Doel	3&4
		Tihange	2&3
		Vandellos	2
		WE 4-Loop	Sizewell
	Framatome 3-Loop	Tihange	1
	Framatome CP0	Bugey	2-5
	Framatome CP1	Blayais	1-4
		Dampierre	1-4
		Gravelines	1-6
		Tricastin	1-4
	Framatome CP2	Chinon	B1-B4
		Cruas	1-4
		St.Laurent	B1&B2
	Framatome P4	Flamanville	1&2
		Paluel	1-4
		St. Alban	1&2
	Framatome P4'	Bellevalle	1&2

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
		Cattenom	1-4
		Golfech	1&2
		Nogent	1&2
		Penly	1&2
	Framatome N4	Civaux	1&2
		Chooz	B1&B2
	KWU 1.Gen	Borssele	
	KWU 3.Gen	Trillo	
		Goesgen	
	WWER440-213	Dukovany	1-4
		Mochovce	1&2
		Paks	1-4
		Bohunice	3&4
	WWER440-331	Loviisa	1&2
WWER1000-320	Kozloduy	5&6	
	Temelin	1&2	
GCR	AGR	Dungeness	B1&2
		Hartlepool	A1&2
		Heysham	A1&2, B1&2
		Hinkley Point	B1&2
		Hunterston	B1&2
		Torness	1&2
PHWR	CANDU 6	Cernavoda	1&2

Entsprechend der Spezifikationen des Stresstests wurden bei der Auswertung hauptsächlich Informationen zur Auslegung gegen Erdbeben, Überflutungen und Starkwind und -regen gefunden. Für einzelne Anlagen wurden zusätzlich Recherchen im Internet auf den Seiten der Aufsichtsbehörde angestellt und die entsprechenden Ergebnisse mit in die Wissensbasis aufgenommen. Insgesamt ist festzuhalten, dass für die oben genannten Einwirkungen zumindest grundlegende Angaben gefunden wurden. Für die Einwirkungen anlagenexterne Explosion (Druckwelle), Einwirkung gefährlicher Stoffe Druckwelle und Flugzeugabsturz sind lediglich in ausgewählten Einzelfällen zumeist eher rudimentäre Angaben gefunden worden. Zusätzliche Informationsquellen für derartige Angaben zu erschließen, wäre daher wünschenswert, ist aber auf Grund der damit verbundenen Sicherheitsaspekte und Geheimhaltungsvorgaben absehbar schwierig.

3.2.2 Ergänzung der Datensätze europäischer Anlagen um Nachrüstungen

Die WINO-Datensätze für europäische Anlagen wurden überwiegend in der ersten Projektphase 3613R01521 /LEB 15/ erstellt. Um eine praktische Verwendbarkeit der Datensätze zu gewährleisten, sind diese regelmäßig auf Aktualität zu prüfen bzw. bekannt gewordene Nachrüstungen einzupflegen.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurden daher die CNS-Berichte in der Vorhabenslaufzeit (2017 und 2020) und Informationen aus den bilateralen Kommissionen der Jahre 2016 bis 2020 auf für WINO relevante Informationen ausgewertet. Bei den bilateralen Kommissionen handelt es sich im Einzelnen um:

- die Deutsch-Belgische Nuklearkommission (DBNK),
- die Deutsch-Französische Kommission (DFK),
- die Deutsch-Schweizerische Kommission (DSK),
- die Deutsch-Tschechische Kommission (DTK) und
- die Deutsch-Niederländische Kommission (DNKK).

Insgesamt ist festzustellen, dass aus den CNS-Berichten auf Grund ihres Überblickscharakters und der breitgefassten Menge an behandelten Themen kaum für WINO relevante Informationen enthalten. Die Präsentationen aus den bilateralen Kommissionen sind bessere Quellen. Die gefundenen Informationen wurden in die entsprechenden WINO-Datensätze eingepflegt.

Grundsätzlich ist es notwendig auch zukünftig die Datensätze von WINO auf einem aktuellen Stand zu halten. Da allerdings im Rahmen des Vorhabens 4720R01510 zukünftig bereits eine systematische Auswertung der oben aufgeführten und weiterer Quellen erfolgt, sollen in einem Nachfolgeprojekt stattdessen vor allem die Ergebnisse der Auswertungen des Projekts 4720R01510 in WINO eingepflegt werden.

4 Untersuchungen zum Einsatz des Analysesimulators in WINO (AP 1)

4.1 Zielsetzung der Arbeiten

Im Rahmen dieses Projekts sollte untersucht werden, ob und inwieweit sich vorliegenden Datensätze des GRS-Analysesimulators deutscher KKW auf ausländische Anlagen unter Betrachtung der im Rahmen der bisherigen Forschungsvorhaben des WINO-Projekts recherchierten Informationen übertragen lassen und ob sich damit anschließend belastbare notfallrelevante Informationen ermitteln lassen.

In einem ersten Schritt war ein Katalog auszuarbeiten, der typische Szenarien und Abläufe enthält, bei denen durch Einsatz des Analysesimulators abgeleitete notfallrelevante Kenngrößen für die zu betrachtenden Anlagen bestimmt werden können.

Beispiele:

- Zeitdauern bis Sicherheitssysteme unverfügbar werden (z. B. auf Grund von Wassermangel)
- Druck/Zeit-Verläufe bis zum Ansprechen von Entlastungseinrichtungen

Zudem sollte eine qualitative Zuordnung der identifizierten Szenarien und Abläufe sowie der grenznahen DWR-Anlagen zu geeigneten vorhandenen DWR-Analysesimulator erfolgen.

In einem zweiten Schritt wird eine Auswahl eines generischen DWR-Analysesimulators für ein ausländisches KKW vorgenommen, für welches in Schritt 3 eine beispielhafte, auf ein ausgewähltes Ereignis beschränkte Störfallanalyse durchgeführt wird. Dieser Analysesimulator ist dann anzupassen, damit die Analyse durchgeführt werden kann.

In einem letzten Schritt wird eine ausgewählte Störfallanalyse mit dem angepassten Analysesimulator berechnet. Abschließend soll die Aussagefähigkeiten des Analysesimulators bewertet werden, um die notfallrelevanten Kenngrößen des Störfallszenarios im ausländischen KKW vorherzusagen.

4.2 Informationen zu grenznahen DWR-Anlagen für die Verwendung im Analysesimulator

4.2.1 Auflistung grenznaher Anlagen

Zunächst wurden die DWR-Anlagen, welche sich bis maximal 200 km von der deutschen Grenze entfernt befinden, identifiziert. Daraus ergibt sich die in Tab. 4.1 aufgeführte Liste (mit kurzer Typisierung) von Anlagen, die grundsätzlich für die weitere Untersuchung mit dem Analysesimulator in Frage kommen.

Tab. 4.1 Erstauswahl der für die weitere Untersuchung in Betracht kommenden Anlagen

Land	Anlage	Leistung	Typ
Frankreich	Gravelines	6 x 910 MWe	Framatome CP1 3-Loop
Frankreich	Cattenom	4 x 1300 MWe	Framatome P4 REP 1300
Frankreich	Nogent	2 x 1310 MWe	Framatome P4 REP 1300
Frankreich	Paluel	4 x 1330 MWe	Framatome P4 REP 1300
Frankreich	Chooz	2 x 1500 MWe	Framatome N4 REP 1450
Schweiz	Beznau	2 x 365 MWe	Westinghouse 2-Loop
Schweiz	Gösgen	1035 MWe	KWU 3-Loop
Belgien	Doel	2 x 433 MWe, 1006 MWe, 1008 MWe,	2x Westinghouse 2-Loop, Framatome 3-Loop; Westinghouse 3-Loop
Belgien	Tihange	962 MWe, 1008 MWe, 1015 MWe	2x Framatome 3-Loop, Westinghouse 3-Loop
Niederlande	Borssele	482 MWe	KWU 2-Loop
Tschechien	Dukovany	2x468 MWe, 2x471 MWe	WWER 440/213
Tschechien	Temelin	2x1026 MWe	WWER 1000/320

4.2.2 Informationssammlung mit Relevanz zur Datensatzerstellung für grenznahe Reaktoren

Für die in Tab. 4.1 aufgeführten Anlagen wurden als nächstes Informationen zusammengetragen, welche im Weiteren die Identifizierung der simulatorgeeigneten Szenarien und die Zuordnung zu vorhandenen Anlagensimulatoren erlauben und als Eingangsgrößen für den Analysesimulator dienen können.

Dabei zeigte sich, dass nicht alle notwendigen Größen in WINO bereits hinterlegt sind. Dies betrifft im Einzelnen geometrische und thermohydraulische Kenngrößen der Brennelemente (Anzahl der Steuerstäbe pro Brennelement, Anzahl Brennstäbe pro Brennelement, BE-Matrix, Aktive Länge, Pellet-Durchmesser, Wanddicke und Durchmesser der Hüllrohre, minimale und maximale lineare Leistungsverteilung und minimaler DNB-Wert), des RDB und der RDB-Einbauten (Anzahl der Steuerstabführungsrohre, extrapoliertes und äquivalentes Kerndurchmesser, Masse und äußerer Durchmesser des RDBs, äußerer Durchmesser des heißen und kalten Strangs, RDB-Ein- und -Austrittstemperatur, Abstand zur Siedetemperatur und Gesamtmassenstrom) und der Primärkreis Komponenten Druckhalter (Durchmesser, Höhe, Volumen, Anzahl und Leistung der Heizstäbe), Dampferzeuger (Leistung, Rohrbodendurchmesser und -dicke, Wärmeaustauschfläche, Anzahl der U-Rohre, Rohrdurchmesser, Wanddicke, Umlaufzahl, Höhe, Durchmesser, Speisewassertemperatur, Dampfdruck und -massenstrom) und Hauptkühlmittelpumpen (Nennzahl, Massenstrom, Förderhöhe und Trägheitsmoment).

Eine Ergänzung von WINO wird in Bezug auf diese Größen nicht als zielführend beurteilt, da es sich bei diesen Größen um relativ detaillierte Angaben handelt, die für eine Lagebeurteilung im Notfallzentrum nicht benötigt werden und für viele ausländische Anlagen auch nicht zur Verfügung stehen.

Für die hier geplanten Untersuchungen mit dem Analysesimulator konnten die Größen größtenteils recherchiert werden, dazu wurden folgende Quellen gesichtet:

- Notfalldatenbank WINO (GRS-Datenbank)
- TecDo (GRS-Datenbank)
- Baulinienhandbuch WWER-440 (GRS-Datenbank)
- Baulinienhandbuch WWER-1000 (GRS-Datenbank)
- DOKU OST (technische Dokumentation Ost) (GRS-Datenbank)
- GeSi (GRS-Datenbank)
- CNS-Berichte
- WWER Datenbank (GRS-Datenbank, Vorkommnisse in WWER)
- Auswertung und Betreiberberichte EU-Stresstest
- Power Reactor Information System der IAEA

Neben diesen Quellen wurden für französische Anlagen noch /KIR 98/ und soweit verfügbar Sicherheitsberichte der Anlagen ausgewertet. Für Schweizer Anlagen wurden

/GRS 77/, /EIS 16/ und /KKG 10/ herangezogen. Für tschechische Anlagen wurden Arbeiten der deutsch-tschechischen Kommission, die im Rahmen der Vorhaben INT 9077, INT 9112, INT 9154, 3607I09177, 3610I01430, 3613I01431 und 3616I01431 erfolgten, sowie /STU 99/, /ACK 01a/, /ACK 01b/ und /KAL 01/ berücksichtigt.

Für das KKW Temelin liegt jeweils ein Datensatz für ATHLET und COCOSYS vom Dezember 2003 vor. Dieser wurden von tschechischen Experten des NRI Rez erstellt und mit Anfrage nach Unterstützung an die GRS übersandt. Der Datensatz für ATHLET ist für die Version ATHLET Cycle 1.2D vorhanden und enthält Angaben für gekoppelte Rechnungen mit COCOSYS. Der andere Datensatz ist, ebenfalls mit Kopplungsdaten, für COCOSYS Version 2.0 erstellt worden. Der Entwicklungsstand der Datensätze aufgrund des Alters wäre zu prüfen. Sie können daher nicht ohne Überarbeitung für Abschätzungen verwendet werden.

Es existieren ATHLET-Datensätze für verschiedene Anlagen des gleichen Reaktortyps (WWER-440/213) wie im KKW Dukovany. Dies betrifft die Anlagen Kola-1/-2 (ATHLET 3.0A, Juni 2014) und Riwne-1 (ATHLET 2.0A). Das allgemeine Verhalten der Anlagen sollte ähnlich sein, wird sich aber in Details mitunter stark unterscheiden. Die Unterschiede in der Basisausstattung, aber vor allem in den erfolgten Ertüchtigungsmaßnahmen dürften signifikanten Einfluss auf das Störfallverhalten haben. Der teils veraltete Stand der Datensätze müsste ebenfalls berücksichtigt werden

4.3 Schritt 1: Katalog der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe

4.3.1 Identifizierung von Szenarien und Abläufen

Aus den gesammelten Informationen wurden für die verschiedenen Reaktortypen Szenarien und Abläufe identifiziert, welche Konsequenzen außerhalb der Anlage zu Folge haben könnten. Zunächst erfolgt hierzu eine exemplarische Kurzbeschreibung charakteristischer Abläufe ausgewählter Störfälle.

4.3.1.1 Kleines und mittleres Leck (KMV) innerhalb des Sicherheitsbehälters

Ein kleiner oder mittlerer Kühlmittelverluststörfall führt zu einem Absinken von Druck und Niveau des Reaktorkühlmittels im Druckhalter und zu einem Druckanstieg im Containment. Dadurch wird eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst; die Notkühlsysteme

werden gestartet, und das Containment wird isoliert. Bei größeren Lecks kommt es, zusätzlich zur Aktivierung der HD-Pumpen des Notkühlsystems, auch zum Einspeisen durch Druckspeicher. Bei kleinen Lecks sind zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr auch die Dampferzeuger erforderlich.

Ein typisches Szenario, welches bei einem kleinen Leck zu einer Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung führen kann, stellt sich wie folgt dar: Nach Eintreten eines kleinen Lecks wird nach wenigen Sekunden das Reaktorschutzsignal „Differenzdruck Sicherheitsbehälter-Atmosphäre“ gebildet, das zur Auslösung der RESA führt. Ein Teilabfahren der Sekundärseite beginnt zügig nach Ereigniseintritt. Durch die daraus resultierende Abkühlung sowie durch die Leckausströmung fällt der Primärkreisdruck, wodurch das sekundärseitige Schnellabfahren startet. Die sekundärseitige Bespeisung durch z.B. An- und Abfahrpumpen und Notspeisepumpen stehen per Definition in diesem Szenario nicht zur Verfügung.

Mit dem Unterschreiten des DH-Füllstandsgrenzwerts werden das Notkühlsignal ange-regt und die Hauptkühlmittelpumpen ausgeschaltet. Der Primärkreisdruck sinkt weiter ab, sodass die Einspeisung der HD-Pumpen des Notkühlsystems innerhalb weniger Minuten beginnt. Die Pumpen saugen dabei aus den Kühlmittelvorräten und fördern borier-tes Wasser in den Primärkreis. Oft erfolgt die Isolierung kaltseitiger Druckspeicher etwa 500 s nach Ereigniseintritt, um das Thermoschockrisiko am RDB zu reduzieren, sodass diese ohne Handmaßnahmen nicht zur Verfügung stehen. Der Füllstand im Reaktor-druckbehälter fällt durch die Leckausströmung und Ausbildung der Deckelblase ab. Durch die Einspeisung der HD-Pumpen des Notkühlsystems wird der Reaktordruckbe-hälter aber wieder aufgefüllt. Die HD-Pumpen des Notkühlsystems sind in der Lage das Leck zu überspeisen, sodass sich ein Gleichgewicht zwischen Einspeisung und Leck-ausströmung einstellt und sich der Primärkreisdruck konstant auf etwa 75 bar stabilisiert bleibt. Die Einspeisung durch die HD-Pumpen des Notkühlsystems endet nach wenigen Stunden, da die Flutbecken entleert sind. Da nun keine Einspeisung mehr in den Primär-kreis erfolgt, fällt der Druck im Reaktordruckbehälter durch die Leckausströmung ab und bei Unterschreiten der Ansprechdrücke der Druckspeicher beginnt die Einspeisung der heißseitigen Druckspeicher. Diese endet innerhalb einer Zeitspanne kleiner 1 h und sollte den PKL wieder weitgehend auffüllen. Im weiteren Verlauf dampft der Primärkreis über das Leck aus, da keine Einspeisung mehr zur Verfügung steht.

Etwa knapp unter 10 Stunden nach Ereigniseintritt beginnt die Kernfreilegung. Der Was-serspiegel im Kern fällt weiter kontinuierlich und die Aufheizung der Brennelemente

beginnt. In der ersten Phase der Aufheizung steigen die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe linear an. Ab ca. 1000 °C beginnt die verstärkte exotherme Oxidation der Hüllrohre, wodurch der Anstieg der Hüllrohrtemperaturen eskaliert. Es folgt der Beginn des Hüllrohrversagens. Im weiteren Verlauf wird der Kern weiter nach unten verlagert und lagert sich im Wesentlichen als feste Trümmerstücke auf der unteren Kerntragestruktur ab. Das Schüttbett heizt sich aufgrund der Nachzerfallsleistung weiter auf und vereinzelt kann sich Schmelze bilden. Durch Kriechversagen beginnt die Kerntragestruktur zu versagen. Damit beginnt die Verlagerung von Kernmaterialien in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters, das zu diesem Zeitpunkt noch teilweise mit Wasser gefüllt ist. Das Versagen der Kerntragestruktur setzt sich sukzessive in radialer Richtung nach außen fort, wodurch weiteres Kernmaterial ins untere Plenum verlagert wird. Dort verdampft das Restwasser. Das Schüttbett heizt sich nun kontinuierlich auf, sodass sich nach und nach auch Schmelze bildet. Zudem wird die Kalottenwand des Reaktordruckbehälters aufgeheizt, sodass nach etwa knapp unter 15 Stunden nach Ereigniseintritt der Reaktordruckbehälter durch Kriechen versagt. Damit beginnt die Verlagerung von Kernmaterial in die Reaktorgrube und die Freisetzung von Kernbrennstoff in den Sicherheitsbehälter.

4.3.1.2 Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F)

Große Lecks sind dadurch charakterisiert, dass Druck- und Temperaturabsenkung des Primärkreises ausschließlich durch die Leckausströmung und durch die Kaltwassereinspeisung der Notkühlsysteme erfolgt. Über das Leck wird so viel Energie abgeführt, dass es zu einer Umkehr des Wärmestroms in den Dampferzeugern kommt. Das heißt, dass der Temperaturabfall im Primärkreis größer ist als der sekundärseitige Abfahrgradient von 100 K/h. Die Sekundärseite wird bei dieser Leckgröße zur Wärmeabfuhr somit nicht mehr benötigt.

Unmittelbar nach Auftreten des Bruchs kehrt sich beim kaltseitigen Bruch die Strömungsrichtung im Kern um (beim heißseitigen Bruch findet diese Strömungsumkehr nicht statt). Der Druck im Primärsystem fällt dabei steil ab. Bei Unterschreiten des Sättigungsdrucks geht der weitere Druckabfall wegen Entspannungsverdampfung und geringerer Ausströmungsrate für das Zweiphasengemisch langsamer vor sich. Infolge der Kühlmittelverdampfung und des verminderten Kerndurchsatzes sowie durch die starke Verringerung des Wärmeübergangs durch Übergang von „Blasensieden“ zu „Filmsieden“ erfolgt ein erster Anstieg der Hüllrohrtemperaturen. Der zunehmende Dampfgehalt und die damit

verbundene Dichteabnahme des Kühlmittels im Kern führen unmittelbar zu einem negativem Reaktivitätseintrag. Es kommt zur Auslösung der RESA durch Ansprechen der Notkühlkriterien. Aufgrund der Leistungsreduktion kommt es zu einem Absinken der Brennstabtemperaturen, was sich noch durch einen verbesserten Wärmeübergang infolge einer Erhöhung des Kerndurchsatzes verstärken kann.

Die Endphase der Druckentlastung beginnt mit der gleichzeitigen Einspeisung der kaltseitigen und heißseitigen Druckspeicher (nur in KWU-Anlagendesign vorgesehen) bei Unterschreitung des Drucks von 26 bar. Da der Druckentlastungsvorgang noch nicht abgeschlossen ist, wird ein Teil des kaltseitig eingespeisten Wassers im Bypass aus dem Reaktorkühlsystem durch das Leck in den RSB befördert. Durch das Einspeisen von kaltem Wasser wird der Druckabbau im Reaktorkühlsystem beschleunigt.

Durch das Erreichen der Not-Kühlkriterien wird zunächst die Einspeisung von Kühlmittel mit den HD-Pumpen des Notkühlsystems begonnen und nach Unterschreiten der entsprechenden Druckgrenzwerte von den ND-Pumpen übernommen. Diese schalten bei Erreichen der entsprechenden Füllstandsgrenzwerte auf Sumpfbetrieb um.

4.3.1.3 Dampferzeugerheizrohrbruch (DEHEIRO)

Beim DE-Heizrohrbruch sind Maßnahmen einzuleiten, um die Freisetzung des radioaktiven Kühlmittels über die Sekundärseite an die Umgebung oder Anlagenräume zu vermeiden oder zu begrenzen, sowie auch das Überfüllen des betroffenen Dampferzeugers zu vermeiden. Bei einem doppelendigen Bruch (2F) eines DE-Heizrohres kann die Reaktorregelung den Verlust von Reaktorkühlmittel nicht mehr kompensieren. Der Druck und das Niveau im Druckhalter sinken. Dadurch werden die RESA und die Notkühlung ausgelöst. Die Hauptspeisewasserpumpen werden abgeschaltet und die Notspeisewasserpumpen gestartet. Durch den Turbinenschnellschluss steigt der Druck in den DE. Dieser wird durch Ansprechen der Abblaseventile und evtl. Öffnen der DE-Sicherheitsventile begrenzt. Laut Störfallvorschriften sollten i. d. R. frühzeitig (nach ca. 10 min) Handmaßnahmen ergriffen werden. Dazu gehören die Isolation des defekten DE und das Abkühlen des Primärkreises. Mit einem Leck in den Dampferzeugerheizrohren steht ein Pfad zum Transport von Radioaktivität in den nicht-nuklearen Teil der Anlage offen.

4.3.1.4 Ausfall der externen Spannungsversorgung und aller auf der Anlageverfügbaren Wechselstromquellen (Total Station Blackout, SBO)

Ein typisches Szenario, welches bei einem Station Blackout zu einer Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung führen kann, stellt sich wie folgt dar: Nach dem Ereigniseintritt fallen in wenigen Sekunden die Drehzahlen der Hauptkühlmittelpumpen unter ihre Nennzahl, sodass über die Drehzahlüberwachung RESA ausgelöst wird. Aufgrund der fehlenden Dampfentlastung beginnt der FD-Druck zu steigen. Das Teilabfahren sollte beim SBO nicht zur Verfügung stehen, da das FD-Abblaseregelventil i. d. R. nicht an einer Batterie versorgten Schiene angeschlossen ist. Damit kommt es zügig nach Ereigniseintritt zum Öffnen der FD-Sicherheitsventile. Anschließend öffnen sie zyklisch, um den FD-Druck in den Dampferzeugern zu begrenzen. In deutschen Anlagen wird mit Ausfall der Eigenbedarfsversorgung die sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung (Bleed and Feed) vorbereitet. Der Speisewasserbehälter wird dazu innerhalb der ersten Stunde druckaufgeladen. Nach ca. ein bis zwei Stunden sind alle Dampferzeuger vollständig ausgedampft.

Anschließend wird eine sekundärseitige Druckentlastung durchgeführt, wodurch der FD-Druck in den Dampferzeugern schnell abfällt. Durch die Absenkung des FD-Druckes und der damit einhergehenden fallenden Siedetemperatur wird dem Primärkreis verstärkt Wärmeenergie entzogen, was zum Abfall des Primärkreisdruckes führt. Dadurch kommt es durch die Deckelblasenbildung im oberen Plenum zu einer Absenkung des Füllstandes im RDB. Steht keine mobile Pumpe zur DE-Bespeisung zur Verfügung, beginnt bei Erreichen von etwa 22 bar in den SpW-Leitungen die passive Einspeisung durch Verdampfen des in den SpW-Leitungen vorhandenen Wassers und anschließend die Nachspeisung von Wasser aus dem SpW-Behälter in die SpW-Leitungen und letztendlich in die Dampferzeuger. Der so erzeugte Füllstand in den Dampferzeugern erreicht durch die passive Einspeisung der SpW-Inventare einen Wert, welcher für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung ausreichend ist.

Durch die passive sekundärseitige Einspeisung sinkt der Druck im Reaktordruckbehälter deshalb unter den Ansprechdruck der Druckspeicher ab, sodass die Einspeisung der heiß und kaltseitigen Druckspeicher beginnt. Dadurch sollte der RDB wieder aufgefüllt werden. Zum Ende der passiven Bespeisung bei kleinem Einspeisemassenstrom reicht die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger allerdings nicht mehr aus, sodass der Druck im Reaktordruckbehälter wieder ansteigt. Nach unter 5 Stunden beginnt ein zyklisches Abblasen über das DH-Abblaseventil in den Abblasebehälter. Die passive Einspeisung

aus dem SpW-Behälter endet ca. 5 Stunden nach Ereigniseintritt. Bei Erreichen des Maximaldrucks öffnet die Berstscheibe des Abblasebehälters womit ein Leck in den Sicherheitsbehälter entsteht. Da nach Beendigung der sekundärseitigen passiven Bespeisung der Dampferzeuger keine Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mehr vorhanden ist, beginnt der Primärkreis über das zyklisch öffnende DH-Abblaseventil auszudampfen.

Nach knapp unter 10 Stunden erfolgt die erste vollständige Kernfreilegung, deren Abschluss sich je nach Auslegung und Einspeiseverhalten der Druckspeicher verzögern kann. Die freiliegenden Brennstabbereiche beginnen sich aufzuheizen. Mit dem Erreichen von ca. 1000 °C Hüllrohrtemperaturen beginnt die verstärkte Oxidation des Hüllrohrmaterials, welches aufgrund der exothermen Reaktion zu einem sich verstärkenden Aufheizen der Stäbe führt. Der Beginn des Versagens der unteren Kerntragestruktur wird ohne mobile Pumpen nach knapp unter 15 Stunden erwartet. Zu diesem Zeitpunkt ist der Kern bereits vollständig zerstört und liegt als Trümmer bzw. Schmelze auf der unteren Kerntragestruktur. Mit dem Versagen der Tragestruktur beginnt die Verlagerung des Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters. Dieses ist zu diesem Zeitpunkt noch mit Wasser gefüllt, das durch die verlagerten Trümmer/Schmelze verdampft. Danach heizt sich die RDB-Wand stetig auf, sodass das Kriechversagen des Reaktordruckbehälters erfolgt. Damit beginnt die Verlagerung des zerstörten Kerns in die Reaktorgrube und die Freisetzung von Kernbrennstoff in den Sicherheitsbehälter.

4.3.1.5 Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und mechanisches Verklemmen aller Steuerstäbe (ATWS)

Mit Totalausfall der Hauptspeisewasserversorgung geht der Speisewasserdurchsatz zunächst auf null zurück.

Die erlaubte Reaktorleistung wird durch Reaktorleistungsbegrenzung prompt auf 45 % herabgesetzt und es erfolgt eine schnelle Generatorleistung-Reduktion auf 40 %.

Die Absenkung der Reaktorleistung erfolgt durch Synchroneinwurf über die Steuerstabeinwurf (STEW)-Schaltung. Es werden nach Ablauf der Wartezeit von ca. 9 s für den eventuellen Start der Reservepumpe sofort der Sammelstabeinwurf über die STEW-Funktion (STEW-RESA) und TUSA ausgelöst.

Der überschüssige Frischdampfdurchsatz wird über die FD-Umleitstation abgeführt. Da deren Kapazität für diesen Fall nicht ausreicht, steigen die FD-Drücke über 85 bar an

und führen zur Auslösung des Teilabfahrens mit entsprechend 100 K/h mittels Frischdampf-Umleitstation (FDU) auf ca. 72 bar.

Nach Störungsbeginn wird mit unterstelltem Klemmen aller Steuerstäbe und damit unwirksamer Leistungsreduktion der Reaktorschutz-Grenzwert für Reaktorschnellabschaltung (RESA) „Kühlmitteldruck (KMD) > 166 bar“ erreicht. Da aber die Steuerstäbe definitionsgemäß nicht einfallen, kommt es ca. 3 s später zum Ansprechen des RESA-Kontrollsignales (RESAK), da die Steuerstäbe innerhalb dieses Zeitraumes nicht eine mittlere Eintauchtiefe von ca. 3 m erreicht haben. Vom Kriterium „RESA UND erforderliche Fallwegsumme innerhalb von 3 s nicht erreicht“ erfolgt durch die Stabfahrbegrenzung das Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen.

Der Ausfall der Hauptspeisepumpen mit entsprechendem Rückgang der Speisewasserdurchsätze führt in Verbindung mit der zurückgehenden DE-Leistung aufgrund des FD-Druckanstieges und der Umverteilungsvorgänge in den DE infolge kollabierender Dampfblasen im DE-Steigraum trotz des Zuschaltens der An- und Abfahrpumpen zum Absinken der DE-Füllstände, so dass es zum Zuschalten der Notspeisepumpen vom Reaktorschutzkriterium „DE-Füllstand < 5 m“ kommt.

Wegen der stark reduzierten DE-Bespeisung, der steigenden FD-Drücke und des zurückgehenden Kühlmitteldurchsatzes nehmen die Kühlmitteltemperaturen am Reaktorein- und Austritt sowie die mittlere KMT im Reaktorkern zu. Die Folge ist ein verstärktes Absinken der Kühlmittelreaktivität und somit der Gesamtreaktivität, was zur relativ raschen Reduktion der Reaktorleistung führt. Unterstützt wird dieses längerfristige Absinken der Reaktivität und damit der Reaktorleistung durch das Zuschalten des Zusatzboilersystems und der zweiten HD-Förderpumpe des Volumenregelsystems durch das RESAK-Signal, wodurch eine entsprechende Zunahme der Borkonzentration im Kern erreicht wird.

Es kommt im weiteren Störungsablauf zum vollständigen Auffüllen des Druckhalters (DH) mit Gemischabströmung über das DH-Abblaseventil. Damit steigt der Abblasedurchsatz über die DH-Ventile bei vollgelaufenem DH verstärkt an.

Es kommt nach Öffnen der Berstscheiben (bei einem Druck von 15 bar im Abblasetank) zum Ansprechen des Reaktorschutzgrenzwertes „Differenzdruck Anlagen-Betriebsräume gegen Atmosphäre > 30 mbar“.

Nach anfänglichem Anstieg sinkt die mittlere KMT in Verbindung mit der absinkenden Reaktorleistung wieder ab und führt aufgrund der Kühlmittel-Volumenkontraktion zu einem Wiederabsinken des DH-Füllstandes und somit des Kühlmitteldrucks (KMD). Längerfristig würde der KMD unter 131 bar absinken, so dass es in Verbindung mit dem Containmentdrucksignal zur Reaktorschutz-Auslösung des 100 K/h-Abfahrens mittels FD-Abblaseregelventile (FD-ARV) käme. Da jedoch die FDU verfügbar ist, würde diese das 100 K/h-Abfahren übernehmen, da deren FD-Drucksollwert 3 bar unter dem Sollwert der FD-ARV geführt wird.

4.3.2 Zuordnung der grenznahen Anlagen und Szenarien zu vorhandenen Simulatoren

Die identifizierten Szenarien und Abläufe werden in diesem Arbeitsschritt dahingehend überprüft, ob sie mit vertretbarem Aufwand mit den vorhandenen Simulatoren umgesetzt werden können. Basierend darauf wird eine Auswahl von Simulationen vorgenommen, welche in der weiteren Untersuchung durchgeführt werden könnten.

In der GRS wurden zahlreiche Analysesimulatoren und Eingabedatensätzen von Kernkraftwerken erstellt. Es liegen für alle deutschen Vor-Konvoi-, Konvoi- und KWU-Anlagen der 2. Generation Simulatoren und Eingabedatensätze vor, außerdem gibt es einen generischen WWER1000-Basisdatensatz. In Tabelle 4.2 ist für die in Abschnitt 4.2 identifizierten grenznahen Anlagen aufgeführt, ob nach Einschätzung der Entwickler ein mit vertretbarem Aufwand anpassbarer Analysesimulator existiert und wie groß der Anpassungsbedarf für die jeweiligen in Abschnitt 4.3.1 diskutierten Störfälle ist.

Tab. 4.2 Zuordnung der Simulatoren zu grenznahen Anlagen und Einschätzungen des Anpassungsbedarfs für ausgewählte Störfälle

* bedeutet, dass der Anpassungsbedarf als hoch eingeschätzt wurde

(✓) bedeutet, dass der Anpassungsbedarf als mittel eingeschätzt wurde

✓ bedeutet, dass der Anpassungsbedarf als vergleichsweise gering eingeschätzt wurde

Anlage	Vergleichsdatensatz	KMV	DEHEIRO	SBO	Ausfall HWS + ATWS
Gravelines	GKN-1	*	*	*	*
Cattenom Nogent Paluel	KKP-2	✓	(✓)	(✓)	✓
Chooz	-				
Beznau	-				
Gösgen	KWB-B	✓	(✓)	(✓)	(✓)
Tihange-1	-				
Thiange-2 Doel-3	-				
Tihange-3 Doel-4	-				
Doel-1/2	-				
Borssele	GKN-1	✓	✓	(✓)	✓
Dukovany	Gen. WWER	*	*	*	*
Temelin	Gen. WWER	*	*	*	*

4.3.3 Zusammenfassung der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe

Tabelle 4.3 gibt einen zusammenfassenden Überblick, welche Kenngrößen die Analysensimulatoren für die jeweiligen Störfälle benötigt.

Tab. 4.3 Zusammenfassung der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe

Szenario	Relevante Schutzziele	Relevante Kerngröße für den Analysesimulator	Beschreibung
Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters	Kontrolle der Reaktivität (R) Kühlung der Brennelemente (K) Einschluss der radioaktiven Stoffe (B) Einhaltung der radiologischen Sicherheitsziele (S)	Neutronenfluss (Reaktorleistung) Borkonzentration – Abschaltkonz. RDB-Füllstand KMT am RDB-Austritt	Unkorrigierter Neutronenfluss nach ca. 5 min < 1% Borkonzentration > CH bzw. > CH-K (langfristig) RDB- Füllstand > min 3 (Unterkante Loop) Kern- bzw. Reaktoraustrittstemperatur < 350°C; fallend unter „T (Sätt-Sek.) +35K“ bei Wärmeabfuhr über DE; bzw. < 180°C bei Wärmeabfuhr über nukleares Nachkühlsystem
Mittleres Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt ≤ 0,1F)	R, B, K, S		
Großes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F)	R, B, K, S	KMD im Primärkreis Druck im Sekundärkreis DE-Füllstand	KMD < 177 bar bei KMT > 120°C bzw. KMD < Druck-Temperatur-Grenzkurve bei KMT < 120°C min. 3 DE-Füllstand zwischen 5 und 13,5m, Tendenz: Rückführung in den Regelbereich
Ausfall der externen Spannungsversorgung und aller auf der Anlage verfügbaren Wechselstromquellen (Total Station Blackout, SBO)	R, B, K, S	Deionatvorrat in den Notspeisebecken Druck im RSB	Gesicherter Deionatvorrat in den Notspeisebecken vor Abfahrbeginn > 800Mg. Druck im RSB < 5,9 bar (< 1,1 P(Auslegung))
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und mechanisches Verklemmen aller Steuerstäbe (ATWS)	R, B, K, S	Spannungsversorgung Notstromschienen	Spannungsversorgung der Notstromanlage „BDA – BDU“ und „BMA – BMD“ und Notspeiseanlage „BNA – BND“

4.4 Schritt 2: Auswahl und Vorbereitung eines DWR-Analysesimulator

Ein GRS-Analysesimulator ist ein technischer Simulator für ein Kernkraftwerk (KKW), der aus dem ATHLET-Code, einem Eingabedatensatz für die Referenzanlage und der Simulationsumgebung ATLAS besteht. Der Simulator ist ein Modell der Anlage, dessen Genauigkeit von den Rechencodes abhängt. Folgende Hauptkomponenten bilden in der Basis eines jeden Analysesimulators: Thermohydraulik, Wärmeübertragung und -leitung, Neutronenkinetik sowie Regelung und Steuerung (I&C). Eine exakte Modellierung aller Komponenten würde Anlagendaten, technische Zeichnungen, Systembeschreibungen, und Systempläne etc. erfordern, um ein realistisches Modell der KKW erstellen zu können. Bei unzureichenden Daten können Annäherungen und Vereinfachungen bei der Modellierung auf der Grundlage des Fachwissens und der technischen Abschätzungen der Experten vorgenommen werden, die den KKW-Simulator erstellen. Infolgedessen hängt die Genauigkeit der numerischen Vorhersagen von diesen Annahmen bei der Modellierung ab. Daher ist es immer wichtig, so viele Daten des Kernkraftwerks wie möglich zu erfassen.

Während des Projekts wurde der numerische Code „ATHLET Mod 3.2 Cycle A“ verwendet. Der Code enthält alle Module, die zur Simulation thermohydraulischer Systeme, einschließlich der angeschlossenen I&C aktueller Leichtwasserreaktoren sowie anderer Reaktortypen, erforderlich sind. Weitere Informationen zum Simulationscode finden sich im 'ATHLET – User's Manual' und in den 'ATHLET – Models and Methods' /AUS 19/. Der Bericht 'ATHLET – Validation' /AUS 19/ gibt einen Überblick über ausgewählte Validierungsberechnungen für die aktuelle Codeversion unter Verwendung von Daten aus Testeinrichtungen.

ATLAS V5.1 kann zur Interaktion mit dem Simulationscode verwendet werden, um die Steuerung und Visualisierung von ATHLET-Variablen zur Durchführung von Transienten- und Störfall-Simulationen zu ermöglichen. Darüber hinaus bietet ATLAS die Möglichkeit sogenannte „Interactive Displays (IDs)“ anzuzeigen, die manuell erstellt wurden. Die IDs ahmen Armaturendisplays am Steuerpult nach, die in der Warte der Kernkraftwerke üblichen Anzeigern oder Armaturendisplays ähneln, und erleichtern die Interaktion mit der Simulation.

4.4.1 Kurzüberblick über einen Analysesimulator

Die Thermohydraulik eines Analysesimulators kann auf zwei Arten mit dem GRS-Code „ATHLET“ modelliert werden. Erstens werden Systeme, deren physikalische Eigenschaften (z. B. ein- oder zweiphasige Strömungen) besonders genau berechnet werden müssen, um den Ablauf eines Störfallszenarios vorherzusagen, mithilfe von Thermofluidobjekten (TFOs) modelliert, die in ein oder mehrere Kontrollvolumina (CVs) unterteilt sind. Die Wärmeübertragung von oder zu TFOs erfolgt dann durch Anbringen sogenannter Wärmeleitobjekte (HCOs). Zweitens wird die Thermohydraulik anderer unterstützender Systeme mithilfe einer Beschreibungssprache für Leittechnik namens „GCSM“ modelliert. In diesen Modellen werden alle Massenströme, Wärmeübertragungen usw. durch einfache Erhaltungsgleichungen berechnet, die vom Entwickler in ein Netzwerk von GCSM-Signalen übersetzt werden. Für die Modellierung der Thermohydraulik mit TFOs wären technische Zeichnungen mit Maßangaben der Komponenten erforderlich.

Zusätzlich zu der oben beschriebenen Thermohydraulik wird die leittechnische Ansteuerung von Komponenten wie Pumpen, Ventilen usw. modelliert. Die implementierten Steuerungen werden in den folgenden Absätzen beschrieben. Das Instrumentierungs- und Steuerungsmodell besteht ebenfalls aus GCSM-Blöcken. Die Modellierung der Steuerungen sollte so weit wie möglich mit dem tatsächlich realisierten Design im KKW übereinstimmen. Oft werden Mangels Informationen Annahmen getroffen, die auf Erfahrungen mit dem generischen deutschen DWR-Design basieren.

Interaktive Displays innerhalb von ATLAS werden erstellt, um die Verwendung des Simulators zu vereinfachen, indem die Mensch-Maschine-Schnittstellen des realen Kernkraftwerks nachgeahmt werden. Die interaktiven Displays ermöglichen es, die verschiedenen Systeme zu steuern, den Überblick über die aktuelle Anlage zu behalten und das Anlagenverhalten zu verstehen. Darüber hinaus können sie wertvolle Informationen liefern, die den Entwickler unterstützen oder dabei helfen können, Fehler in den Modellen zu erkennen. Die IDs zeigen normalerweise Animationen für die wichtigsten Systemvariablen. Das beinhaltet

- animierte Massenströme
- Farbwechsel je nach Pumpenzustand (ein / aus)
- Farbwechsel je nach Ventilzustand (geöffnet / geschlossen)
- animierte Füllstände

- Informationen aus der thermohydraulischen Simulation zu Elementen wie Rohren/Kanälen und Behältern, z. B. Drücke, Temperaturen, Gasanteil
- Anzeigen, deren Farben sich je nach Systemstatus ändern
- Digitalanzeiger wichtiger Anlagenparameter oder Systemparameter wie Drücke, Temperaturen, Durchflüsse usw.

Fast alle angezeigten Elemente sind mit den jeweiligen Variablen verknüpft, mit denen sie animiert werden können. Durch Klicken auf eines dieser Elemente kann ein zeitlicher Trend für die verknüpfte Variable angezeigt werden. Trotz ihrer Funktionen sind die IDs für die Durchführung einer Simulation nicht zwingend erforderlich. Die Funktionen können auch direkt über den Eingabedatensatz des ATHLET erfolgen.

Zusammenfassend umfasst ein KKW-Analysesimulator alle Mittel, die zur Simulation thermohydraulischer, wärmeleittechnischer und neutronenkinetischer Prozesse einschließlich der zugehörigen Leittechnik erforderlich sind. Der Analysesimulator enthält eine Modellierung der Hauptbetriebssysteme sowie der Sicherheitssysteme, des Reaktorschutzsystems, der Wärmestrukturen, der Instrumentierungs- und Steuerungssysteme und ein punktkinetisches Modell für die Reaktorphysik (thermischer Brennstoff). Der Modellierungsgrad der verschiedenen Systeme kann detailliert und vereinfacht erfolgen. Bei der detaillierten Modellierung sind das Systemdesign und die Funktionalität im Modell eng dargestellt, was sich in den Modellfähigkeiten widerspiegelt, das Anlagenverhalten bei Transienten und sehr spezifischen Ausfallannahmen zu erfassen. Das Modell eines Systems, das auf vereinfachte Weise modelliert wird, würde nur die erforderlichen Informationen und Daten aus der Anlage enthalten, um das korrekte Verhalten des Systems in Bezug auf sicherheitsrelevante Aspekte sicherzustellen.

4.4.2 Auswahl eines Analysesimulators und einer beispielhaft zu untersuchenden Anlage

Der GRS KKP2-Analysesimulator wurde als das am besten geeignete für Störfallanalysen in einer Framatome P4 REP 1300 MW-Anlage identifiziert. Es kann zur Analyse aller relevanten Störfall-Szenarien (siehe Kapitel 4.3.2) in P4-Kernkraftwerken verwendet werden.

Die folgenden Systeme sind im KKP2-Analysesimulator modelliert:

- Reaktordruckbehälter (RDB)
- Reaktorkern
- Neutronenkinetik
- Reaktivitätskontrolle (Steuerstäbe und Borsäureeinspeisung)
- Nachzerfallsleistung
- Kernleistung und Leistungsverteilung
- Reaktorschutz
- Signale für RESA und TUSA
- Kühlkreislauf
- Primärdruckregelung: Druckhalter
- Dampferzeuger
- Frischdampfsystem
- Frischwassersystem
- Not- und Nachkühlsystem
- Volumenregelsystem
- Zusatzboriersystem
- Kondensatoren
- Turbine und Turbinenbypass
- FSA-Station
- Lecks und Brüche
- Stromversorgung

4.4.3 Anpassung des Analysesimulators für die P4 REP Anlage

Um Sicherheitsanalysen für die P4 1300 MW Anlage durchführen zu können, muss der gewählte KKP2-Analysesimulator umgeschrieben und an die Daten eines Kernkraftwerks vom Typ P4 angepasst werden. Der Prozess beinhaltet die folgenden Änderungen in dem KKP2 Eingabedatensatz:

- Anpassung der Geometrie der TFOs (TFOs der Primär- und Sekundärseite)
- Anpassung der Brennstoffparametern und Brennelementleistungsverteilung im Kern
- Angemessene (adäquate) Änderungen in den relevanten Systemen (GCSM-Blöcke)

4.4.3.1 Vereinfachung des KKP2-Analysesimulators

Der erste Schritt der Aufgabe bei der Anpassung des KKP2-Analysesimulators an die Darstellung der P4 REP Anlage bestand darin, die TFOs, HCOs (Wärmeleitobjekte) und die Betriebsparameter vorzubereiten und anzupassen. Hierzu waren alle TFOs und HCOs neu zu schreiben. Die durchgeführte Transformation der TFOs wird nachfolgend exemplarisch an den TFOs des RDB demonstriert, da diese immer detailliert modelliert sind. Im Allgemeinen entspricht die Anzahl der TFOs, die für die Modellierung einer einzelnen Komponente verwendet werden, der Fähigkeit und dem Detaillierungsgrad, mit denen ein 1D-Code 3D-Strömungsphänomene reproduzieren kann, die in dieser Komponente auftreten. Im Fall des RDB können auch nicht symmetrische Strömungs- und thermische Belastungen aufgrund des asymmetrischen Verhaltens im Kühlkreislauf berücksichtigt werden. Ein Mehrkanalmodell wird angewendet, um den RDB im KKP2-Analysesimulator zu modellieren. Genaue geometrische Details für den hydraulischen Durchmesser, die freien Strömungsfläche und die Flüssigkeitsvolumina können realistische Vorhersagen für Durchsatz und Wärmeübertragung gewährleisten. Sowohl das Design des Kühlkreislaufs als auch die radiale und azimutale Leistungsverteilung im Reaktorkern bestimmen die Anzahl der TFOs, die für die Mehrkanalmodellierung des RDBs erforderlich sind. Im KKP2-Analysesimulator wurde eine Fünf-Kanal-Kernmodellierung realisiert (siehe Abb. 4.1). Dieser Modellierungsansatz des RDB ist der einfachste, um 3D-Effekte zu reproduzieren. Drei der Modelle mit unterschiedlichem Vereinfachungsgrad, die in der GRS für Vier-Schleifen-DWR entwickelt wurden, sind:

- Vier Downcomer(Ringraum)-Kanäle, sowie ein Ring mit vier Kanälen und ein zentraler Kanal für den Reaktor-Kern. Dieses Modell enthält fünf LP-Kanäle (Lower/Unteres Plenum), fünf Kern-Kanäle und fünf UP-Kanäle (Upper/Oberes Plenum).
- Acht Downcomer-Kanäle, sowie zwei Ringe mit acht Kanälen und ein zentraler Kanal für den Reaktor-Kern. Diese Modellierung ergibt 17 LP-Kanäle, 17 Kern-Kanäle und 17 UP-Kanäle.
- Acht Downcomer-Kanäle, sowie drei Ringe mit acht Kanälen und ein zentraler Kanal für den Reaktor-Kern. Diese Modellierung ergibt 25 LP-Kanäle, 25 Kern-Kanäle und 25 UP-Kanäle.

Die oben beschriebenen drei Modelle wurden während der Transformation der TFOs aus dem KKP2-Analysesimulator berücksichtigt.

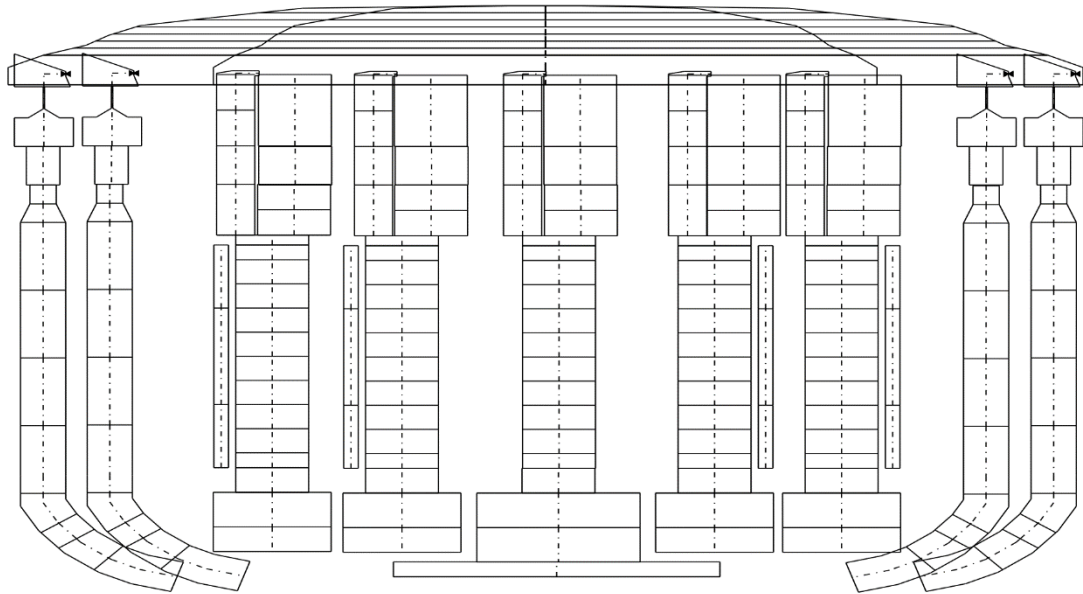


Abb. 4.1 Fünf-Kernkanalmodell des RDBs im KKP2 Analysesimulator

4.4.3.1.1 Parametrisierung des KKP2-Analysesimulators

Die Parametrisierung der TFOs ist beispielhaft in Anhang A.1 dargestellt, wo die Änderungen, die im TFO des zentralen Kernkanals vorgenommen wurden, gezeigt werden. Alle für die Objektdefinition erforderlichen Daten für das TFO sind als Parameter eingegeben. Das HCO desselben zentralen Kernkanals wird analog definiert. Die Anwendung dieser Methode ermöglicht eine einfache Anpassung der TFOs und HCOs durch Korrektur der Parameter und auch eine einfachere Adaption von Objekten des Analysesimulators für neue Anlage. Alle Parameter werden in dem Eingabedatensatz angegeben oder berechnet.

Die folgende Nomenklatur wird für den Namen der TFO Objekte im RDB im folgenden Kapitel und im Anhang verwendet (Ein analoges Nomenklaturschema existiert für HCOs):

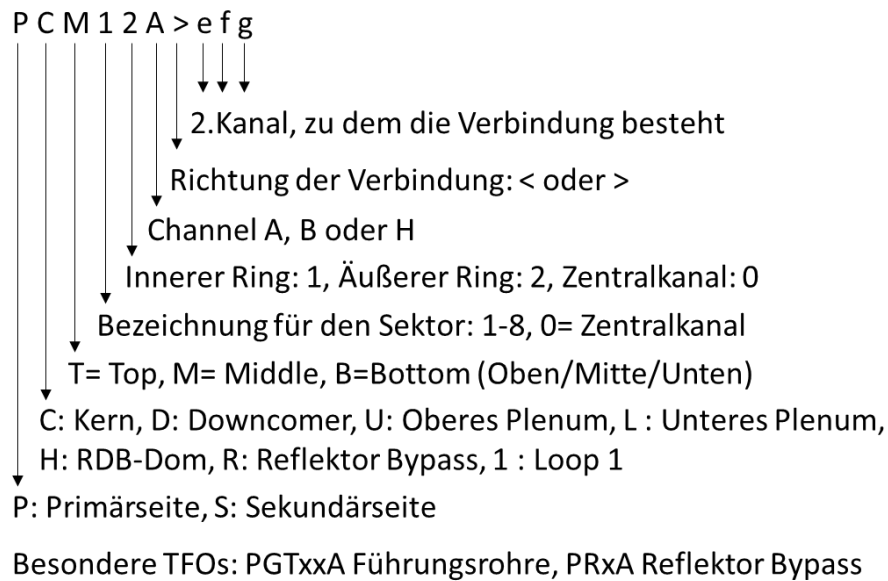


Abb. 4.2 Nomenklatur der TFOs

Im folgenden Kapitel wird die Parametrisierung des Analysesimulators mit den TFOs des RDB demonstriert. Dabei wurde das Modell mit 8 Downcomer-Kanäle und 3 Ringen mit 8 Kanälen und einem zentralen Kanal für den Reaktorkern benutzt. Der RDB besteht aus den folgenden Objekten:

- Kern mit Brennelementen (BE) – TFOs PCB**(Kerneintritt), PCM**(Kernkanal), PCT**(Kernaustritt) und PR**(Reflektor), (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)
- RDB-Dom – TFOs PH**, (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)
- Oberes Plenum – TFOs PUB**, PUM**, (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)
- Downcomer/Ringraum – TFOs PDT**, PDM** und PDB**, (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)
- Unteres Plenum – TFOs PLM**, PLB00A, (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)
- Steuerstäbe und Führungsrohre – TFOs PGT** und PGTI**, (Abb. 4.3, Abb. 4.4 und Abb. 4.5)

Der Ringraum besteht aus acht vertikalen Kanälen, die durch Querverbindungsobjekte horizontal miteinander verbunden sind. Vier der Downcomer-Kanäle sind mit den kalten Strängen der Hauptkühlmittelschleifen 1 bis 4 verbunden. Am oberen Ende jedes Ringraumkanals ist eine kleine Verbindung implementiert, die den Dombypass zum RDB-Dom modelliert. Der untere Teil des Kanals, wo die Verbindungen zu den Objekten des

unteren Plenums eingebaut sind, ist gekrümmt. An jedem der Thermofluid-Objekte (TFOs) sind wärmeleitende Objekte (HCOs) angebracht, die die Wärmekapazität der Strukturen (RDB) sowie den Wärmeverlust an das Containment simulieren. Das untere Plenum besteht aus einem äußeren Ringkanal, einem inneren Ringkanal, einem mittleren Ringkanal und einem Zentralkanal. Alle Kanäle sind miteinander verbunden, um einen Querfluss zu ermöglichen. Der Boden des unteren Plenums wird als TFO modelliert, das mit dem zentralen unteren Plenumskanal verbunden ist.

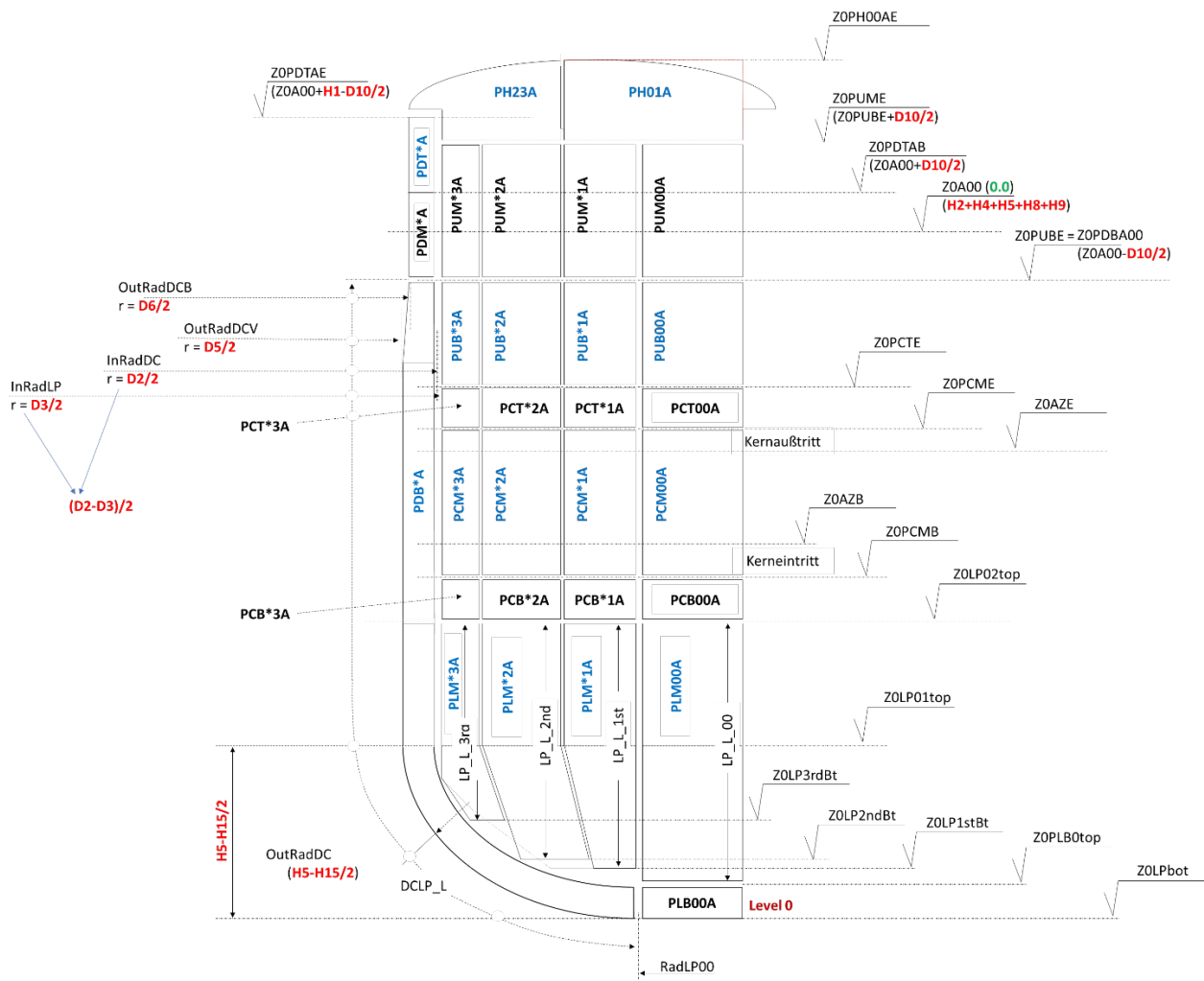


Abb. 4.3 RDB-TFOs: Zusammenhang der Höhenkoordinaten – Dreiringmodell des Kerns.

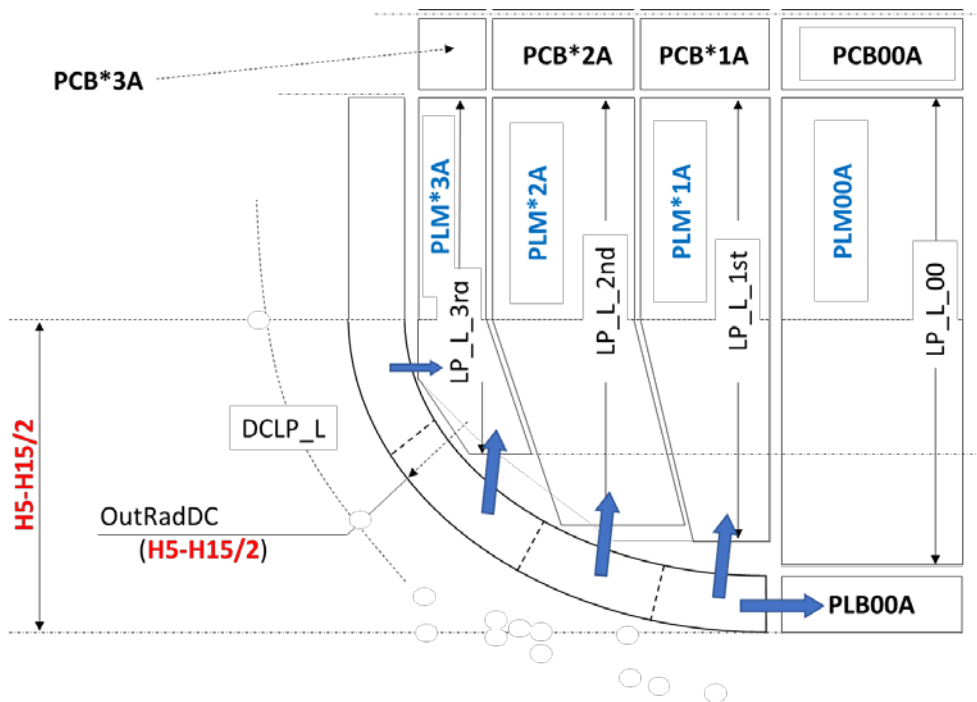


Abb. 4.4 Verbindungen zwischen dem Ringraum und den TFOs im unteren Plenum

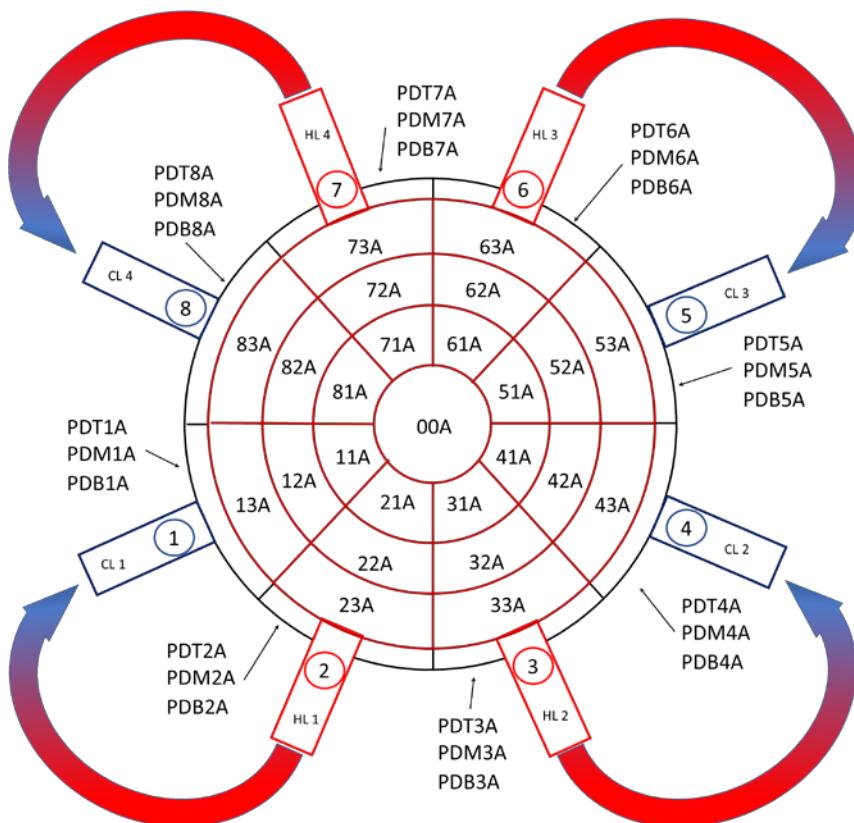


Abb. 4.5 Radialer Querschnitt des RDB-Modells mit acht Downcomer-Kanälen und drei Ringen mit acht Kernkanälen

Das obere Plenum wurde gleichartig (wie das untere Plenum) modelliert. Vertikal besteht jeder Abschnitt des oberen Plenums aus zwei TFOs. Die obersten TFOs sind mit den heißen Strängen der Hauptkühlmittelschleifen verbunden. Alle TFOs des oberen Plenums sind durch Querverbindungsobjekte oder Verzweigungsobjekte miteinander verbunden. Das oberste TFO im oberen Plenum simuliert den Bypass zum RDB-Dom. An jedem der TFOs sind HCOs angebracht, die die Wärmekapazitäten der Strukturen des RDB simulieren. Der RDB-Dom wird mit zwei TFOs modelliert. Er ist durch kleine Bypässe mit den oberen TFOs des oberen Plenums sowie mit den oberen TFOs des Ringraums verbunden. Zwei HCOs sind am RDB-Dom angebracht, um seine Wärmekapazität und den Wärmeverlust an das Containment zu simulieren. Die Führungsrohre sind mit TFOs modelliert und mit dem RDB-Dom und dem oberen Plenum verbunden. Die Kernkanäle enthalten je nach gewählter Kernzuordnung eine unterschiedliche Anzahl von BE (Abb. 4.6). Jeder Kernkanal ist über eine Querverbindung mit seinen Nachbarkanälen verbunden. Die Wärmeübertragung zwischen dem Reflektor und dem Ringraum und dem Reflektor und den Kernkanälen im äußersten Ring wird mit HCOs modelliert.

4.4.3.1.2 Identifizieren der notwendigen Daten für die Anpassung des Analysesimulators

Abhängig von den verfügbaren Daten des KKWs können unterschiedliche Detaillierungsgrade realisiert und verschiedene Vereinfachungsstufen angewendet werden:

- Vereinfachungsstufe 1: Die erforderlichen Daten für die Thermohydraulik sowie die Leittechnik sind alle verfügbar. Ein Analysesimulator kann dann ohne Vereinfachung realisiert werden. Im Prinzip bedeutet dies, dass ein neuer Analysesimulator für das Kraftwerk generiert wird.
- Vereinfachungsstufe 2: Einige verfügbare Daten ermöglichen die Modellierung des KKW auf der Grundlage eines ausgewählten Analysesimulators. In diesem Fall können die geometrischen und betrieblichen Parameter des KKW mit technischen Korrelationen angenähert werden. Der so definierte Analysesimulator kann das Verhalten des KKW für Störfälle weitestgehend realistisch vorhersagen.
- Vereinfachungsstufe 3: Es sind nur punktuell Daten verfügbar. Somit ist ein hoher Grad an Vereinfachung notwendig, was bedeutet, dass die Geometrie, die Instrumentierung und Steuerung vieler Systeme unverändert aus der Ausgangsbasis verwendet werden müssen. Die Simulationen mit dem Analysesimulator würden

grundlegende Aussagen liefern, aber keine detaillierten Ergebnisse zum Transienten- und Störfallverlauf.

Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der Transienten- und Störfallvorhersagen auf Basis eines vorliegenden Analysesimulators hängen vom Grad der angewandten Vereinfachung ab. Es ist daher wünschenswert, so viele Daten wie möglich der zu modellierenden KKWs zu sammeln.

Unabhängig davon welche Vereinfachungsstufe angewendet wird, ist ein Mindest-Datenbedarf notwendig, um Analysen mit einem Analysesimulator berechnen zu können. Diese umfassen:

- Grundlegendes Anlagenkonzept – Auslegung und verfügbare Systeme
- Kühlmittelinventar im Primär- und Sekundärkreislauf
- Informationen zu den Geometriedaten der Anlagekomponenten: Die Daten sollten ausreichen, um Ähnlichkeitsverhältnisse zu verwenden, um die Komponenten im Kernkraftwerk mit den im Analysesimulator modellierten Komponenten zu approximieren.

Im Fall der Modellierung eines RDB wurden die in Anhang A.2 zusammengefassten Daten als vollständiger Satz identifiziert, der für die Modellierung erforderlich sind. Mit diesen Daten könnte der RDB auf Vereinfachungsstufe eins thermohydraulisch modelliert werden. Der Benutzer muss die Informationen in einer speziell für diesen Zweck vorbereiteten Textdatei angeben, die zu Beginn des Analysesimulators in den Eingabedatensatz aufgenommen wird (ab Version ATHLET Cycle 3.1 A erfolgt die Umsetzung mit dem INCLUDE Befehl). Bei weniger Daten muss ein gewisses Maß an Vereinfachung durchgeführt werden.

Mit den in Anhang A.2 zusammengefassten Daten können die für die TFO-Definition verwendeten Parameter, die in Anhang A.1 aufgeführt sind, berechnet werden. Dies erfolgt im Parameterbereich des Eingabedatensatz. Viele TFOs sind über HCOs mit ihren Nachbarn TFOs verbunden/gekoppelt, z. B. Downcomer-TFOs mit den TFOs des unteren und oberen Plenums und den Reflektor-TFOs. Diese Wärmeobjekte wurden mit der Nodalisierung (Länge und Höhe) der TFOs, die sie koppeln nodalisiert. Wenn die Nodalisierung der TFOs nicht übereinstimmt, kann das koppelnde HCO infolgedessen sehr kleine Strukturen aufweisen. Dies kann bei der Anwendung zu sehr langen Rechenzeiten (kleine Integrationsschnitte) und sogar zu Abstürzen führen. Deswegen sollten die

Objektparameter konsequent berechnet werden, um sicherzustellen, dass die Kopplung durch die HCOs keine derartigen Probleme verursacht.

Im Fall des RDBs ist dies in Abb. 4.3 dargestellt. Dort ist das Drei-Ring-Modell des Kerns dargestellt. Die Berechnung der Parameter der aktiven Zone aus Abb. 4.3, die im Parameterbereich des Eingangsdatensatzes (siehe Anhang A.1) erscheinen, wird in Anhang A.3 beispielhaft beschrieben.

Wird die Vereinfachungsstufe zwei angewendet, können Ähnlichkeitsverhältnisse angewendet werden:

$$\frac{\text{Gesamthöhe des Reaktors}_{SKKW\text{-Analysesimulator}}}{\text{Gesamthöhe des Reaktors}_{SKKW\text{-zu Modellieren}}} = f_H \quad (4.1)$$

$$\frac{\text{Durchmesser des Reaktors}_{SKKW\text{-Analysesimulator}}}{\text{Durchmesser des Reaktors}_{SKKW\text{-zu Modellieren}}} = f_V \quad (4.2)$$

Mit diesen oder ähnlich gebildeten Faktoren können fehlende Daten aus der Tabelle in Anhang A.2 berechnet werden und das gleiche Verfahren zur Berechnung der Objektparameter wie im Anhang A.3 beschrieben angewendet werden.

Für die vollständige Modellierung des RDB müssen die Kernabbildung und die BE-Stableistungsfaktoren grundsätzlich vom Benutzer festgelegt werden. Ein mögliches Kernabbildungsschema ist in Abb. 4.6 für das Modell gegeben, welches bis jetzt als Anschauungsbeispiel benutzt wurde (Modell mit acht Downcomer-Kanäle und drei Ringen mit je acht Kernkanälen). Die BE sind in Abb. 4.6 unterschiedlich gefärbt, um anzudeuten, zu welchem Kernkanal sie gehören. Zusätzlich muss der relative Leistungsfaktor der BE-Stäbe angegeben werden, der bestimmt, welche relative Leistung zur gemittelten BE-Stableistung ein BE-Stab hat.

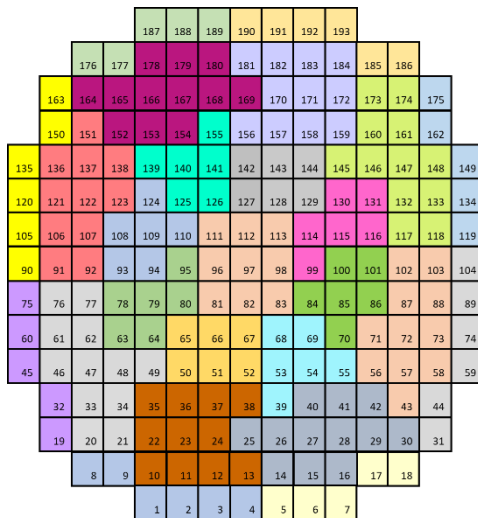


Abb. 4.6 Kernabbildung für das Modell mit acht Downcomer-Kanäle und mit drei Ringen mit je acht Kernkanälen

4.4.3.2 Anpassung des KKP2-Analysesimulators an die P4 REP Anlage

Die in Abschnitt 4.4.3.1.2 beschriebene Vereinfachung der zweiten Stufe wurde angewendet, da für die Framatome P4 REP Anlage keine vollständigen Daten vorlagen. Die für die Anpassung der Thermohydraulik des KKP2-Analysesimulators erforderlichen Parameter wurden proportional berechnet. Die Leistungsverteilung im Kern wurde als symmetrisch angenommen und die Leistungsfaktoren der BE-Stäbe wurden als gleich eins spezifiziert. 93 BE wurden im zentralen Kernkanal und 25 in jedem der vier Kanäle des Kernring modelliert. Aus thermohydraulischer Sicht ist die Modellierung des RDB nicht vollständig. Der RDB-Dom im P4 wird durch die Tragplatte getrennt und der Flüssigkeitsaustausch findet nur durch die Führungsrohre statt. Beim RDB im Typ Konvoi-DWR kann dies direkt über die Öffnungen in der Trägerplatte geschehen. Infolgedessen kann im KONVOI-RDB der gesamte Kühlmittelbestand im RDB-Dom (bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust) in Richtung des Reaktorkerns fließen, während bei der P4-Anlage immer ein Restbetrag im Dom des RDB verbleibt.

Aufgrund fehlender Informationen wurde die leittechnische Signalbildung (Auslöselogik) des KKP2-Analysesimulators unverändert übernommen. Um das in Abb. 4.7 gezeigte Not- und Nachkühlssystem der P4 REP Anlage zu modellieren, musste das im KKP-2 Analysesimulator wie in Abb. 4.8 gezeigt geändert werden. Es war jedoch nicht möglich zu bestimmen, wann und wie die Einspeisung in die heißen Stränge erfolgt. Gemäß den vorliegenden technischen Berichten der P4 REP Anlage, wird diese Einspeisung je nach Störfall auch per Hand betrieben. Vereinfachend wurde hier die Injektion in die heißen

Beine zunächst vollständig weggelassen. Auch entspricht die Darstellung der Saugleitung und der Notkühler in Abb. 4.8 nicht den realen Gegebenheiten, da die P4-Anlagen für die Funktion des betrieblichen Nachkühlens ein eigenes System RRA besitzen und die Notkühlung über das Gebäudesprühsystem erfolgt. Dies ist für die weitere Betrachtung nicht relevant, da ein großer KMV berechnet werden soll, bei dem im betrachteten Fall diese Systemfunktion (betriebliches Nachkühlen) innerhalb der Laufzeit der Analyse nicht genutzt werden.

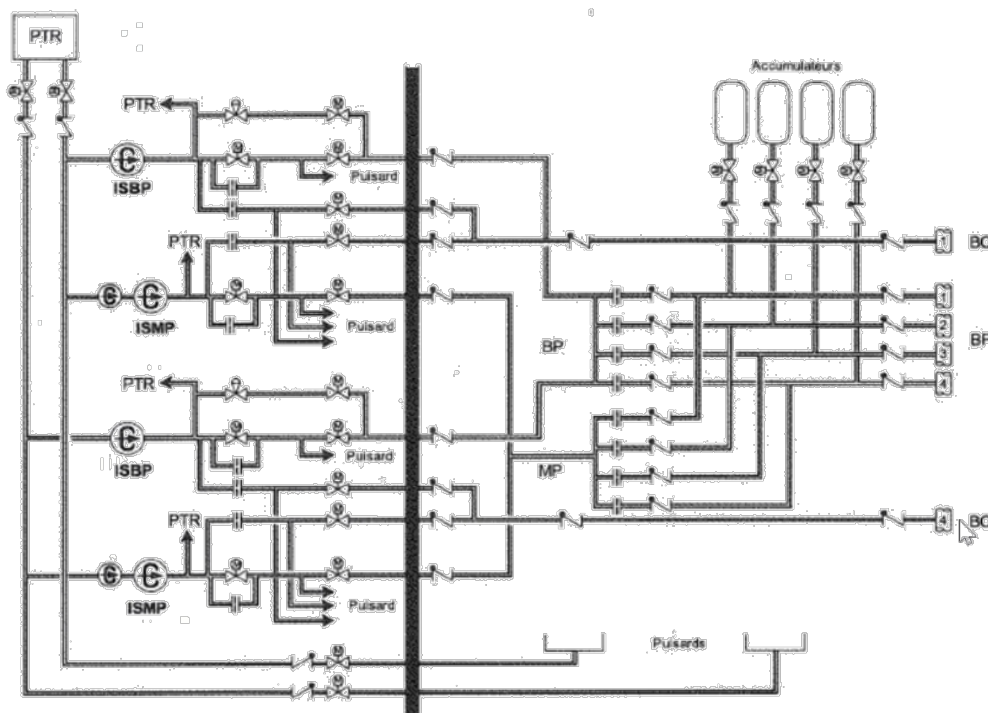


Figure 10.1. Système d'injection de sécurité (RIS) 1 300 MWe. ISMP : groupes motopompes moyenne pression. ISBP : pompes basse pression.

Abb. 4.7 P4 REP 1300 MWe Notkühlssystem

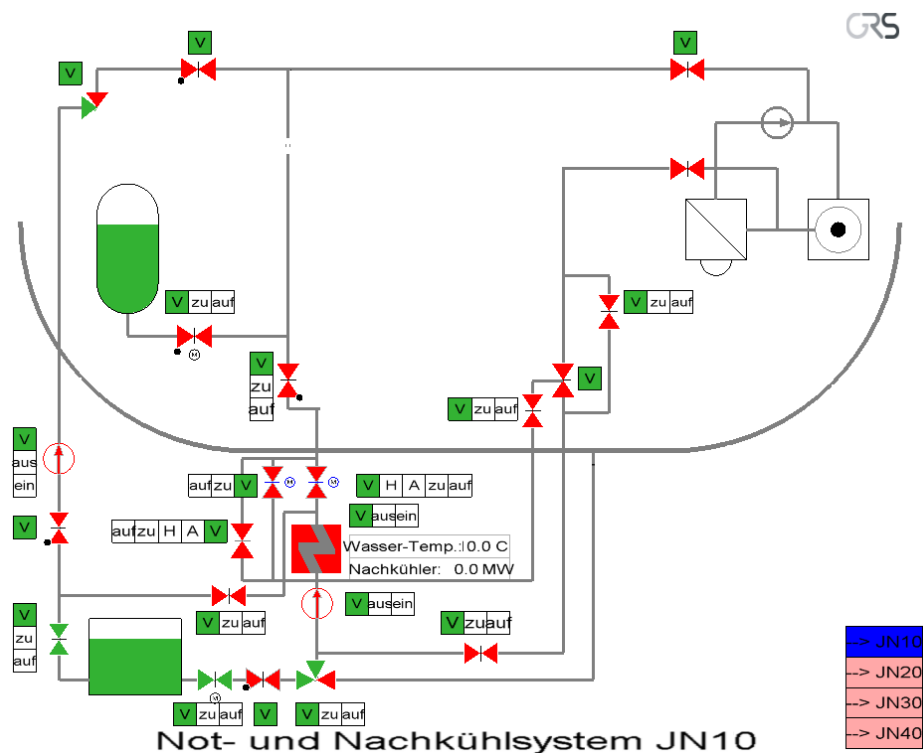


Abb. 4.8 KKP2-Analysesimulator mit Anpassungen an das P4 REP 1300 MWe Notkühlsystem

4.5 Schritt 3: Berechnung eines ausgewählten Störfalls in der P4 REP Anlage

Als beispielhaft zu berechnender Störfall wurde ein 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung in einer P4 REP-Anlage ausgewählt. Im KKP2-Analysesimulator sind mehrere Bruchstellen für die Durchführung von Sicherheitsanalysen vordefiniert. Gegenstand der Analysen waren 2 Bruchorte. Zunächst wurde ein 2F-Bruch in einem heißen Strang simuliert. Die Betrachtungszeit konzentrierte sich dabei auf die ersten Minuten nach dem Ereigniseintritt. Die 2. Analyse beinhaltete einen 2F-Bruch im kalten Strang. Beide Simulationen werden in den folgenden Abschnitten beschrieben.

4.5.1 2F Bruch in einem heißen Strang

Die Bruchstelle befindet sich im horizontalen Teil einer Hauptkühlmittelleitung zwischen dem RDB und dem Dampferzeuger. Der Störfall beginnt mit dem Auftreten des Bruchs. Die wesentlichen Anfangs- und Randbedingungen der Referenzrechnung entsprechen den Bedingungen im Normalbetrieb. Mit ATHLET wurde eine 600 s dauernde Rechnung bei nominaler Leistung vorangestellt und dann zu diesem Zeitpunkt der 2F-Bruch in dem

heißen Strang unterstellt. Die Bruch-Strömungsflächen entsprechen den vollen Strömungsflächen der Hauptkühlmittelleitungen zu beiden Seiten des Bruchs. Der Sicherheitsbehälter wird durch ein zeitabhängiges Volumen dargestellt. Die Zustände im Sicherheitsbehälter werden mit dem Rechenprogramm CONDRU berechnet, das mittels einer generellen Schnittstelle innerhalb eines GCSM-Moduls angekoppelt ist. ATHLET berechnet die Ausströmraten mit den entsprechenden Enthalpien und CONDRU liefert damit den Druck und die Enthalpie im Sicherheitsbehälter zurück. Die Störfallrechnung wurde dann über einen Zeitraum von weiteren ~1000 s durchgeführt. Im weiteren Verlauf kam es zu Programminstabilitäten, die im Rahmen dieses Vorhabens nicht weiterverfolgt wurden.

Der Bruchmassenstrom ist in Abb. 4.9 und Abb. 4.10 und der Primärdruck in Abb. 4.11 dargestellt. Der Bruchmassenstrom an der Reaktorseite erreicht einen Maximalwert von 16000 kg / s und an der Seite des Dampferzeugers 11700 kg / s. Nach dem Öffnen des Bruchs nimmt der Reaktordruck sofort ab und gleicht sich mit dem Sicherheitsbehälterdruck aus, wie es für einen so großen Bruch zu erwarten ist. Die schnelle Druckentlastung führt zu einer Verringerung der Bruchmassenströme auf beiden Seiten des 2F-Bruchs. Der Reaktorkern wird im Anfangsstadium des Bruchunfalls vollständig freigelegt, wie an Hand des in Abb. 4.12 dargestellten RDB-Füllstands zu sehen. Dies führt folglich zu einer Erwärmung des Kerns, bei der die Temperatur des Hüllrohrs ihren Maximalwert von 475 °C erreicht (Abb. 4.13).

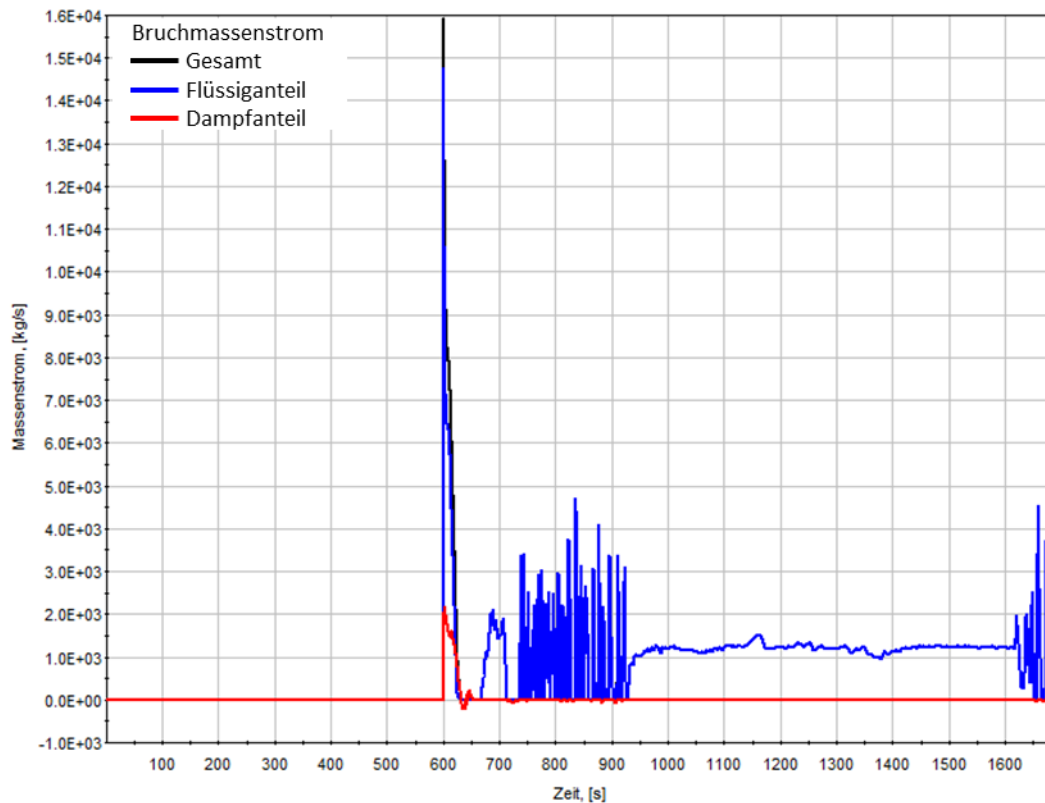


Abb. 4.9 2F-Bruch im heißen Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite

Nach 20 s liegt der Primärkreisdruck bei 40 bar und gleicht sich nach etwa 40 Sekunden an den Druck im Sicherheitsbehälter (Containment) an. Die Druckspeicher beginnen nach 21 Sekunden, ihr Wasserinventar in die kalten Stränge einzuspeisen, und werden innerhalb von 105 Sekunden nach der Öffnung des Bruches geleert. Die ND-Notkühlpumpen beginnen nach 25 Sekunden Kühlmittel einzuspeisen, was mit dem schnellen Druckabfall zusammenhängt. Allein das eingespeiste Kühlmittel aus den Druckspeichern führt zu einer schnellen Wiederbedeckung des Kerns (Abb. 4.12) und einer Abnahme der Hüllrohrtemperatur (Abb. 4.13). Die BE sind daher nur für sehr kurze Zeit vollständig freigelegt. Der Bruchmassenstrom auf der Dampferzeugerseite nimmt schnell ab und sinkt nach wenigen Sekunden auf 0 kg/s, wie in Abb. 4.10 gezeigt. Auf der Reaktorseite hängt der Bruchmassenstrom eng mit dem Einspeisemassenstrom zusammen. In dem Zeitintervall zwischen 650 und 930 s schwingt dieser Bruchmassenstrom infolge von Siedevorgängen im Reaktorkern.

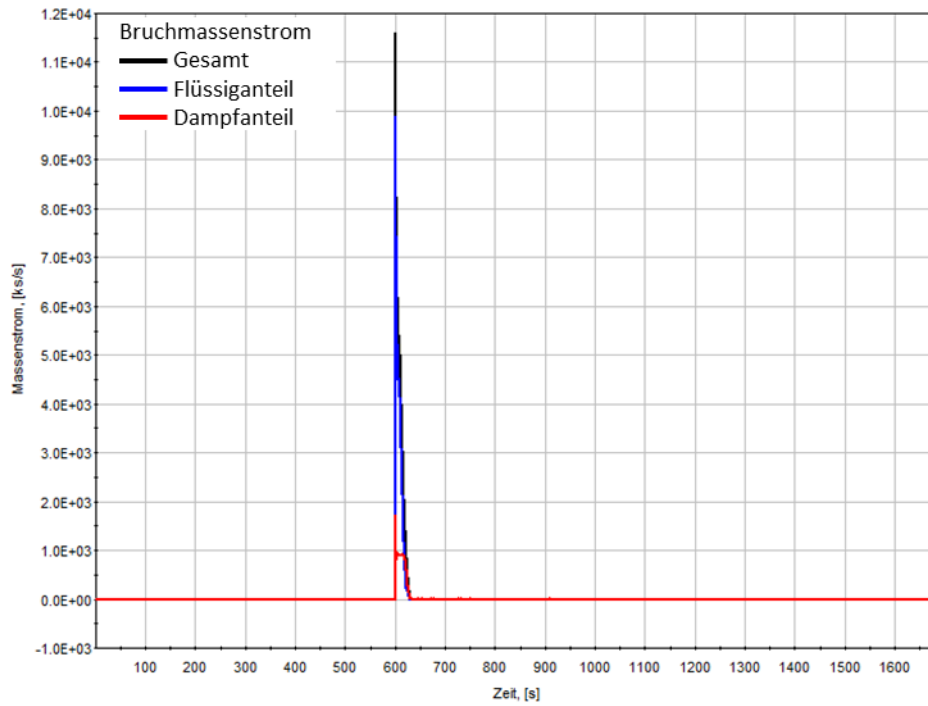


Abb. 4.10 2F-Bruch im heißen Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite

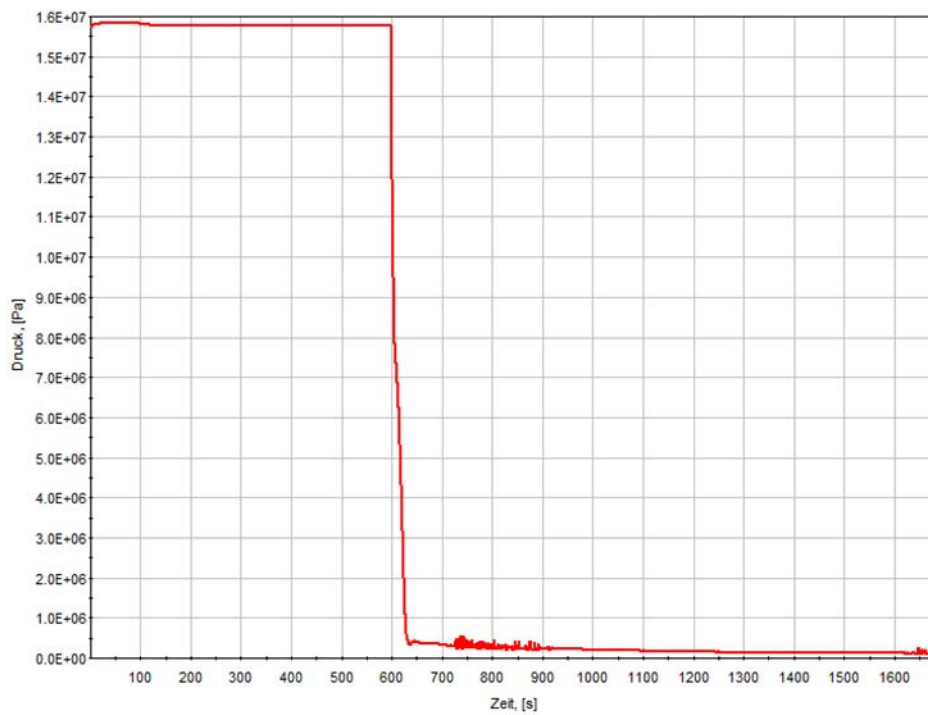


Abb. 4.11 2F-Bruch im heißen Strang: Verlauf des Primärkreisdrucks

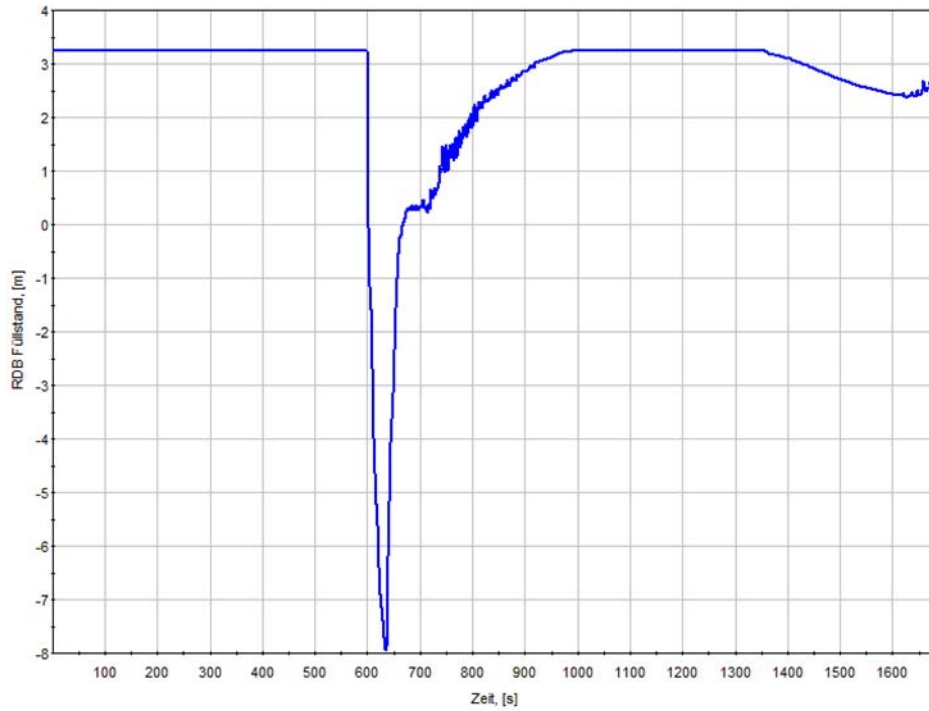


Abb. 4.12 2F-Bruch im heißen Strang: RDB-Füllstand

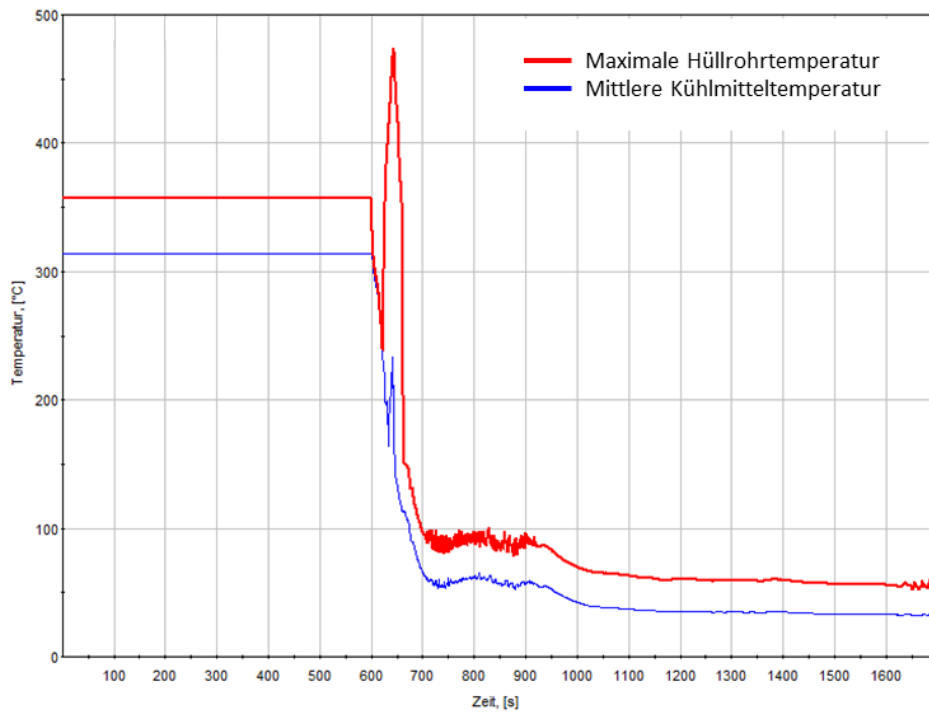


Abb. 4.13 2F-Bruch im heißen Strang: Maximale Hüllrohrtemperatur (rot) und mittlere Kühlmitteltemperatur (blau) im Reaktorkern

4.5.2 2F Bruch in einem kalten Strang

Die Bruchstelle für diesen Störfall befindet sich in einem kalten Strang nah am RDB-Eintritt. Die Anfangs- und Randbedingungen der Referenzrechnung entsprechen wieder den Bedingungen im Normalbetrieb. Die Simulation wurde wie beim Bruch eines heißen Strangs durchgeführt (siehe Abschnitt 4.5.1): Es wurde eine 600 s dauernde Rechnung bei nominaler Leistung vorangestellt und dann der 2F-Bruch in einem kalten Strang unterstellt. Die Störfallrechnung wurde über einen Zeitraum von weiteren ~72700 s durchgeführt.

Der Bruchmassenstrom ist in Abb. 4.14 und Abb. 4.15 dargestellt. Der Bruchmassenstrom an der Reaktorseite erreicht einen Maximalwert von 12800 kg/s und an der Seite des Dampferzeugers 6000 kg/s. Die Maximalwerte der Bruchmassenströme sind im Vergleich zu dem Bruch im heißen Strang kleiner. Im Gegensatz zu dem Bruch im heißen Strang, wo der Bruchmassenstrom innerhalb weniger Sekunden abnimmt, bleibt er für diesen Fall bei hohen Werten und nimmt allmählich über 28 Sekunden ab, wie in Abb. 4.16 und Abb. 4.17 gezeigt.

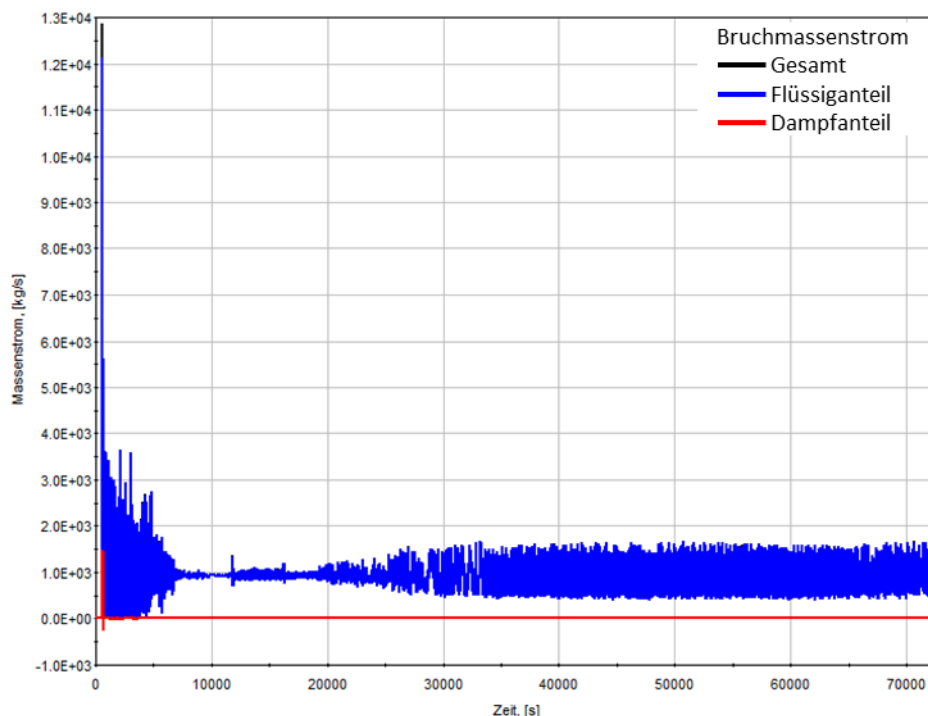


Abb. 4.14 2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite

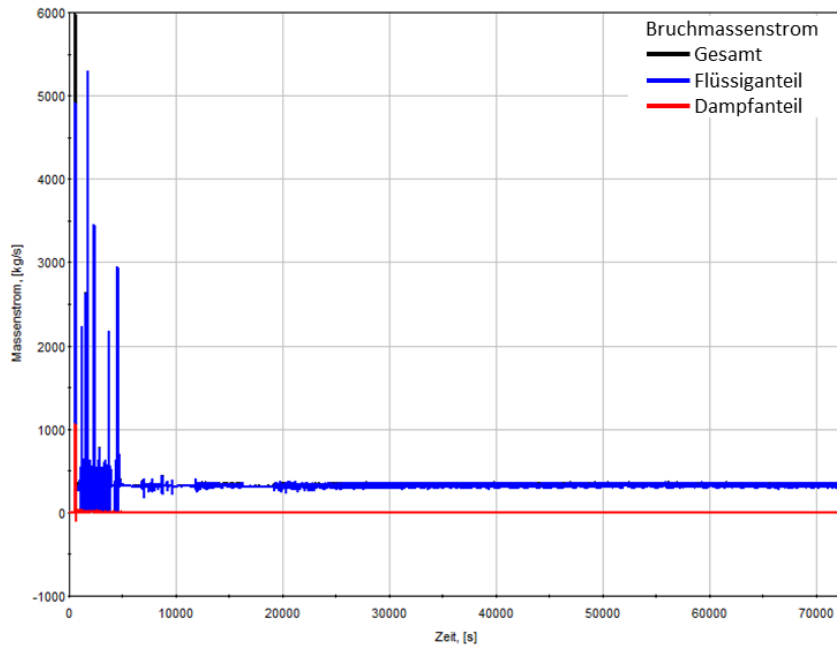


Abb. 4.15 2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite

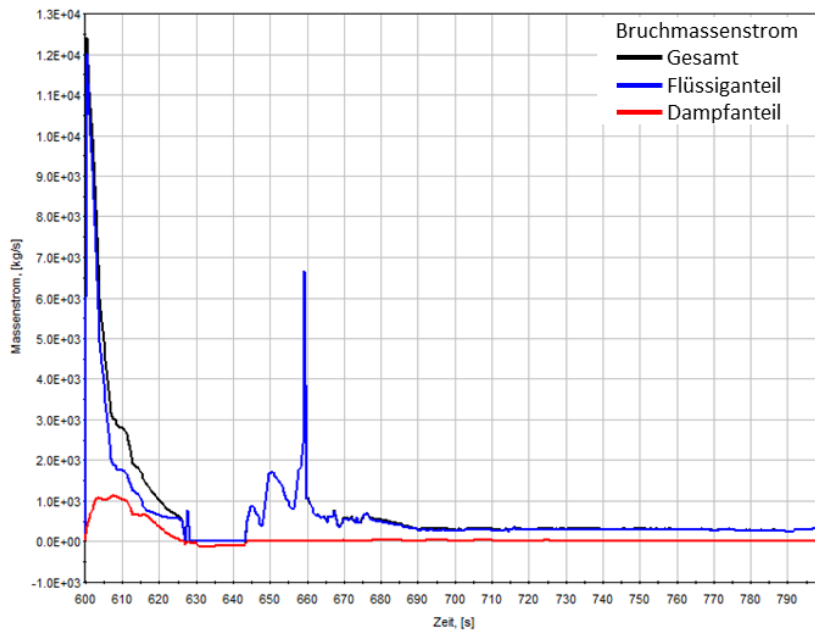


Abb. 4.16 2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite für die ersten 200 s nach der Bruchöffnung

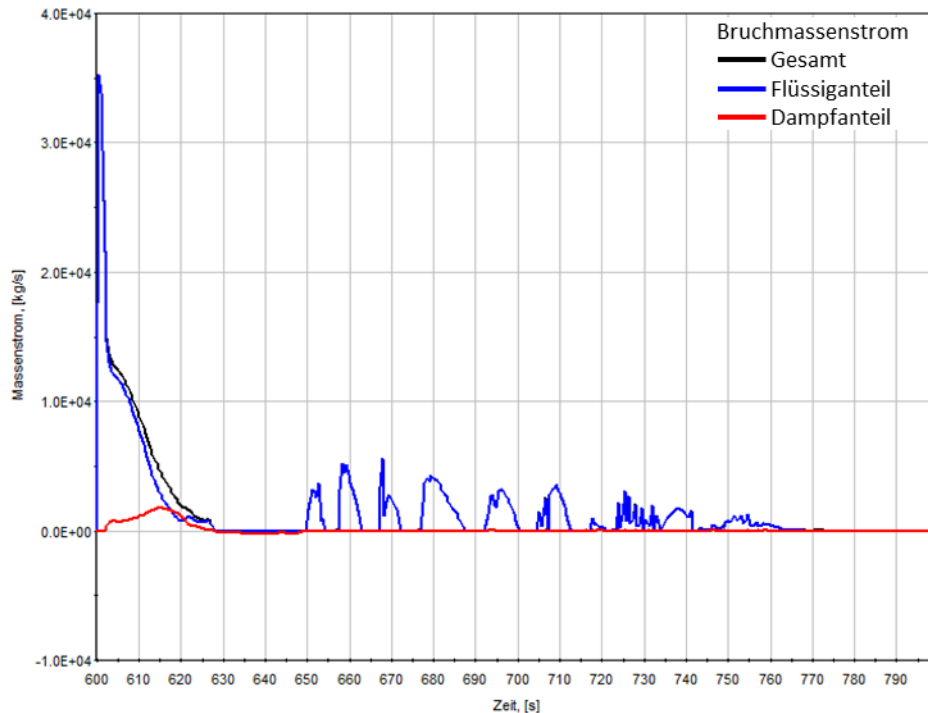


Abb. 4.17 2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite für die ersten 200 s nach der Bruchöffnung

Der Reaktordruck nimmt nach der Störfallinitialisierung schnell ab und gleicht sich wie bei einem Leck in einem heißen Strang (Abb. 4.18) dem Druck in Sicherheitsbehälter an. Die Druckentlastung verringert die Bruchmassenströme auf beiden Seiten des 2F-Bruchs, wie oben erwähnt, allmählich über 28 Sekunden. Der viel höhere Kühlmittelverlust führt in diesem Fall zum Freilegen des Reaktorkerns (Abb. 4.19 und Abb. 4.20). Der Volumenanteil an Wasser im Reaktor 800 s nach Störfallbeginn zeigt dies auch qualitativ (Abb. 4.21). Die Druckspeicher beginnen bereits nach 6,5 Sekunden ihren Wasserbestand in die kalten Stränge einzuspeisen. Die Einspeisung des gesamten Wasserbestands der Druckspeicher dauert circa 90 Sekunden. Das in den gebrochenen kalten Strang eingespeiste Kühlmittel verlässt den Primärkreislauf durch den 2F-Bruch und erreicht den Reaktor nicht.

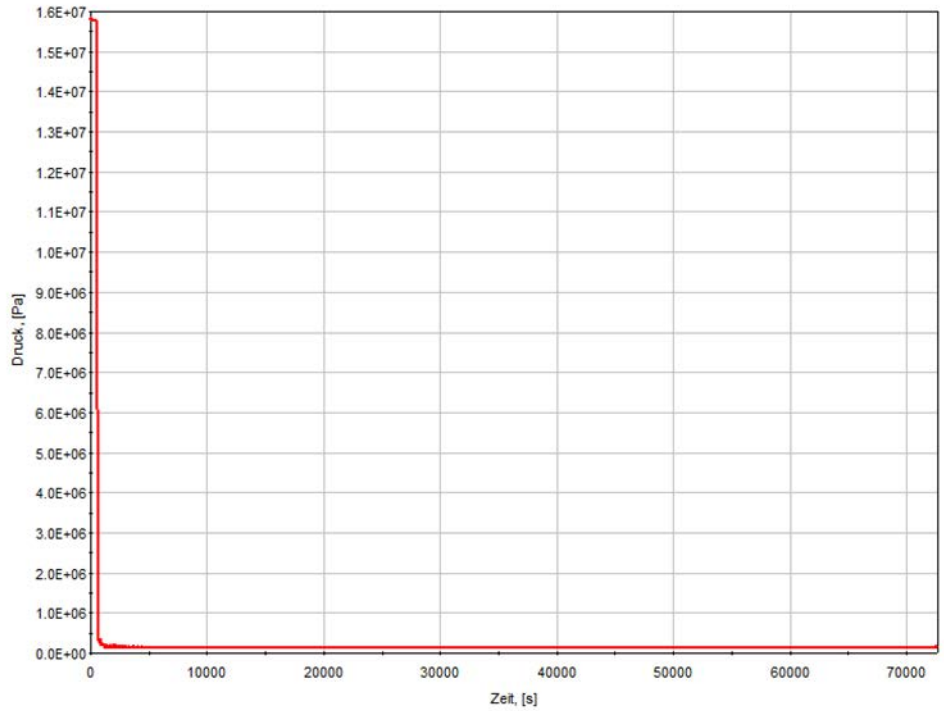


Abb. 4.18 2F-Bruch im kalten Strang: Verlauf des Primärkreisdrucks

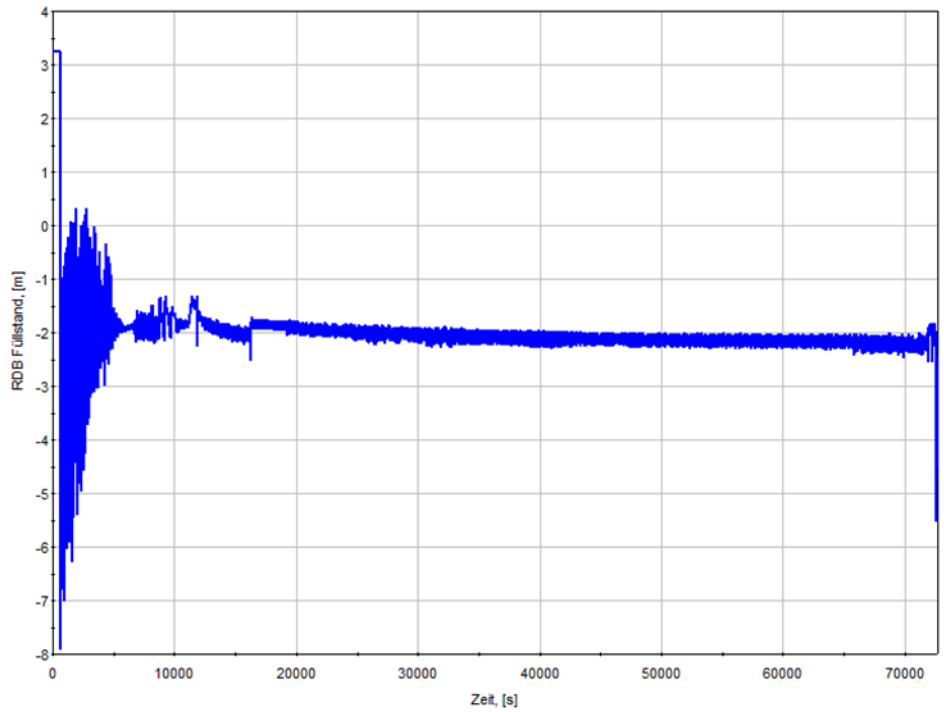


Abb. 4.19 2F-Bruch im kalten Strang: RDB-Füllstand

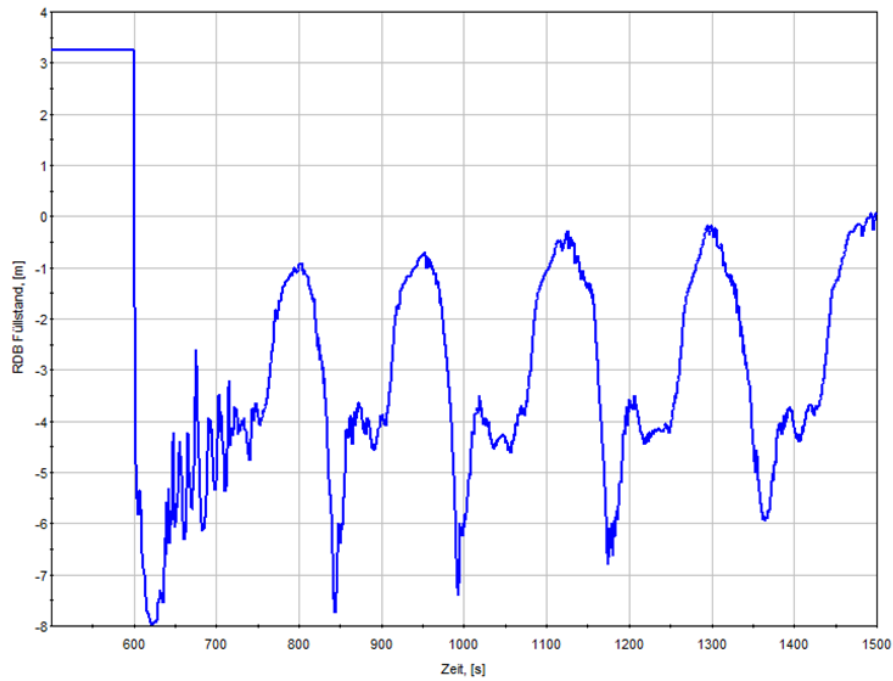
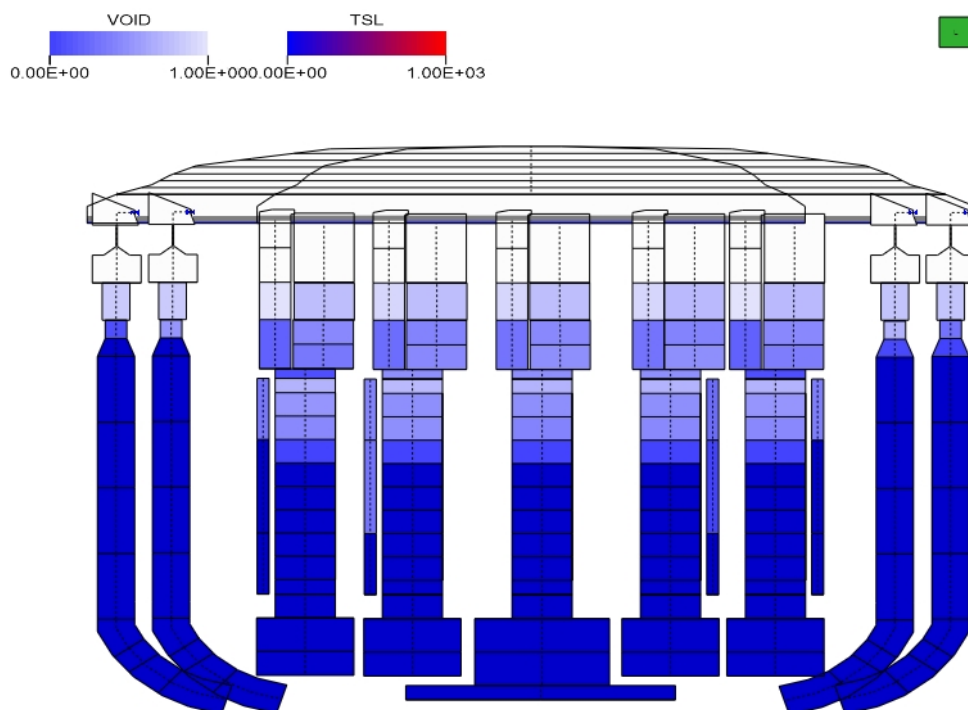


Abb. 4.20 2F-Bruch im kalten Strang: RDB-Füllstand für die ersten 900 s nach der Bruchöffnung



...

Abb. 4.21 2F-Bruch im kalten Strang: Dampfgehalt im RDB 800 s nach der Bruchöffnung

Der Reaktorkern in diesem Störfallszenario bleibt länger freigelegt, wie in den Abb. 4.19 und Abb. 4.20 gezeigt. Die Notkühlpumpen beginnen nach etwa 23 Sekunden mit der Einspeisung von Kühlmittel. Das in den gebrochenen Kreislauf eingespeiste Kühlmittel verlässt den Primärkreis durch den 2F-Bruch, ohne das RDB zu erreichen. Abb. 4.20 zeigt, dass die Flutung des RDB aufgrund des Gegenstrombegrenzungsverhaltens (CCFL) im Fallrohr zyklisch erfolgt und es nicht zu einem schnellen Auffüllen wie im 2F-Bruch im heißen Strang kommt. Das vom Notkühlsystem eingespeiste Kühlmittel wird durch den nach oben fließendem Zweiphasenstrom des vorher eingespeisten und im Kern erhitzten Notkühlstroms blockiert. Infolgedessen erwärmt sich der Kern und die Hüllrohrtemperatur erreicht ihren Maximalwert von 1075 °C (Abbildung 4.22). Über 150 Sekunden liegt die Maximalhüllrohrtemperatur über 700 °C. Es wird berechnet, dass relativ stabile Bedingungen eines bedeckten Kerns nach 5000 s und somit 4400 s nach dem Bruchinitialisierung erreicht werden.

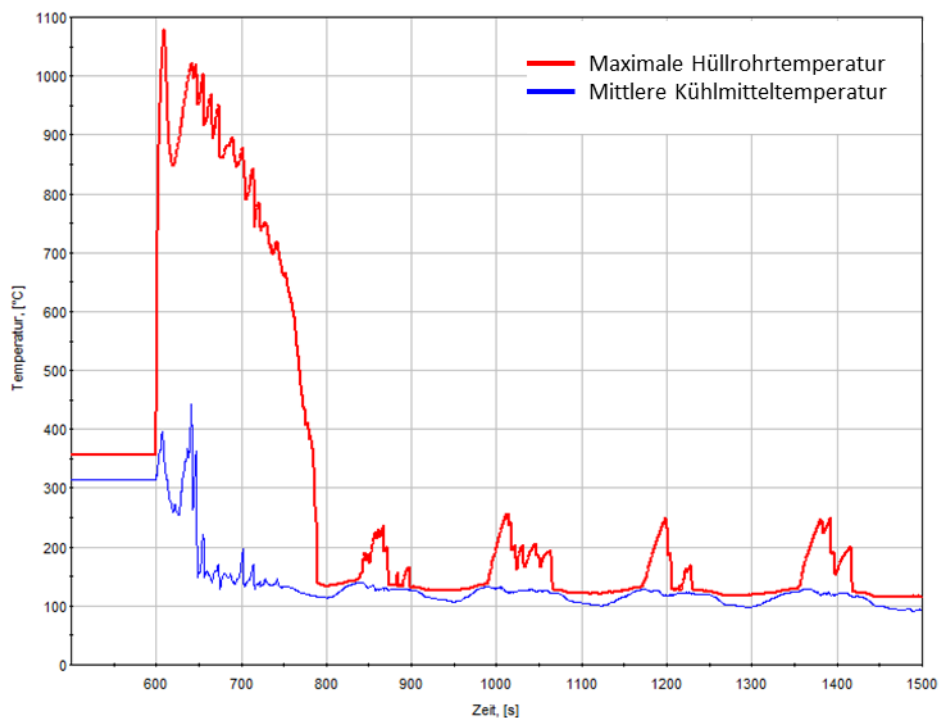


Abb. 4.22 2F-Bruch im kalten Strang: Maximale Hüllrohrtemperatur (rot) und mittlere Kühlmitteltemperatur (blau) im Reaktorkern

4.6 Zusammenfassung der Untersuchungen mit dem Analysesimulator

Der simulierte Störfall eines 2F-Bruchs in der P4-Anlage liefert qualitativ plausible Ergebnisse. Der Ablauf dieses Störfallszenarios ist einfach zu beschreiben, da der Druck sehr schnell absinkt und das Notkühlsystem entsprechend schnell reagiert. Die wichtigsten berechneten Kenngrößen des Störfalls, wie die Fähigkeit des Notkühlsystems eine Wiederbeflutung des Reaktorkerns zu gewährleisten sowie der Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur zeigen einen plausiblen Ergebnisverlauf.

Bei der Berechnung eines 2F-Bruchs im heißen Strang wurde allerdings nur die ersten Minuten nach Ereignisbeginn berechnet, da mit Beginn der Sumpfschaltung Programmstörungen auftraten, die im Rahmen dieses Vorhabens nicht gelöst werden konnten. Dies kann auch ein Hinweis darauf sein, dass infolge der durchgeführten Vereinfachungen und Anpassungen das neu erzeugte Anlagenmodell nicht soweit abgestimmt ist, um ein robustes und stabiles Anlagenverhalten bei jedem Zustand zu erreichen. Daher ist es sinnvoll und wünschenswert, möglichst vollständige Daten über die Anlage und die Systeme zur Verfügung zu haben.

Die Noteinspeisung in den heißen Strang, die in zwei der vier Schleifen vorhanden ist, konnte aufgrund fehlender Informationen bzgl. der Pumpenkurven der Notkühlpumpen nicht genau modelliert werden. Für die Analyse eines 2F-Bruchs erscheint die getroffene Vereinfachung akzeptabel, bei der Analyse von kleineren und mittleren Brüchen wären weitere Informationen hierzu wünschenswert, da hier ein nennenswerter Einfluss auf den Störfallverlauf zu erwarten wäre.

Die Standardversion des KKP2-Simulators weist eine relativ einfache Modellierung der Bedingungen des Sicherheitsbehälters mit dem relativ einfachen CONDRU-Modul auf. Eine gekoppelte AC2-Simulation (ATHLET-COCOSYS) würde das Containment-Verhalten mit größerer räumlicher und zeitlicher Auflösung abbilden, so dass höher auflösende Ergebnisse erzielt werden können. In dieser Studie wurde ferner ein einfaches RDB-Modell mit 5 Kernkanälen verwendet. Es ist zu erwarten, dass eine detailliertere Kernmodellierung mit einer höheren Anzahl von Kernkanälen realistischere Kernbedingungen (v.a. bei unsymmetrischen Ereignisabläufen) nachrechnen kann.

Eine weitere Entwicklung des Analysesimulators, um ihn flexibler auf verschiedene Kernkraftwerksanlagen anwenden zu können, zeigt sich als technisch machbar und sinnvoll. Die Anpassung eines Analysesimulators auf eine andere KKW-Anlage erfordert

allerdings umfangreichere Vorarbeiten. Hierzu zählt in erster Linie, dass bei zu treffenden Annahmen und Vereinfachungen (im Falle nicht verfügbarer Anlagendaten) vermehrt Plausibilitätsrechnungen notwendig sind. Diese sollen einerseits eine Einschätzung geben, inwieweit sich diese Annahmen auf das jeweilig zu betrachtende Ergebnis auswirken können und andererseits zur Entwicklung eines robusten bzw. stabilen Anlagenmodells beitragen.

5 Abschätzmethoden bei unvollständiger Informationslage (AP 2)

Im Rahmen des ersten WINO-Vorhabens 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ zeigte sich, dass die Rechen-codes der GRS im damaligen Zustand nicht verwendet werden konnten, um bei sehr unvollständigen Informationen über den aktuellen Anlagenzustand und zu technischen Details der betroffenen Anlage Aussagen zur weiteren Entwicklung des Störfallablaufs abzuleiten. Vor diesem Hintergrund wurde damals vorgeschlagen einfache Abschätzmethoden zu entwickeln, mit denen ein Experte „per Hand“ aus relativ wenigen zur Verfügung stehenden verfahrenstechnischen oder radiologischen Kenngrößen und Informationen grobe Abschätzungen zum Anlagenzustand und zu Karenzzeiten vornehmen kann.

Im Vorhaben 3615R01520 „Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken“ wurde im Rahmen eines Arbeitstreffens eine Liste an Abschätzmethoden erstellt, die als grundsätzlich umsetzbar eingeschätzt wurde. In diesem Vorhaben wurden auch erste Abschätzmethoden als Softwaretools in Excel entwickelt, die anhand mehrerer Makrobefehle (Makros) Abschätzungen erlaubt, die für eine spezifische Fragestellung eine Aussage über den aktuellen Anlagenzustand bzw. die mögliche weitere Unfallentwicklung bei sehr unvollständigen Informationslagen erlauben.

Die einzelnen Makros der Softwaretools bieten eine schnelle, generische Abschätzung anhand von Berechnungen basierend auf den zugehörigen relevanten Anlagenparametern und Kenngrößen. Einerseits können diese direkt über die Eingabemaske der Makros bzw. andererseits auch indirekt über die Eingabefelder der zugrundeliegenden Excel-Tabellenblätter vom Benutzer geändert werden. Dadurch sind die Makros in ihrer Anwendbarkeit flexibel und auch für ausländische Anlagen geeignet, sofern die abgefragten Eingabeparameter dem Nutzer bekannt sind. Eine Dokumentation der Abschätzung erfolgt durch einfaches Speichern der Excel-Datei.

Bei den grundsätzlich als umsetzbar eingeschätzten Abschätzmethoden handelt es sich im Einzelnen um:

- Abschätzung der Kernfreilegungszeit im RDB. (WINO II)
- Abschätzung der Kernfreilegungszeit im Brennelementlagerbecken. (WINO II)

- Minimal notwendige Einspeiserate bei Ausfall der Wärmeabfuhr des Primärkreises zum Erreichen des Schutzziels Kernkühlung. (WINO II)
- Abschätzung Kernschadensumfang abhängig von der Zeitdauer, die der Reaktorkern unbedeckt war. (WINO II)
- Abschätzung Kernschadensumfang an Hand der Ortsdosisleistung im Containment. (WINO II)
- Abschätzung Kernschadensumfang an Hand der Aktivitätskonzentration im Kühlmittel. (WINO II)
- Abschätzung Kernschadensumfang aus der Wasserstoffkonzentration in der SB-Atmosphäre. (WINO II)
- Abschätzung der Notwendigkeit einer Druckentlastung im Sicherheitsbehälter. (WINO II)
- Abschätzung Freilegungszeit der Brennelemente im Lagerbecken bei Leck oder Syphoning. (WINO III)
- Abschätzung Drucktendenz im Sicherheitsbehälter abhängig vom Energieeintrag. (WINO III)
- Abschätzung Freisetzung aus Sicherheitsbehälter bei Venting oder Lecks. (WINO III)
- Abschätzung BE-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im BE-Lagerbeckenwasser. (WINO III)
- Freisetzung von Kühlmittel und Gasspalt-Inventar bei Kühlmittelverluststörfällen.
- Freisetzung von betrieblichem Kühlmittelinventar mit verdampfendem Kühlmittel bei Sicherheitsbehälterbypass.

Die mit „(WINO II)“ gekennzeichneten Abschätzungen wurden bereits im Vorgängervorhaben umgesetzt. Die mit „(WINO III)“ gekennzeichneten Abschätzungen sollten im Rahmen dieses Vorhabens umgesetzt werden. Es zeigte sich allerdings während der Umsetzung, dass bei der Abschätzung „Drucktendenz im Sicherheitsbehälter abhängig vom Energieeintrag“ nur sehr ungenaue Ergebnisse, die dann in der Praxis kaum verwendbar sind, erreichen lassen. Es wurde daher im Rahmen einer Änderungsanzeige beschlossen kostenneutral stattdessen eine Abschätzung „Abschätzung des Erreichens der vorgegebenen Grenzwerte des Füllstandes in einem Dampferzeuger bei einer Unterbrechung der Speisewasserversorgung“ zu entwickeln. Eine Entwicklung weiterer Abschätzmethoden, auch jenseits der in der obigen Liste aufgeführten Abschätzungen, könnte in einem Nachfolgevorhaben erfolgen. Die einzelnen erarbeiteten Abschätzungen werden in den folgenden Abschnitten genauer beschrieben.

5.1 Verfahrenstechnische Abschätzmethoden

5.1.1 Abschätzmethode 1: Abschätzung Freilegungszeit der BE im Lagerbecken bei Lecks oder Syphoning

Die Brennelemente (BE) werden in einem Brennelementlagerbecken (BELB) gelagert. Eventuell anfallende Nachzerfallswärme der BE wird über Kühlmittel aus dem BELB abtransportiert. Das Brennelementlagerbecken ist im Normalfall bis zu einem Füllstand BELB_F gefüllt, der höher ist als die BE-Gestellhöhe BELB_G. Tritt während eines schweren Unfalls der unwahrscheinliche Fall ein, dass ein Leck z.B. an der Grundfläche des BELB auftritt, dann sinkt der Füllstand BELB_F vor allem in Abhängigkeit der Leckgröße ab.

Im Rahmen der Arbeiten des AP2 wurde ein VBA-Modul zur Berechnung der Freilegungszeiten für ein BELB bei einem Auftreten eines Lecks oder Syphonings entwickelt. Syhoning ist ein Leitungsleck oder -abriss von kühlmittelführenden Leitungen, wobei in diesem Fall der Öffnungsquerschnitt der Leitung (Leitungsabriss) oder der engsten Stelle (z.B. einer Ventilöffnungsfläche) der anzugebenden Leckgröße entspricht. Angenommen wird dabei, dass in beiden Fällen das Leck unterhalb der BE-Gestellhöhe auftritt.

Der Kühlmittelabfluss (und damit das zeitliche Absinken des Füllstands) verhält sich entsprechend des Toricelli-Abflussgesetzes /GER 89/. Das Abflussgesetz enthält die aktuelle Füllstandshöhe $h(t)$, die ursprüngliche Füllstandshöhe h_0 , die Grundfläche A_1 und die Leckfläche A_2 , sowie die Gravitationskonstante g . Die Gleichung (5.1) lässt sich umformen zu Gleichung (5.2), mit der die zu bestimmende Freilegungszeit t berechnet werden kann.

$$h(t) = \left(\sqrt{h_0} - t \frac{A_2}{A_1} \sqrt{\frac{g}{2}} \right)^2 \quad (5.1)$$

$$t = \frac{(\sqrt{h_0} - \sqrt{h(t)}) A_1}{A_2 \sqrt{\frac{g}{2}}} \quad (5.2)$$

In der Abb. 5-1 ist die Benutzeroberfläche des Makros zur Berechnung der Freilegungszeit t (in s) dargestellt. Neben dem Aktivierungsbutton des Makros (links im Bild) ist die Bedienoberfläche (rechts im Bild) dargestellt. Das Makro beinhaltet vier Eingabefelder

zur Eingabe der Werte für den Füllstand (in Metern), für die Brennelementgestellhöhe (in Metern), für die Grundfläche des BELB (in Quadratmetern) und für die Leckgröße (in Quadratmetern). Die Ausgabegröße ist die berechnete Freilegungszeit.

The screenshot shows a software interface with the following components:

- Data Table (top right):**

Datum	Füllstand BELB(m)	Brennelementgestellgröße (m)
02.10.2019 16:29	1	0
02.10.2019 16:29	13	5
- Startbutton (left):** A grey button labeled "BE-Freilegungszeit bei Leck im BELB".
- Calculation Dialog Box (center):**

Freilegungszeit der BE im Lagerbecken bei einem Leck

Anleitung und Beschreibung des Tools
 Tool zur Berechnung der Freilegungszeit in einem Brennelementlagerbecken (BELB). Eingabe des Füllstandslevels, der Brennelementgestellhöhe, der Grundfläche des BELB sowie der abgeschätzten Leckfläche sind zur Berechnung der Freilegungszeit notwendig. (Typische Füllstände/Gestellhöhen bzw. Flächen für deutsche Anlagen sind 11, 62 m/ 4,76 m/ 142 m² (SWR) und 13,55 m/ 5,28 m/ 98 m² (DWR).) Ausgabe ist die Freilegungszeit, d.h. die Zeitdauer die das Absinken des Füllstandslevels bis zur Brennelementgestellhöhe benötigt.

Inputs:
 Füllstand BELB (m): 13
 Brennelementgestellhöhe (m): 5
 Fläche BELB (m²): 1
 Fläche Leck (m²): 0.0001

Output:
 Freilegungszeit (s): 6183.54084965942
 0 D 1 H 43 M

Buttons: "Log-Eintrag schreiben", "Schließen"

Footer: "Berechnung der Freilegungszeit über Torricellis Ausflussgesetz"

Abb. 5.1 Startbutton (links), Benutzeroberfläche zur Berechnung der Freilegungszeit eines BELB bei einem Leck (rechts unten) und Auszug aus der Datenspeicherung (rechts oben)

Weiterhin beinhaltet das Makro eine Kurzbeschreibung inklusive typischer DWR- und SWR-Werte für deutsche Anlagen.

Die gewählten und berechneten Parameter werden können vom Benutzer der Software im Excel-Arbeitsblatt gespeichert werden (Schaltfläche „Log-Eintrag schreiben“).

5.1.2 Abschätzmethode 2: Abschätzung Freisetzung aus SB bei Venting oder SB-Lecks

Bei schweren Unfällen in ausländischen KKW ist für den anlagenexternen Notfallschutz in Deutschland der sogenannte Quellterm relevant. Ein Quellterm beinhaltet Informationen über Freisetzungsmengen und -zeitpunkte relevanter Leitnuklide wie z.B. Xe-133, Kr-88, I-131, Cs-137 und Te-132 in die Umwelt.

In den GRS-Vorhaben 3615S62506, 3613S60032 und 3611S60006 wurden für (hauptsächlich) grenznahe, ausländische Anlagen Quellterme für verschiedene Unfallszenarien abgeschätzt. Diese werden mit dem vorliegenden Tool in einer Datenbank zusammengefasst und dem Benutzer übersichtlich präsentiert (siehe Abb. 5.2).

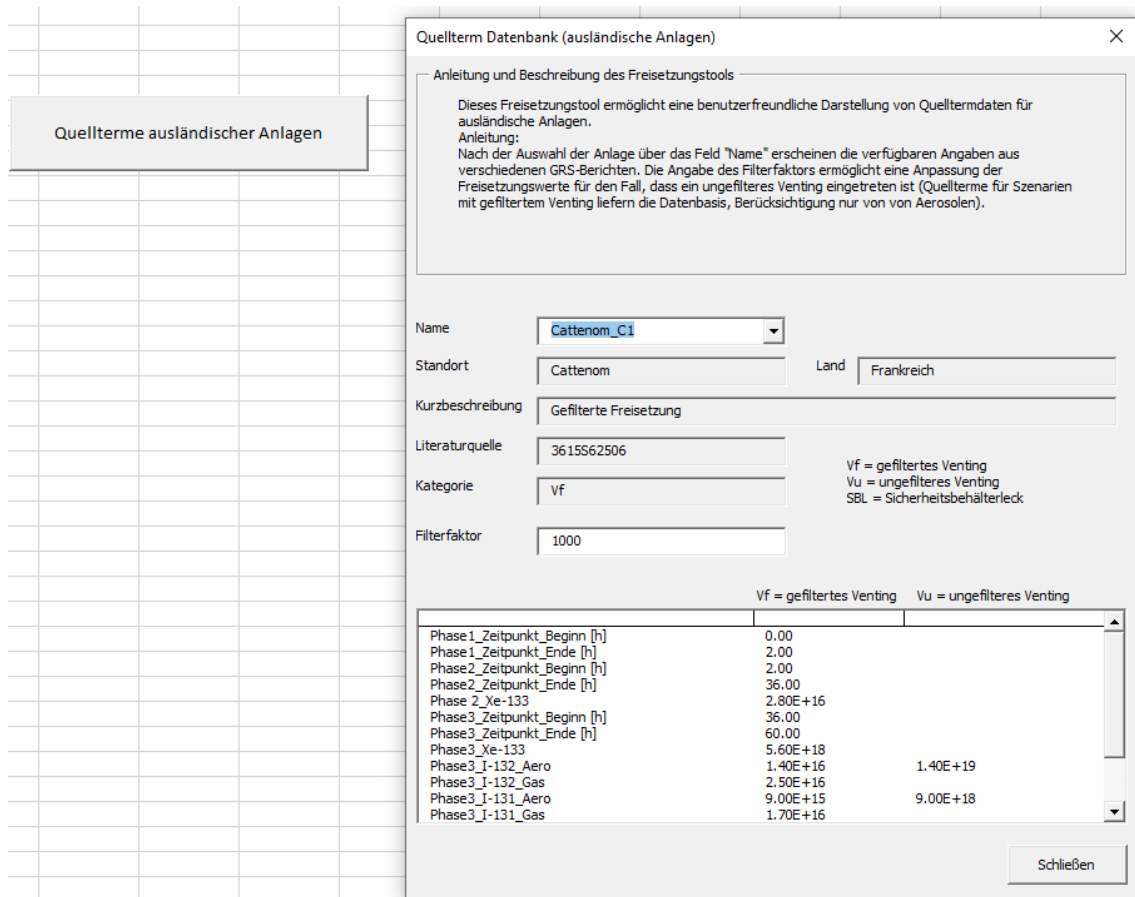


Abb. 5.2 Benutzeroberfläche des Makros zur Präsentation der Quelltermdatenbank

Neben dem Anzeigen der Quelltermdaten ist es für Szenarien mit gefiltertem Venting möglich, sich von dem Tool die entsprechenden Werte für Szenarien mit ungefiltertem Venting anzeigen zu lassen. Die berechneten Werte berücksichtigen den manuell von Benutzer änderbaren Filterfaktor des Ventingsystems, wobei hier nur die hinterlegten Aerosolwerte Neuberechnet werden, da nur sie, im Gegensatz zu Gasen, in den Filtern des Ventingsystems gefiltert werden.

5.1.3 Abschätzungsmethode 3: Abschätzung des Erreichens der vorgegebenen Grenzwerte des Füllstandes in einem Dampferzeuger bei einer Unterbrechung der Speisewasserversorgung.

Bei einer Unterbrechung der Speisewasserversorgung, z.B. infolge des Ausfalls von Speisewasserpumpen sinkt aufgrund der Verdampfung des Speisewassers der Füllstand des Dampferzeugers. Als Folge kann die Wärme aus dem Primärkreis nicht mehr im vorgesehenen Maße abgeführt werden, was wiederum einer steigenden Kühlmitteltemperatur führt. Da ein solcher Fall den Normalbetrieb des Reaktors verhindert und sofortige Gegenmaßnahmen erfordert, sind in der Reaktorregelssystemen sowie auch im Reaktorschutzsystem entsprechende Grenzwerte für den Füllstand eines Dampferzeugers festgelegt. Beim Erreichen dieser Grenzwerte werden entsprechende Maßnahmen gestartet.

Im Rahmen der Arbeiten des AP2 wurde ein Excel-Tool in Form eines VBA-Modules zur Berechnung der Zeiten des Erreichens der Grenzwerte entwickelt. Die Berechnung erfolgt mittels herkömmlicher Gesetze der Thermodynamik. Die Geometrie des Dampferzeugers wird vereinfacht anhand des Durchmessers und eines Volumenkorrektur-Koeffizienten berücksichtigt. Der Volumenkorrektur-Koeffizient kompensiert die Abweichung des tatsächlichen Volumens von dem Volumen eines Zylinders mit dem entsprechenden Durchmesser. Diese Abweichung besteht vor allem durch das Gesamtvolumen der vielen Heizröhren, die sich im Dampferzeuger befinden. Die Eingabe der thermohydraulischen Parameter der Anlage im Normalbetrieb ist erforderlich für die Kalibrierung der zur Berechnung verwendeten Formeln. Aus den Eingaben der Parameter für die aktuelle Situation werden die gewünschten Zeiten automatisch berechnet und dargestellt. Allen erforderlichen Parametern werden beim Starten des Tools realistische Werte zugewiesen, die als Anfangspunkt verwendet werden können (Default-Werte).

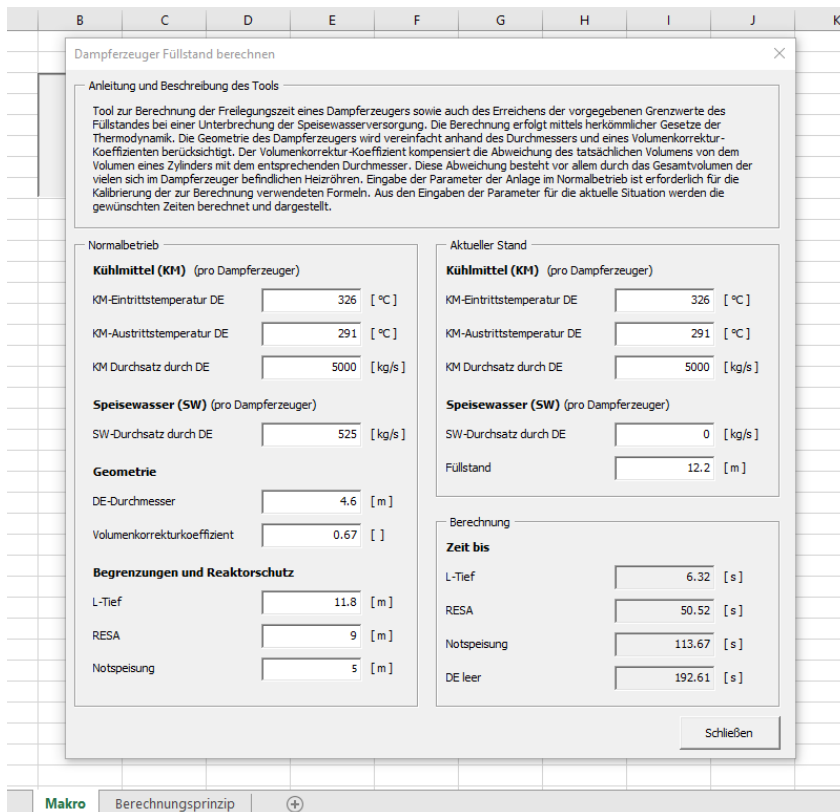


Abb. 5.3 Benutzeroberfläche des Tools zur Berechnung der Zeiten des Erreichens der Grenzwerte in einem Dampferzeuger

5.2 Abschätzmethoden basierend auf radiologischen Kenngrößen

5.2.1 Abschätzmethode 4: Brennelement-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Brennelementlagerbecken-Wasser

Diese Abschätzmethode stellt eine Implementierung der Erkenntnisse des Berichtes NEA/CSNI/R(2014)10, Leaking Fuel Impacts and Practices /NEA 14/ dar. Mit diesen Erkenntnissen ist eine Abschätzung des Brennelement-Schadensumfangs aus Messungen der Aktivitätskonzentration im Wasser des Brennelementlagerbecken möglich.

Die Konzentrationen von Spaltprodukten im Brennelementlagerbecken sind normalerweise nicht sehr hoch, da es keinen signifikanten Freisetzungsweg gibt. In den meisten Kraftwerken gibt es regelmäßige Probenahmen von Beckenwasser und die gemessenen Aktivitätskonzentrationsdaten werden gesammelt und können für Analysen zur Verfügung gestellt werden.

Wenn ein Brennstab undicht ist und das Brennelementlagerbecken ohne Wasseraufbereitung betrieben wird, führt dies zu einer Freisetzung und zu einem monotonen Anstieg der Aktivitätskonzentration im Kühlmittel des offenen Brennelementlagerbeckens (s. Abb. 5.4). Ein kurzer Betrieb des Wasseraufbereitungssystems führt zu einem schnellen Abfall der Aktivitätskonzentration auf null. Der weitere Betrieb ohne Wasserreinigungssystem zeigt einen erneuten Anstieg der Cs-137 Aktivitätskonzentration im Wasser bis zur nächsten Reinigung.

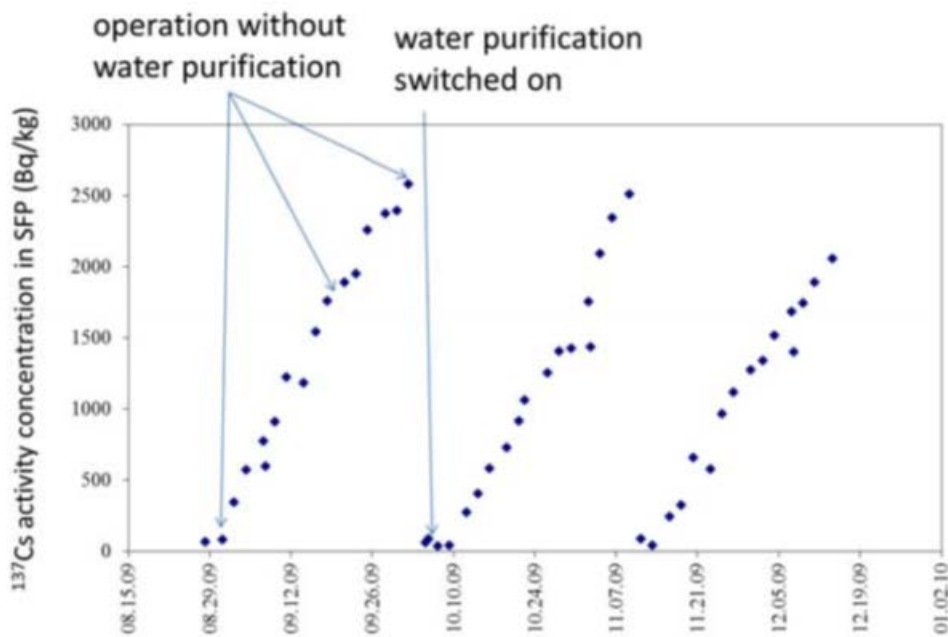


Abb. 5.4 Anstieg der Cs-137 Kühlmittelaktivitätskonzentration im Brennelementlagerbecken mit undichtem Brennstab (zyklischer Betrieb des Wasserreinigungssystems), entnommen aus /NEA 14/

Die Grenze für einen auszuschließenden BE-Schaden liegen bei einem Anstieg von etwa 20 Bq/(kg·d). Der Anstieg, bei dem mit Sicherheit von einem BE-Schaden ausgegangen werden kann, ist etwa 40 Bq/(kg·d). Aus eventuell vorliegenden Messungen im schadensfreien Betrieb kann der untere Schwellwert ggf. angepasst werden.

Die aus einer Anlage vorliegenden Messwerte der Cs-137 Aktivitätskonzentration können in der Exceldatei mit einem Datum und einer Uhrzeit versehen werden. Die Messwerte werden in einem Diagramm dargestellt und neben einer automatisch gebildeten linearen Regressionsgeraden abgebildet. Die Verläufe für den unteren (grüne Linie in Abb. 5.5) und oberen (rote Linie in Abb. 5.5) werden im gleichen Diagramm

angegeben. Anhand der Lage der Regressionsgeraden zu den beiden Linien kann nun schnell abgeschätzt werden ob ein BE-Schaden vorliegt.

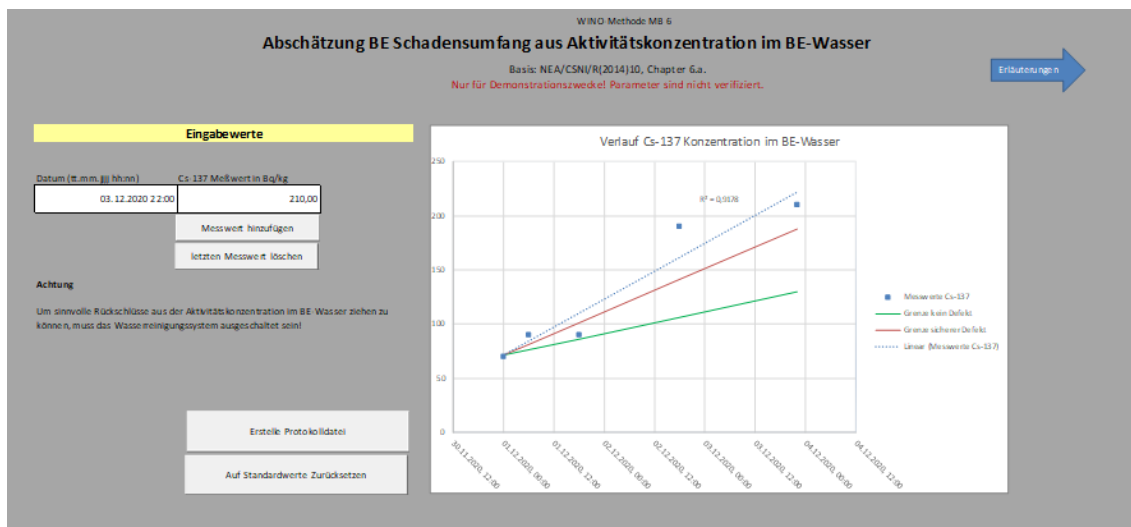


Abb. 5.5 Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung BE-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im BE-Wasser“

Zu beachten ist, dass zur Bewertung der Messungen das Wasseraufbereitungssystem abgeschaltet sein muss.

6 Zusammenfassung und Ausblick

Die in den Vorgängervorhaben 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ und 3615R01520 „WINO II: Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken“ entwickelte Wissensbasis für Notfälle wurde im Rahmen dieses Forschungsvorhabens weiter ausgebaut.

Im Rahmen der Erhebung von Kenndaten für die WINO-Wissensbasis war bisher der Ansatz verfolgt worden, dass für Anlagen, die sich näher an den deutschen Grenzen befinden, mit erhöhter Priorität Kenndatensätze erstellt werden. Daher beschränkte sich die Auswertung von verfügbaren Informationsquellen in den vorherigen WINO-Vorhaben auf europäische Anlagen und russische Anlagen, die näher an den deutschen Grenzen lagen. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden nun auch Kenngrößen für weitere bisher noch nicht berücksichtigte russische Anlagen recherchiert und in die WINO-Wissensbasis eingepflegt. Dabei wurde die in den Vorgängervorhaben erarbeitete und ergänzte Kenngrößenliste verwendet. Als Informationsquellen wurde dabei auf die GRS-Dokumentationssysteme TECDO und Doku-OST, die WWER- und RBMK-Reaktorhandbücher, die IAEA-Datenbanken PRIS und IRS und eine ergänzende Recherche öffentlich zugänglicher Quellen im Internet zurückgegriffen.

Für weiter entfernte Anlagen wurde im Sinne eines im Aufwand abgestuften Verfahrens beschlossen, nicht anlagenspezifische, sondern baulinienspezifische Kenngrößen zu recherchieren. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden daher für amerikanische und kanadische Anlagen baulinienweise Kenndaten recherchiert und entsprechende Kenndatensätze in der Wissensbasis erstellt und mit den ermittelten Kenngrößen bestückt. In der Suchmaske der Wissensbasis wurde eine Option ergänzt, um speziell nach diesen Bauliniendatensätzen zu suchen. Als Informationsquellen wurden dabei die GRS-Dokumentationssysteme TECDO, die IAEA-Datenbanken PRIS und IRS, die CANDU-spezifische Wissensbasis CANTEACH und verschiedene Dokumente und Ausbildungsdokumente der US-Behörde NRC verwendet. Es zeigte sich allerdings, dass insbesondere bei amerikanischen Anlagen ein stark heterogener Aufbau hinsichtlich der elektrischen Sicherheitssysteme und des nuklearen Nebenkühlwassers besteht. Die Bauliniendatensätze hinsichtlich des Aufbaus dieser Systeme noch einmal anlagenspezifisch im Rahmen eines Nachfolgevorhabens detaillierter zu ergänzen, erscheint vor diesem Hintergrund sinnvoll, insbesondere da entsprechende Quellen verfügbar sind,

die allerdings zu umfangreich waren, um bereits im Rahmen dieses Vorhabens ausgewertet zu werden.

Im Vorläufervorhaben wurden bereits zusätzliche Kenngrößen zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen (Erdbeben, Überflutung, Starkwind, anlagensexterne Explosion, Einwirkung gefährlicher Stoffe und Flugzeugabsturz) erarbeitet und definiert. In diesem Vorhaben wurden nun für europäische Anlagen die entsprechenden Kenngrößen recherchiert, dabei wurden vor allem die EU-Stresstests ausgewertet. Infolgedessen wurden vor allem Kenngrößen für die Einwirkungen Erdbeben, Überflutung und Starkwind gefunden. Des Weiteren wurden die CNS-Berichte und verschiedene andere Quellen zu seit 2016 vorgenommenen Nachrüstungen ausgewertet. Eine weitere Aktualisierung der Wissensbasis bei Nachrüstungen, z. B. im Rahmen eines Nachfolgeprojekts ist empfehlenswert, dabei kann soweit möglich auf Arbeiten zu Nachrüstungsprojekten im europäischen Ausland, die im Rahmen des Vorhaben 4720R01510 untersucht werden, zurückgegriffen werden.

Im Rahmen dieses Projekts wurde untersucht, ob und inwieweit sich vorliegende Datensätze des GRS-Analysesimulators deutscher KKW auf ausländische Anlagen unter Betrachtung der im Rahmen der bisherigen Forschungsvorhaben des WINO-Projekts recherchierten Informationen übertragen lassen und ob sich damit anschließend belastbare notfallrelevante Informationen ermitteln lassen. Im Ergebnis ist hierzu festzustellen, dass erstens bei der Erstellung eines Analysesimulators einer ausländischen Anlage trotz struktureller Vorarbeiten und Vereinfachungen im Rahmen dieses Projekts ein jeweils anlagenspezifischer Anpassungsbedarf besteht, der auch die Recherche von Eingabedaten für den Analysesimulator beinhaltet, die nicht in WINO enthalten sind und deren Aufnahme angesichts der Konzeption von WINO als Datenbank für den Einsatz im Notfallzentrum auch nicht sinnvoll ist. Zweitens lieferte ein simulierter Störfall eines 2F-Bruchs in der P4-Anlage qualitativ plausible Ergebnisse. Die wichtigsten berechneten Kenngrößen des Störfalls, wie die Fähigkeit des Notkühlsystems, eine Wiederbeflutung des Reaktorkerns zu gewährleisten, sowie der Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur zeigen einen plausiblen Verlauf. Bei der Berechnung eines 2F-Bruchs im heißen Strang wurden allerdings nur die ersten Minuten nach Ereignisbeginn berechnet, da mit Beginn der Sumpfschaltung Programminstabilitäten auftraten, die im Rahmen dieses Vorhabens nicht gelöst werden konnten. Dies kann auch ein Hinweis darauf sein, dass infolge der durchgeführten Vereinfachungen und Anpassungen das neu erzeugte Anlagenmodell nicht ausreichend abgestimmt ist, um ein robustes und stabiles Anlagenverhalten bei jedem Zustand zu erreichen.

Eine weitere Entwicklung des Analysesimulators, um ihn flexibler auf verschiedene Kernkraftwerksanlagen anwenden zu können, erweist sich als technisch machbar und sinnvoll. Die Anpassung eines Analysesimulators auf eine andere KKW-Anlage erfordert allerdings umfangreichere Vorarbeiten. Auf Grund des absehbaren Aufwands soll diese Weiterentwicklung allerdings in anderen Vorhaben weiterverfolgt werden.

Bereits in den Vorgängervorhaben hatte sich als effektiv herausgestellt, zur Abschätzung derivativer störfallrelevanter Daten im Notfall einfache Excel-basierte Abschätzmethoden zu erarbeiten, mit denen beispielsweise die Zeiten bis zum Eintritt von Eckpunkten des Ereignisablaufes im Notfall abgeschätzt werden können. Eine im Vorgängervorhaben erstellte Liste an verschiedenen, potentiell umsetzbaren Abschätzmethoden basierend auf verfahrenstechnischen und radiologischen Kenngrößen wurde weiter umgesetzt und entsprechende Abschätzmethoden ausgearbeitet. Eine der geplanten Abschätzmethoden erwies sich als nicht sinnvoll umsetzbar, da die damit zu erzielenden Ergebnisse mit zu großen Unsicherheiten behaftet gewesen wären. Es wurde stattdessen eine andere Abschätzmethode erstellt. Insgesamt wurden im Rahmen des Vorhabens folgende Abschätzmethoden erarbeitet:

- Abschätzung Freilegungszeit der BE im Lagerbecken bei Lecks oder Syphoning
- Abschätzung Freisetzung aus SB bei Venting oder SB-Lecks (Quelltermbibliothek)
- Abschätzung des Erreichens der vorgegebenen Grenzwerte des Füllstandes in einem Dampferzeuger bei einer Unterbrechung der Speisewasserversorgung
- Brennelement-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Brennelement-Wasser

Im Rahmen eines Nachfolgevorhabens könnten weitere Abschätzmethoden erarbeitet werden, da sich im Rahmen der praktischen Erprobung bei Übungen bereits einige Ansätze für weitere potentiell umsetzbare Abschätzmethoden ergeben haben.

Literaturverzeichnis

- /ACK 01a/ Ackermann, L., et al.: Bewertung von ausgewählten Sicherheitsfragen des KKW Temelin, Bewertungsmaßstäbe, Sachstand und Bewertung, GRS-A-2877, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH, August 2001.
- /ACK 01b/ Ackermann, L., et al.: Bewertung von Sicherheitsfragen des KKW Temelin, GRS-A-2919, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH, August 2001.
- /AUS 19/ Austregesilo, H., Bals C., Hollands T., Langenfeld, A., Lerchl, G., Schöfel, P. J., Skorek T., Von der Cron, D., Weyermann, F.: ATHLET Mod 3.2 Documentation, GRS-P-1 / Vol. 1-5; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH, September 2019.
- /CAN 20/ CANTEACH: Publication Library,
<http://canteach.candu.org/Pages/CLibraryHome.aspx> , zuletzt aufgerufen am 21.04.2021.
- /EIS 16/ Eismar, S., et al.: Die sicherheitstechnische Auslegung der schweizerischen KKW sowie regulatorische und gesellschaftspolitische Rahmenbedingungen, FE-Vorhaben 3612R01560, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH, 2016.
- /GER 89/ Gersten, K.: Einführung in die Strömungsmechanik, Vieweg Verlag, 5. Auflage, ISBN 978-3-322-93970-8, 1989.
- /GRS 77/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH: Sicherheitstechnische Beurteilung der Kernnotkühlung BEZNAU I und II, GRS-A-10, 1977.
- /KAL 01/ Kaláb, J. CSc: Gutachten zur UVP – Dokumentation, KKW Temelin – Bauänderungen unter dem Aspekt von Sicherheitsrisiken, UNKAS Engineering im Auftrag des Umweltbundesamtes Österreich, Juni 2001.

- /KIR 98/ Kirmse, R.: Comparative assessment of the effectiveness of safety injection systems of EPR and KONVOI plants, GRS-A-2560, Projekt SR 2268, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH, April 1998.
- /KKG 10/ Kernkraftwerk Gösgen: Technik und Betrieb, KKG AG, 2010.
- /LEB 15/ Leberecht, M., et al.: Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO), GRS-A-3820, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH, September 2015.
- /LEB 18/ Leberecht, M., et al.: WINO II: Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken, GRS-511, ISBN 978-3-946607-96-0, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH, September 2018.
- /NEA 14/ Nuclear Energy Agency (NEA): Leaking Fuel Impacts and Practices, Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD), NEA/CSNI/R(2014)10, OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Juli 2014
- /NRC 20/ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Standard Technical Specifications – Operating and New Reactors – Current Versions, letztes Update am 10.03.2020
<https://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/techspecs/current-approved-sts.html> , zuletzt aufgerufen am 21.04.2021.
- /NRC 21/ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Plant-Specific Japan Lessons-Learned Activities, letztes Update am 11.03.2021
<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/japan-dashboard/japan-plants.html>, zuletzt aufgerufen am 21.04.2021.
- /NRC 90/ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Overview and Comparison of US Commercial Nuclear Power Plants: NPP System Sourcebook, NUREG/CR-5640, September 1990.

/STU 99/ Stück, R., et al.: Sicherheitsbeurteilung des KKW Temelin, Abschlussbericht des Vorhabens INT 9082, GRS-A-2661, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GmbH, Januar 1999.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Die Suchmaske der Wissensbasis WINO	5
Abb. 2.2	Beispielhaftes Suchergebnis in der WINO-Wissensbasis.....	6
Abb. 2.3	Darstellung des Anzeigeregisters Containment in der WINO- Wissensbasis.....	7
Abb. 2.4	Darstellung des Anzeigeregisters Primärkreis einer Zweikreisanlage in der WINO-Wissensbasis. Für Einkreisanlagen (Siedewasserreaktoren) sehen die Anzeigeregister gleich aus.	8
Abb. 2.5	Darstellung des Anzeigeregisters Primärkreis einer Dreikreisanlage in der WINO-Wissensbasis	8
Abb. 2.6	Eingabemaske für Texte in der Wissensbasis WINO	12
Abb. 2.7	Eingabemaske für Bilder in der WINO-Wissensbasis.....	13
Abb. 4.1	Fünf-Kernkanalmodell des RDBs im KKP2 Analysesimulator	71
Abb. 4.2	Nomenklatur der TFOs	72
Abb. 4.3	RDB-TFOs: Zusammenhang der Höhenkoordinaten – Dreiringmodell des Kerns.	74
Abb. 4.4	Verbindungen zwischen dem Ringraum und den TFOs im unteren Plenum	75
Abb. 4.5	Radialer Querschnitt des RDB-Modells mit acht Downcomer-Kanälen und drei Ringen mit acht Kernkanälen	75
Abb. 4.6	Kernabbildung für das Modell mit acht Downcomer-Kanäle und mit drei Ringen mit je acht Kernkanälen	79
Abb. 4.7	P4 REP 1300 MWe Notkühlsystem	80
Abb. 4.8	KKP2-Analysesimulator mit Anpassungen an das P4 REP 1300 MWe Notkühlsystem.....	81
Abb. 4.9	2F-Bruch im heißen Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite.....	83
Abb. 4.10	2F-Bruch im heißen Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite.....	84
Abb. 4.11	2F-Bruch im heißen Strang: Verlauf des Primärkreisdrucks.....	84

Abb. 4.12	2F-Bruch im heißen Strang: RDB-Füllstand	85
Abb. 4.13	2F-Bruch im heißen Strang: Maximale Hüllrohrtemperatur (rot) und mittlere Kühlmitteltemperatur (blau) im Reaktorkern	85
Abb. 4.14	2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite.....	86
Abb. 4.15	2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite.....	87
Abb. 4.16	2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der RDB-Seite für die ersten 200 s nach der Bruchöffnung.....	87
Abb. 4.17	2F-Bruch im kalten Strang: Bruchmassenstrom (schwarz: Gesamtmassenstrom, blau: Flüssiganteil, rot: Dampfanteil) auf der Dampferzeuger-Seite für die ersten 200 s nach der Bruchöffnung.....	88
Abb. 4.18	2F-Bruch im kalten Strang: Verlauf des Primärkreisdrucks	89
Abb. 4.19	2F-Bruch im kalten Strang: RDB-Füllstand	89
Abb. 4.20	2F-Bruch im kalten Strang: RDB-Füllstand für die ersten 900 s nach der Bruchöffnung	90
Abb. 4.21	2F-Bruch im kalten Strang: Dampfgehalt im RDB 800 s nach der Bruchöffnung	90
Abb. 4.22	2F-Bruch im kalten Strang: Maximale Hüllrohrtemperatur (rot) und mittlere Kühlmitteltemperatur (blau) im Reaktorkern	91
Abb. 5.1	Startbutton (links), Benutzeroberfläche zur Berechnung der Freilegungszeit eines BELB bei einem Leck (rechts unten) und Auszug aus der Datenspeicherung (rechts oben)	98
Abb. 5.2	Benutzeroberfläche des Makros zur Präsentation der Quelltermdatenbank	99
Abb. 5.3	Benutzeroberfläche des Tools zur Berechnung zur Berechnung der Zeiten des Erreichens der Grenzwerte in einem Dampferzeuger	101
Abb. 5.4	Anstieg der Cs-137 Kühlmittelaktivitätskonzentration im Brennelementlagerbecken mit undichtem Brennstab (zyklischer Betrieb des Wasserreinigungssystems), entnommen aus /NEA 14/.....	102
Abb. 5.5	Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung BE-Schadensumfang aus Aktivitätskonzentration im BE-Wasser“	103

Abb. A.1	RDB mit den charakteristischen Abmessungen für die Parametrisierung eines Anlagensimulators	124
Abb. A.2	RDB-TFOs: Zusammenhang der Höhenkoordinaten – Dreiringmodell des Kerns	125
Abb. A.3	Höhenkoordinaten der Verbindungen in das untere Plenum	127
Abb. A.4	Radiale Position der Verbindungen zwischen dem gekrümmten Abschnitt des Ringraums und den TFOs im unteren Plenum	128

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Zuordnung der Kenngrößen zu den Themengebieten.....	9
Tab. 3.1	Liste der im Rahmen der Projekte 3613R01521 und 4715R01520 erstellten Kenndatensätze	39
Tab. 3.2	Liste der im Rahmen des Projektes 4718R01520 erstellten anlagenspezifischen Kenndatensätze.....	42
Tab. 3.3	Liste der im Rahmen des Projektes 4718R01520 erstellten Bauliniendatensätze	42
Tab. 3.4	Liste der Anlagen, für die im Rahmen des Projekts EVA-Kenngrößen ergänzt wurden.....	50
Tab. 4.1	Erstauswahl der für die weitere Untersuchung in Betracht kommenden Anlagen.....	54
Tab. 4.2	Zuordnung der Simulatoren zu grenznahen Anlagen und Einschätzungen des Anpassungsbedarfs für ausgewählte Störfälle	64
Tab. 4.3	Zusammenfassung der typischen Störfallszenarien, Relevante Kerngrößen und Abläufe.....	65
Tab. A.1	Erforderliche Daten zur vollständigen Modellierung eines RDBs.....	120

A Anhang

A.1 Beispielhafte Parametrisierung des TFOs zentraler Kernkanal

```
@*****
@ Center core channel
@*****
@
K---- PCM00A      Core center
@  ITYPO          FPARO          ICMPO
   20            %NFA00A%-%NFA00AH%    0
@
----- NETWORK
@  SN0(I)        NI0(I)
   0.0           1
   %SLPCM01%     %ACTIVCOREN%
   %SLPCM02%     1
   %SLPCM03%
@
----- GEOMETRY
@  SG0           Z0             D0             A0             V0      DEPO
   0.0           %Z0SLPCM00%   %D0PCM%     %A0PCM%   0.0   0.0
   %SLPCM03%     %Z0SLPCM03%   %D0PCM%     %A0PCM%   0.0   0.0
@
----- FRICTION
@  ITPMO         ALAMO         ROUO
   %ITPMO01%     %ALAMO01%     %ROUO03%
@  SF0           SDFJ0        ZFFJ0          ZFBJ0
   0.             0.0         %ZETACOREI%     %ZETACOREI%
   (%SF0PCM01%/2.0)+%ONE_MM%  0.0  %ZETABOTN%/Fafa%
%ZETABOTN%/Fafa%
%SF0PCM01%  0.0      %ZETABOTG%/Fafa%      %ZETABOTG%/Fafa%
%SF0PCM02%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM03%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM04%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM05%  0.0      %ZETASPAC%/Fafa%      %ZETASPAC%/Fafa%
%SF0PCM06%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM07%  0.0      %ZETASPAC%/Fafa%      %ZETASPAC%/Fafa%
%SF0PCM08%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM09%  0.0      %ZETASPAC%/Fafa%      %ZETASPAC%/Fafa%
%SF0PCM10%  0.0      %ZETAMIXG%/Fafa%      %ZETAMIXG%/Fafa%
%SF0PCM11%  0.0      %ZETATOPG%/Fafa%      %ZETATOPG%/Fafa%
((%SLPCM03%+%SLPCM02%)/2.0)-%ONE_MM%  0.0  %ZETATOPN%/Fafa%
%ZETATOPN%/Fafa%
%SLPCM03%  0.0      %ZETACOREO%             %ZETACOREO%
@
----- DRIFT
@  S01           JFLO0        JDRIFFT
   0.0           %JFLO001%    %JDRIFFT02%
@
----- INITCOND
@  S0            P0          T0          G0          Q0          ICK0
   0.0           0.0      %TCOLD%   %GL/FA%   0.0         0
   %SLPCM01%     0.0      %TCOLD%   %GL/FA%   %POW00ASC%  0
   %SLPCM02%     0.0      %THOT%   %GL/FA%   %POW00ASC%  0
   %SLPCM03%     0.0      %THOT%   %GL/FA%   0.0         0
@
----- HEATADD
@  SH0A         SGHEAT
   %SLPCM01%     'CORADDHEAT'
   %SLPCM02%     'CORADDHEAT'
@
----- MIXLEVEL
@  NML0         AMLSO        VMLTO        ITMLO
   1            0.02         5.D-4        0
```

A.2 Erforderliche Daten zur vollständigen Modellierung eines RDBs

Tab. A.1 Erforderliche Daten zur vollständigen Modellierung eines RDBs

Parameter	Dimension	Definition
Leistung		
KKP2_QTOT	W	Thermische Leistung des Kerns
KKP2_QMCP	W	Leistung Hauptkühlmittelpumpe
Temperaturen		
KKP2_TCOLD	°C	Kühlmitteltemperatur am RDB-Eintritt
KKP2_AWS	°C	Aufwärmspanne
Druck		
KKP2_PRES0	Pa	Primärdruck – RDB Boden
Durchsätze		
KKP2_GVTH	m ³ /h	RDB-Durchsatz
RHOP0T0	kg/ m ³	Dichte des Kühlmittels bei P0 und T0
KKP2_BPUH	-	Bypass Ringraum zu RDB Deckel
KKP2_BPHL	-	Bypass Ringraum zu heißer Strang
KKP2_BPREF	-	Reflektor Bypass
KKP2_BPSCS	-	Bypass am Rand des Kerns – zwischen äußeren Brennelementen und Kernmantel
KKP2_BPGTI	-	Kernbypass durch Steuerstabführungsrohre
RDB Geometrie		
KKP2_D1	m	Kerndurchmesser außen
KKP2_D2	m	Kerndurchmesser innen
KKP2_D3	m	RDB-Durchmesser innen – Position Kern
KKP2_D4	m	RDB-Durchmesser innen – Position Stützen kalter Strang
KKP2_D5	m	Stützen Durchmesser innen
KKP2_D6	m	RDB-Durchmesser innen – Position über den Stützen
KKP2_R1	m	Radius der RDB-Kalotte
KKP2_R2	m	Radius des RDB-Doms
KKP2_H1		Abstand von der Mittellinie der Stützen zur Unterkante des Kernflansches
KKP2_H2	m	Abstand zwischen der Oberkante des unteren Kernstützgitters und der Unterkante der oberen Kernplatte

Parameter	Dimension	Definition
KKP2_H3	m	Abstand von der Unterkante der oberen Trägerplatte (der Führungsrohre) zur Unterkante des Kernrohrflansches
KKP2_H4	m	Dicke des Kernstützgitters
KKP2_H5	m	Abstand zwischen der Unterkante des Kernstützgitters und dem RDB-Boden
KKP2_H6	m	Durchmesserübergangsbereich unter den Stützen im Ringraum
KKP2_H7	m	Dicke der oberen Kernplatte
KKP2_H8	m	Abstand von der Oberkante der oberen Kernplatte zu der Mittellinie der Stützen
KKP2_H9	m	Dicke der oberen Trägerplatte
KKP2_H10	m	Abstand zwischen der Oberkante den Stützen und der Unterkante der Trägerplatte
KKP2_H11	m	Abstand von der Oberkante der oberen Kernplatte zur Unterseite der oberen Trägerplatte
KKP2_H12	m	Abstand von der Oberkante der oberen Stützplatte (der Führungsrohre) zum RDB-Dom (Innenseite höchste Höhekoordinate)
KKP2_H13	m	Abstand von der Unterkante der oberen Trägerplatte zur Oberkante der Führungsrohre
KKP2_H14	m	Abstand von der Oberkante der oberen Trägerplatte zur Oberkante des Flansches der oberen Trägerplatte
KKP2_H15	m	Abstand zwischen dem BE-Fuß (entsprechend der Oberkante der unteren Kernplatte) und dem Beginn des aktiven Kerns
KKP2_H16	m	Abstand von der Oberseite der oberen Trägerplatte zum RDB-Dom
KKP2_H17	m	Abstand von der Unterseite der oberen Trägerplatte zur Oberseite der Führungsrohre (im RDB-Dom)
KKP2_V1	m ³	Flüssigkeitsvolumen im Dom außerhalb der Führungsrohre
KKP2_V2	m ³	Flüssigkeitsvolumen im Plenum
BE und BE-Design		
KKP2_NFA	-	BE Anzahl
KKP2_FAFR	-	BE- Design (Matrix)
KKP2_NGTU	-	Anzahl der Führungsrohre
KKP2_NGTIA	-	Anzahl der Guide timbles/Führungshülsen
KKP2_NIT/A	-	Anzahl der Instrumentierungsrohre per BE
KKP2_RODPI	m	Rod Pitch
KKP2_CLOUT	m	Cladding Außerdurchmesser

Parameter	Dimension	Definition
KKP2_CLIN	m	Cladding Innerdurchmesser
KKP2_PELOU	m	Pellet Durchmesser
KKP2_FAD	m	BE Nennabmessungen
KKP2_FADI	m	Abstand/Spalt zwischen benachbarten BE
<i>Abstandshalter und Mischgitter</i>		
KKP2_BEG01	m	Position des unteren Gitters – relativ zum BE
KKP2_MIG(i)	m	Position des Mischgitters – relativ zum BE
KKP2_MSFM(i)	m	Position des Abstandshalters – relativ zum BE
KKP2_TOPEG	m	Position des oberen Gitters – relativ zum BE
<i>Widerstandkoeffizienten in BE</i>		
KKP2_ZBOTG	-	Widerstandkoeffizient für KKP2_BEG01
KKP2_ZTOPG	-	Widerstandkoeffizient für KKP2_TOPEG
KKP2_ZMIXG	-	Widerstandkoeffizient für KKP2_MIG(i)
KKP2_ZSPAC	-	Widerstandkoeffizient für KKP2_MSFM(i)
KKP2_ZTOPN	-	Widerstandkoeffizient für BE Kopf
KKP2_ZBOTN	-	Widerstandkoeffizient für BE Fuß
Führungsrohre und timbles/Führungshülsen		
KKP2_DEGTI	m	Außendurchmesser des Außenrohrs der Führungshülsen
KKP2_DOGTI	m	Innendurchmesser des Außenrohrs der Führungshülsen
KKP2_DIGTI	m	Innendurchmesser der Führungshülsen
KKP2_DEGT	m	Außendurchmesser der Führungsrohre
KKP2_DIGT	m	Innendurchmesser der Führungsrohre
KKP2_AGTI	m ²	Freie Strömungsfläche der Führungsrohre – Steuerstäbe eingeführt
Reflektor		
KKP2_DREHL	m	Durchmesser der Löcher in der unteren Reflektorplatte
KKP2_NREHL	-	Anzahl der Löcher in der unteren Reflektorplatte
KKP2_DREHU	m	Durchmesser der Löcher in der oberen Reflektorplatte
KKP2_NREHU	-	Anzahl der Löcher in der oberen Reflektorplatte
KKP2_DREE	m	Reflektor Außendurchmesser
KKP2_DRE(i)	m	Abstand der Trendwand im Reflektor – relativ zum Reflektor

Parameter	Dimension	Definition
RDB Wand		
KKP2_DCW	m	Wandstärke – Region Ringraum
KKP2_LHW	m	Wandstärke – Region Unteres Plenum
KKP2_DCWC	m	Dicke der Wandbeschichtung
KKP2_DCTW	m	Wandstärke – Region Dom
Materialeigenschaften		
Wärmekapazität	J/(kg K)	Zircaloy. Austenit, Ferit – Tabellenformat als Temperaturfunktion
Wärmeleitfähigkeit	W/(m K)	Zircaloy. Austenit, Ferit – Tabellenformat als Temperaturfunktion
Dichte	kg/m ³	Zircaloy. Austenit, Ferit – Tabellenformat als Temperaturfunktion

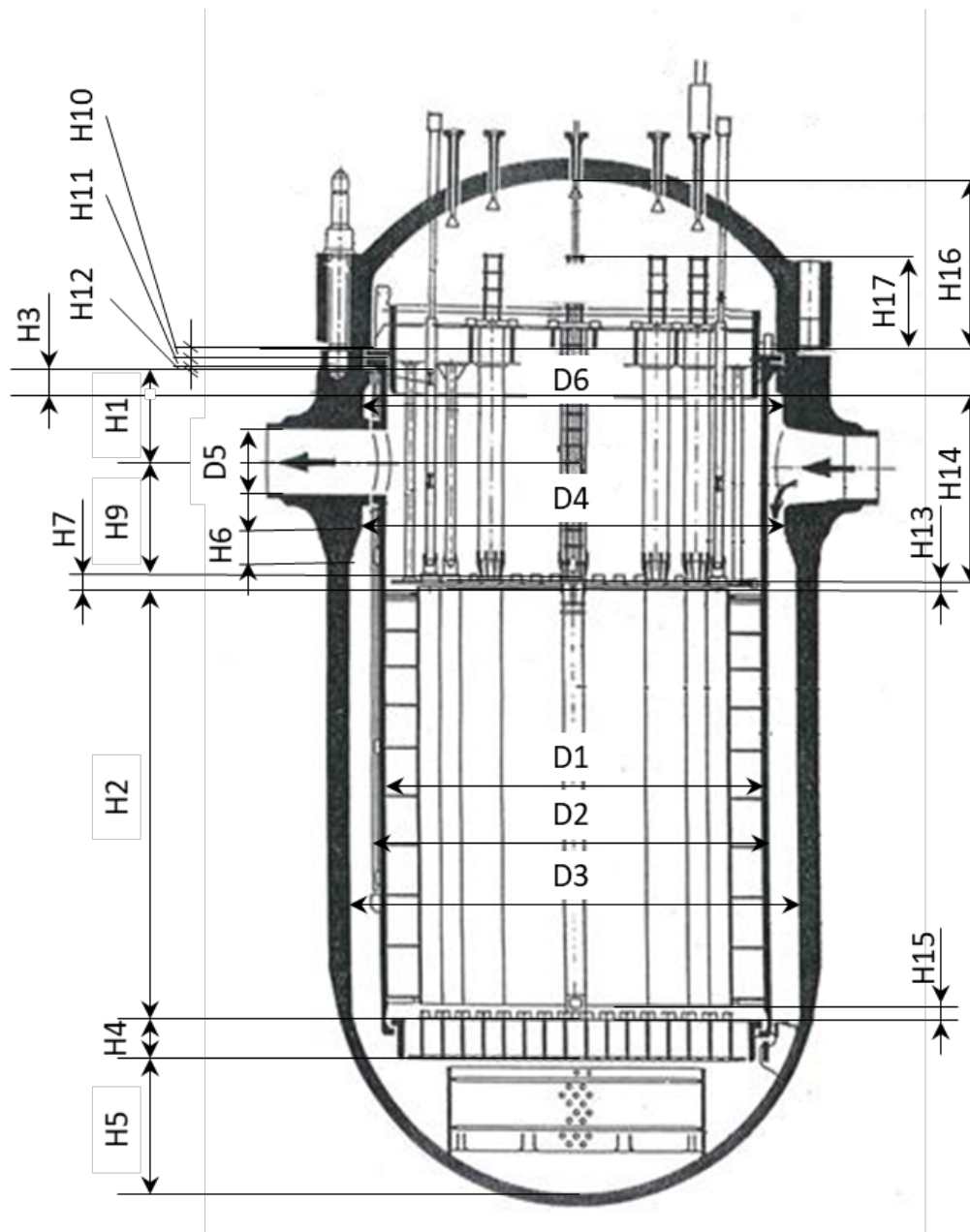


Abb. A.1 RDB mit den charakteristischen Abmessungen für die Parametrisierung eines Anlagensimulators

A.3 Beispielhafte Berechnung von Parametern des Eingangsdatensatzes

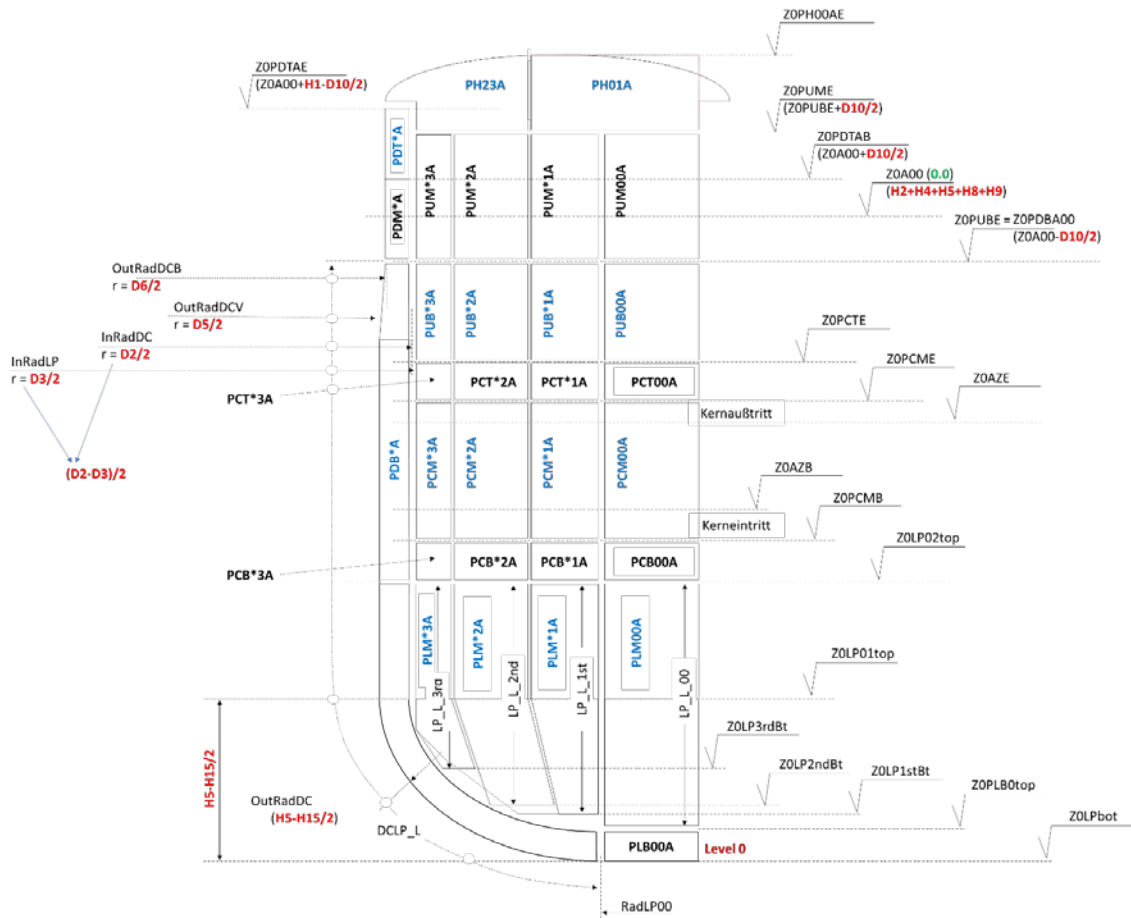


Abb. A.2 RDB-TFOs: Zusammenhang der Höhenkoordinaten – Dreiringmodell des Kerns

Die Berechnung der Parameter der aktiven Zone aus Abb. A.2, die im Parameterbereich des Eingangsdatensatzes (siehe Anhang A.1) erscheinen, erfolgt folgendermaßen:

$$\text{Kerneintritt: SLPCM01} = \%Z0AZB\% - \%Z0PCMB\% \quad (\text{A.1})$$

$$\text{Kernaustritt: SLPCM02} = \%Z0AZE\% - \%Z0AZB\% \quad (\text{A.2})$$

wobei gilt

$$Z0PCMB = \%Z0LP02top\% + \%KKP2_H4\% \quad (\text{A.3})$$

$$Z0LP02top = \%KKP2_H5\% \quad (\text{A.4})$$

Die Berechnung der Verbindungspositionen zwischen dem gekrümmten Abschnitt des Ringraums und den TFOs im unteren Plenum (vgl. Abb. 4.4) ist in Abb. A.3 und Abb. A.4 dargestellt.

Die Parameterberechnung für diese Verbindungen lautet:

$$Z0SDCV010 = \%MeanRadDC\% * (1 - \cos(\%zeta\%)) + \%Z0PLBtop\% / 2.0 \quad (\text{A.5})$$

und für das entsprechende SDCV10:

$$SDCV10 = \%MeanRadDC\% * (\%omega\% - \%zeta\%)$$

$$zeta = \arcsin(\%RadLP30\% / \%MeanRadDC\%) \text{ and} \quad (\text{A.6})$$

$$omega = \arccos((\%MeanRadDC\% - \%Z0LP01top\% + \%Z0PLBtop\% / 2.0) / \%MeanRadDC\%)$$

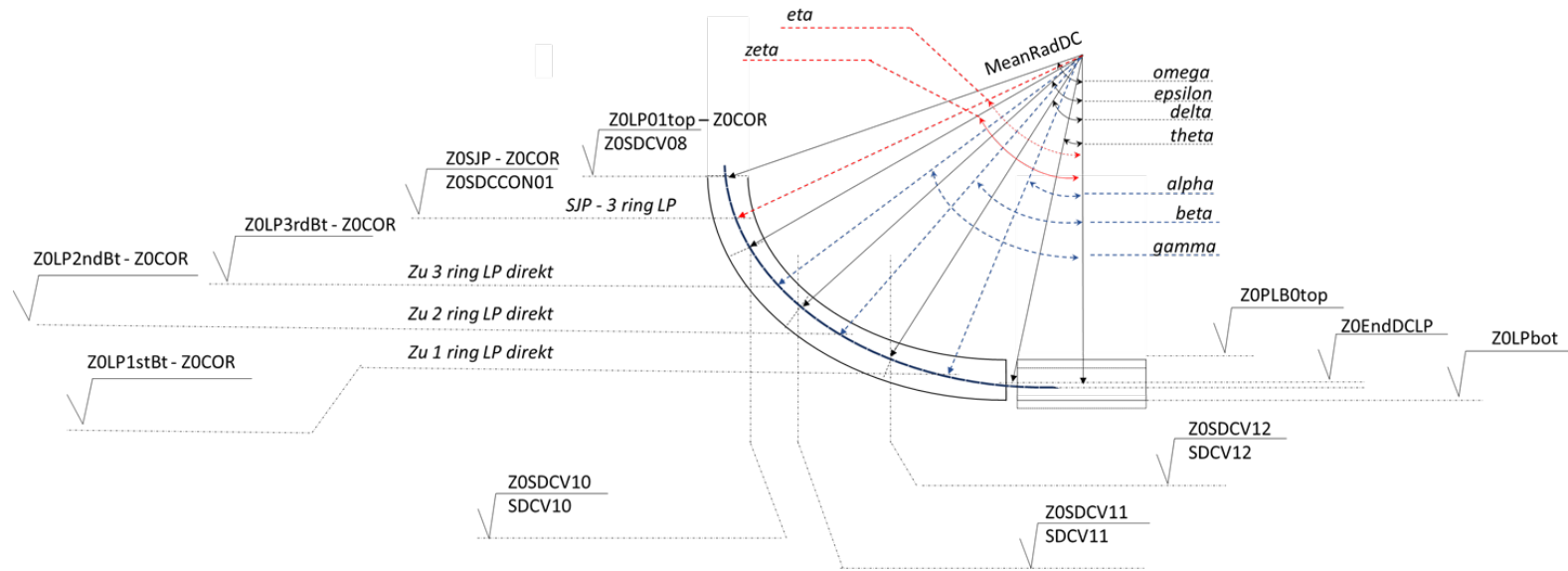


Abb. A.3 Höhenkoordinaten der Verbindungen in das untere Plenum

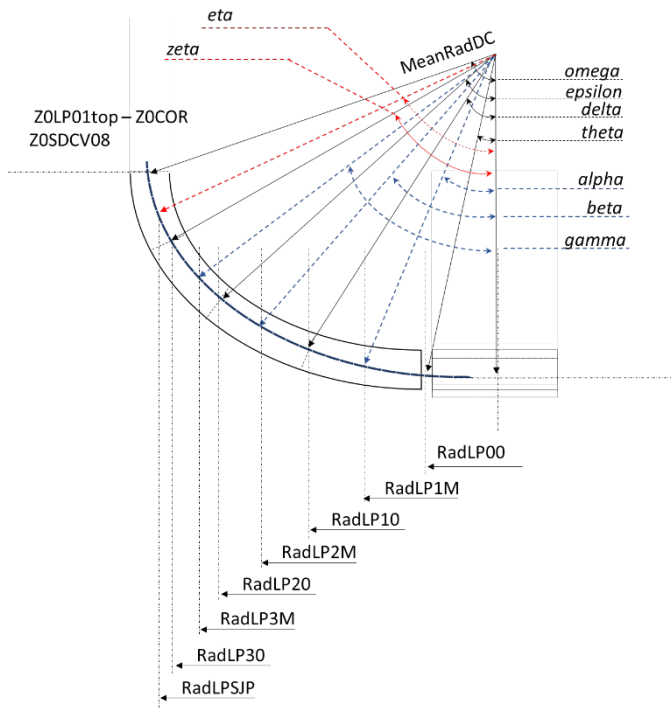


Abb. A.4 Radiale Position der Verbindungen zwischen dem gekrümmten Abschnitt des Ringraums und den TFOs im unteren Plenum

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

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

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

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

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

www.grs.de