

WINO II

**Weitere Untersuchungen
zum Aufbau einer
zentralen Wissensbasis für
Notfälle in ausländischen
Kernkraftwerken**

WINO II

Weitere Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken

Moritz Leberecht
Annette Bröcker
Michael Hage
Michael Homann
Harald Thielen
Gernot Thuma
Albert Kreuser

September 2018

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 4715R01520 wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Deskriptoren

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

Kurzfassung

Ziel dieses Vorhabens war es die im Vorgängervorhaben 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ begonnene Entwicklung einer Wissensbasis für Notfälle weiterzuführen.

Zur Darstellung der Kenngrößen im Notfall wurde bereits im Vorläufervorhaben ein Konzept erarbeitet, bei dem der Benutzer zunächst die Anlage, zu der er Informationen benötigt, auswählt. Alternativ kann die Auswahl auch an Hand des Standorts oder des Reaktortyps erfolgen. Danach werden die Informationen, soweit vorhanden, nach Themengebieten gruppiert angezeigt. Um die Eingabe und Qualitätssicherung von Kenndatensätzen zu erleichtern, wurde in diesem Vorhaben eine Eingabefunktion für Benutzer in die Wissensbasis implementiert, mit der entsprechend berechtigte Benutzer eigenständig Kenndatensätze erstellen können.

Ebenfalls bereits im Rahmen dieses Vorgängervorhabens war analysiert worden, welche anlagentechnischen Kenngrößen eines Kernkraftwerks im Notfall zur Lageeinschätzung benötigt werden. Mit Hilfe der erstellten Kenngrößenlisten wurden die Dokumentation des EU-Stresstests, die GRS-Dokumentationssysteme TECDO und Doku-OST, die WWER- und RBMK-Reaktorhandbücher, die bereits bestehenden GRS-Notfalldatensätze, die IAEA-Datenbanken PRIS und IRS sowie die Internetseiten der Betreiber und Aufsichtsbehörden nach verwendbaren Informationen durchsucht. Diese Auswertung beschränkte sich bisher auf Anlagen in EU-Staaten. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden nun auch für ukrainische und die meisten russischen Anlagen zusätzliche Kenngrößen recherchiert und zugehörige Kenndatensätze erstellt.

Die Kenndatensätze für europäische Anlagen, die im Rahmen des Vorläufervorhabens erstellt worden waren, wurden durch zusätzliche Daten aus dem DEEPER-Projekt und der Recherche von Störfallanalysen und Ergebnissen von probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2 in Fachpublikationen und Tagungsbänden ergänzt.

Bei der Konzeptionierung der Kenngrößen im Rahmen des Vorgängervorhabens ging man von den sich damals in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkstypen aus. Mittlerweile ist allerdings die Aufnahme des Leistungsbetriebs für verschiedene Reaktoren neuer Baulinien absehbar oder bereits erfolgt. Diese besitzen neuartige Sicherheitssysteme und -konzepte. Für diese Reaktorbaulinien wurde geprüft, ob eine Notwendigkeit besteht, Anpassungen an den Kenngrößen von WINO vorzunehmen, um diese neuartigen

Sicherheitssysteme beschreiben zu können. Dabei ergab sich die Notwendigkeit, zusätzliche Kenngrößen zu definieren, um den Kernfänger, die Systeme zur Reaktivitätskontrolle und die Kühlmittelkreise und Systeme zur Absicherung der Natrium-Wasser-Wärmetauscher in schnellen Brutreaktoren hinreichend detailliert beschreiben zu können.

Einwirkungen von außen sind sicherheitstechnisch relevant. Es besteht die Möglichkeit, dass durch eine solche Einwirkung auf eine kerntechnische Anlage ein Störfall ausgelöst wird und gleichzeitig Systeme beeinträchtigt werden, die zur Beherrschung des Störfalls oder zur Durchführung von Notfallmaßnahmen benötigt 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. Daher wurden im Rahmen dieses Vorhabens auch zusätzliche Kenngrößen zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen erarbeitet und definiert.

Im Vorgängervorhaben hatte sich bereits herausgestellt, dass es sich zur Abschätzung derivativer störfallrelevanter Daten im Notfall, wie beispielsweise die Zeiten bis zum Eintritt von Eckpunkten des Ereignisablaufes, anbietet, einfache Excel-basierte Abschätzmethoden zur Orientierung zu verwenden. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden daher verschiedene Abschätzmethoden basierend auf verfahrenstechnischen und radiologischen Kenngrößen ausgearbeitet. Dabei wurden die beiden ursprünglich exemplarisch entwickelten Abschätzmethoden (Kernfreilegungszeit von DWR bei abgekoppelter Sekundärseite, Kernschadensumfang an Hand der Dosisleistung im Containment) optimiert und zusätzlich Abschätzmethoden zur Freilegungszeit im BE-Lagerbecken, zu der notwendigen Einspeiserate zur Nachwärmeabfuhr, zur Dauer bis eine Druckentlastung notwendig wird, und zum Kernschadensumfang abhängig von der Dauer der Freilegung, der Aktivitätskonzentration im Kühlmittel und der H₂-Konzentration im Containment recherchiert und ausgearbeitet.

Die WINO-Wissensbasis wurde in das überarbeitete Notfallportal der GRS implementiert und dem Notfallpersonal der Umgang mit WINO demonstriert. Die neu definierten Kenngrößen wurden ebenfalls in den Anzeigeregistern von WINO ergänzt.

Abstract

The objective of this project was to continue the development of the knowledge base for emergencies in foreign nuclear power plants (WINO) which had begun with the preceding project 3613R01521 "Analysis on the structure of a central knowledge base for emergencies in foreign nuclear power plants (WINO)".

During the preceding project a concept for the display of the technical parameters during an emergency was developed. In this two-stage concept, the user first selects the plant he needs information about. Alternatively, one can select a specific site or reactor type. Afterwards, the parameters, if available, are displayed assorted by topics. To facilitate the entry and quality assurance of data sets of technical parameters, an entry function for the user has been developed during this project which allows authorized users to edit and create data sets of technical parameters on their own.

Also, during the preceding project, it was analysed which technical parameters of a nuclear power plant are necessary for plant status assessment during an emergency. Using a specially designed technical parameter list, the documentation of the EU stress test, the GRS documentation systems TECDO and Doku-OST, the GRS WWER- and RBMK reactor reference books, the existing GRS emergency data sets, the IAEA databases PRIS and IRS and the webpages of the plant operators and regulating authorities were screened for usable information. This evaluation was limited to foreign European plants. Within this project, these technical parameters have been researched for Ukrainian and most Russian units and corresponding data sets have been created.

The data sets for European plants that had been created during the preceding project have been expanded with additional data from the DEEPER project and by researching severe accident analyses and the results of level 2 PRA in technical publications and the proceedings of technical conferences.

While drafting the conceptual design of the necessary technical parameters for plant status assessment in an emergency during the preceding project, it was assumed that the power plant types within scope were the nuclear power plant types in operation at the time. Now the commissioning of several reactors of new types or construction lines is foreseeable or has already occurred. These reactors have novel safety systems and concepts. For these reactor types and construction lines, it was assessed whether there is a need to adapt the technical parameters for plant status assessment during an

emergency in order to describe these novel safety systems. It was deemed necessary to define additional technical parameters to describe the core catcher, the systems for reactivity control, and for fast breeders the cooling circuits and the safety systems of the sodium-water-heat exchangers.

External events are relevant for plant safety. It is possible that the impact of an external hazard on a nuclear power plant both initiates an incident and impairs the systems and components provided to cope with the incident and to carry out accident management procedures. Thus, it is important for experts in the nuclear emergency center to know how the situation at the plant site will present itself after an external event. Therefore, within this project additional technical parameters for plant status assessment specifically for external hazards were researched and defined.

During the preceding project it already turned out that in order to estimate derivative accident-relevant parameters in an emergency (e.g. how much time there is left until a certain cornerstone of an accident sequence is reached) using simple, Excel-based estimation methods is a viable course of action. Hence several estimation methods for different derivative parameters based on engineering and radiological parameters were developed in this project. The two exemplary estimation methods developed initially (core exposure time of PWRs with a disconnected secondary side and extent of core damage based on dose readings in the containment) were optimized and, additionally, estimation methods were researched and developed relating to the core exposure time in spent fuel pools, to the necessary feed rate for core cooling, to the time until containment venting is necessary and to the core damage extent based on the length of core exposure, the activity concentration in the coolant, and the hydrogen concentration in the containment.

The WINO knowledge base was implemented into the redesigned GRS emergency portal and the emergency personnel was instructed on how to handle the WINO software. The newly defined technical parameters for plant status assessment during an emergency were included in the display of the knowledge base.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung und Überblick.....	1
2	Aufbau und weitere Entwicklung der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO) (AP1).....	3
2.1	Aufbau der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO).....	3
2.1.1	Suchmaske.....	3
2.1.2	Anzeigeregister.....	5
2.1.3	Exportfunktion.....	8
2.1.4	Eingabemasken.....	8
2.2	Inhalte der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO).....	10
2.2.1	Allgemeine Kenndaten zur Identifikation der Anlage	11
2.2.2	Kenndaten zum physikalisch-technischen Aufbau des Primärkreises	12
2.2.3	Kenndaten zur Umgebung des Reaktors	15
2.2.4	Kenndaten zum Aufbau des Containments.....	16
2.2.5	Kenndaten des elektrischen Sicherheitssystems	17
2.2.6	Kenndaten der verfahrenstechnischen Sicherheitssysteme	20
2.2.7	Kenndaten zum Brennelement-Lagerbecken	23
2.2.8	Kenndaten zu Notfallmaßnahmen.....	23
2.2.9	Kenndaten zum nuklearen Inventar	25
2.3	Auswertung von verfügbaren Informationsquellen zu ausländischen kerntechnischen Einrichtungen.....	27
2.3.1	Datenquellen (russische und ukrainische Anlagen).....	31
2.3.2	Datenquellen (europäische Anlagen)	35
2.4	Kenngößen zur sicherheitstechnischen Beschreibung neuer Reaktorbaulinien.....	39

2.4.1	EPR	39
2.4.2	WWER-1200/W-392M	39
2.4.3	WWER-1200/W-491	40
2.4.4	BN-800	40
2.4.5	Erweiterungen und Änderungen der WINO-Wissensbasis	40
2.5	Kenngößen der Auslegung gegen Einwirkungen von außen	44
2.5.1	Zusätzliche Felder für EVA-Kenngößen in der der WINO- Wissensbasis.....	52
3	Methoden zur Abschätzung von notfallrelevanten Kenngößen und Implementierung der WINO-Wissensbasis in die GRS- Notfallstrukturen (AP2).....	55
3.1	Abschätzungen basierend auf verfahrenstechnischen Kenngößen.....	56
3.1.1	Abschätzung der Nachzerfallsleistung und der Kernfreilegungszeit für Druckwasserreaktoren bei abgekoppelter Sekundärseite	57
3.1.2	Abschätzung der Freilegungszeit im Brennelementlagerbecken für DWR- und SWR-Anlagen	60
3.1.3	Abschätzung der notwendigen minimalen Einspeiserate (mit und ohne Berücksichtigung von Verdampfen)	62
3.1.4	Abschätzung der Kernschädigung abhängig von der unbedeckten Zeitdauer	65
3.1.5	Abschätzung des Zeitpunkts der gefilterten Druckentlastung	66
3.2	Abschätzungen basierend auf radiologischen Kenngößen	67
3.2.1	Abschätzung Kernschadensumfang aus Dosisleistung im Containment ..	67
3.2.2	Abschätzung Kernschadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Kühlmittel.....	69
3.2.3	Abschätzung Kernschadensumfang aus H ₂ -Konzentration im Containment	71
3.3	Implementierung von WINO in das Notfallportal der GRS.....	73
4	Zusammenfassung und Ausblick.....	77
	Literatur.....	81

Abbildungsverzeichnis.....	85
Tabellenverzeichnis.....	87

1 Einleitung und Überblick

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. Dies blieb ohne Folgen, da Deutschland von dem Unfall nicht direkt betroffen war. Hinsichtlich der Übertragbarkeit der Erfahrungen aus Fukushima auf die Situation eines schweren Stör- oder Unfalls in Deutschland bzw. dem benachbarten Ausland ist zu differenzieren: So ist die für die Lageeinschätzung unabdingbare Anlagenkenntnis bei der GRS für deutsche Anlagen weitgehend gegeben, so dass insofern kein Zeitverzug infolge erforderlicher Recherche zu erwarten wäre.

In Bezug auf Anlagen aus dem europäischen Ausland wurde im Rahmen des Vorhabens 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ untersucht, welche Kenngrößen und Unterlagen eines Kernkraftwerks in einem Notfall benötigt werden und wie notfallrelevante Informationen zu Kernkraftwerken in einer Wissensbasis dargestellt werden können. Ziel war 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 zu konzipieren.

Der vorliegende Bericht beschreibt das Nachfolgevorhaben 4715R01520 „Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken“. In diesem Forschungsvorhaben sollten die Arbeiten aus dem Vorhaben 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ fortgeführt werden.

Kapitel 2.1 des Berichts gibt zunächst einen Überblick über den Aufbau der Wissensbasis WINO. Kapitel 2.2 beschreibt den Inhalt von WINO genauer. Kapitel 2.3 beschreibt, wie die Wissensbasis auf ausgewählte russische und ukrainische Anlagen erweitert wurde (AP 1) und inwieweit zusätzliche Informationsquellen ausgewertet wurden (AP 1).

Im Rahmen einer Aufstockung des Forschungsprojektes im April 2018 wurde außerdem beschlossen zu untersuchen, inwieweit die Sicherheitssysteme von neuen Reaktorbaulinien, deren Inbetriebnahme unmittelbar bevorsteht oder bereits erfolgte, in den vorhandenen Datenfeldern dargestellt werden können und an welchen Stellen Erweiterungen im Umfang der Datensätze sinnvoll wären (AP 1). Die Ergebnisse dieser Untersuchung werden in Kapitel 2.4 vorgestellt.

Ebenso wurde untersucht, welche Daten zur Auslegung gegen Einwirkung von außen (EVA) in einer Notfallwissensbasis abgelegt werden sollten und an welchen Stellen Erweiterungen im Umfang der Datensätze sinnvoll wären (AP 1). Die Ergebnisse dieser Untersuchung werden in Kapitel 2.5 vorgestellt.

Im Rahmen des Vorgängervorhaben zeigte sich, dass die Rechencodes der GRS im damaligen Zustand nicht verwendet werden können, 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 vorgeschlagen einfache Abschätzmethode 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. Die bisher entwickelten Abschätzmethode werden in Kapitel 3 dargestellt (AP 2).

Kapitel 3.3 beschreibt wie die Wissensbasis WINO in das Notfallportal der GRS implementiert wurde (AP 2).

Kapitel 4 gibt eine Zusammenfassung und einen Ausblick auf mögliche weitere Arbeiten im Rahmen eines potentiellen Nachfolgeprojektes.

2 Aufbau und weitere Entwicklung der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO) (AP1)

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/. Grundsätzlich besteht die Benutzeroberfläche der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken im Moment aus folgenden Teilen:

- Einer Suchmaske, um die Anlage auszuwählen, deren verfügbare Kenngrößen angezeigt werden sollen.
- Verschiedene Anzeigeregister, in denen die verschiedenen Kenngrößen der ausgewählten Anlage präsentiert werden. Die einzelnen Kenngrößen sind verschiedenen Kategorien zugeordnet. Für jede Kategorie existiert ein eigenes Anzeigeregister.
- Eine Exportfunktion um die Datensätze zu einer Anlage auszudrucken oder als pdf-Datei exportieren zu können.
- Zwei Eingabemasken, mit der neue Anlagen und 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.

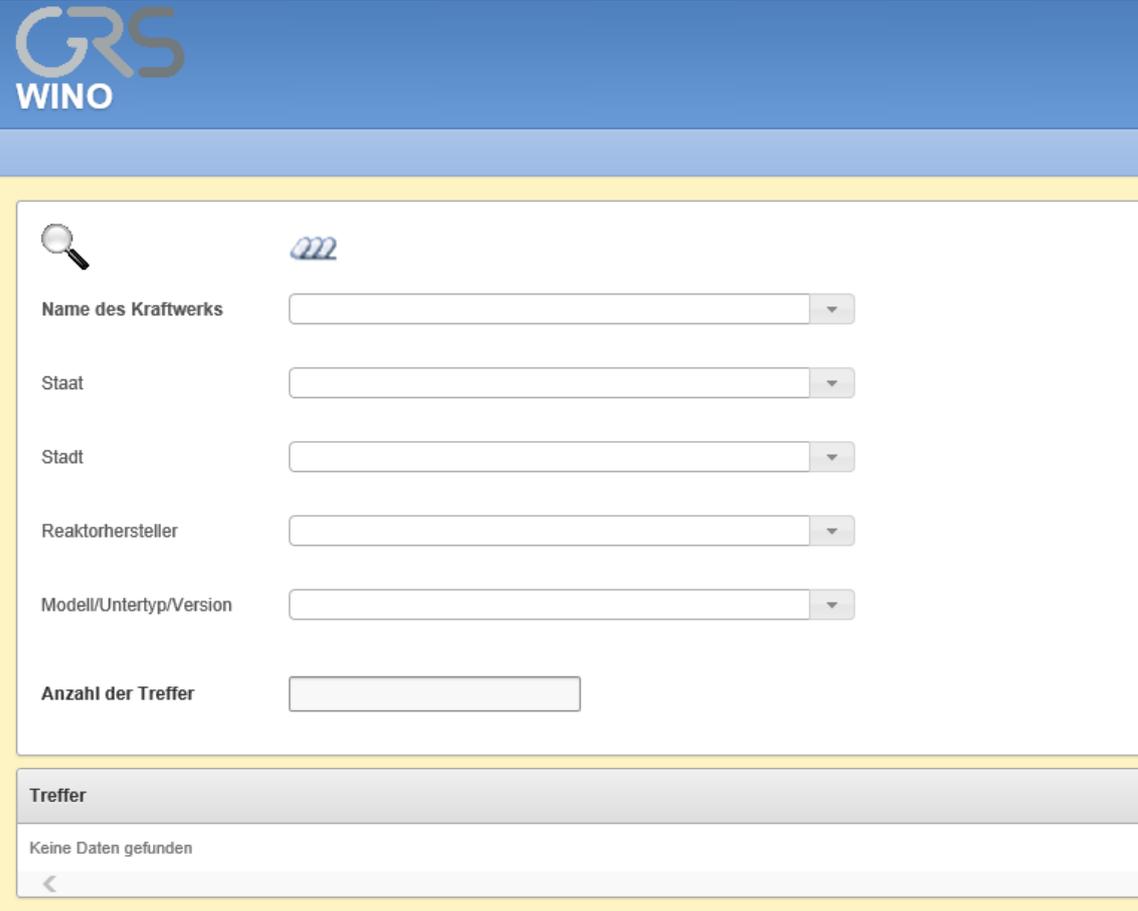
2.1.1 Suchmaske

Die Suchmaske bietet die Möglichkeit an Hand mehrerer Kriterien WINO nach Sätzen von Kenngrößen zu durchsuchen. Die Filtermöglichkeiten sind: „Name des Kraftwerks“, „Stadt“, „Staat“, „Hersteller“ und „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.

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 „GE BWR6 Mark3“) 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.

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 screenshot displays the WINO search interface. At the top left is the logo for GRS WINO. Below the logo is a search area containing a magnifying glass icon and a blue eraser icon. The search filters are as follows:

- Name des Kraftwerks:
- Staat:
- Stadt:
- Reaktorhersteller:
- Modell/Untertyp/Version:
- Anzahl der Treffer:

Below the filters is a section titled "Treffer" (Results). The current status is "Keine Daten gefunden" (No data found), with a left-pointing arrow below it.

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 Kenn-
daten handelt es sich neben den Daten, nach denen auch gesucht werden kann um die elektrische und thermische Leistung, den Betreiber und das Datum der Netzsynchro-
nisation. Durch einen Mausklick auf den Namen eines Reaktors bzw. einer Anlage be-
kommt der Benutzer Zugriff auf die Kenngrößen des ausgewählten Reaktors bzw. der
ausgewählten Anlage. Diese Kenngrößen werden in den Anzeigemasken dargestellt.

The screenshot shows the WINO search interface. At the top left is the logo 'GRS WINO'. Below it is a search bar with a magnifying glass icon and a search icon. The search filters are as follows:

- Name des Kraftwerks: Cattenom-1
- Staat: (empty)
- Stadt: (empty)
- Reaktorhersteller: (empty)
- Modell/Untertyp/Version: (empty)
- Anzahl der Treffer: 1

Below the filters is a section titled 'Treffer' (Results). It contains a table with the following data:

Anlage	Staat	Nächste Stadt	Modell / Untertyp/ Version	Elektrische Leistung in MW	Thermische Leistung in MW	Reaktorhersteller
Cattenom-1	FRANKREICH	Cattenom/Thionville	P4 REP 1300	1300	3817	Framatome

At the bottom of the results section, it shows '1 - 1' and a left arrow icon.

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 oder nicht. Über die Schaltfläche „Suchmaske“ kann der Benutzer zur Suchmaske zurückkehren.

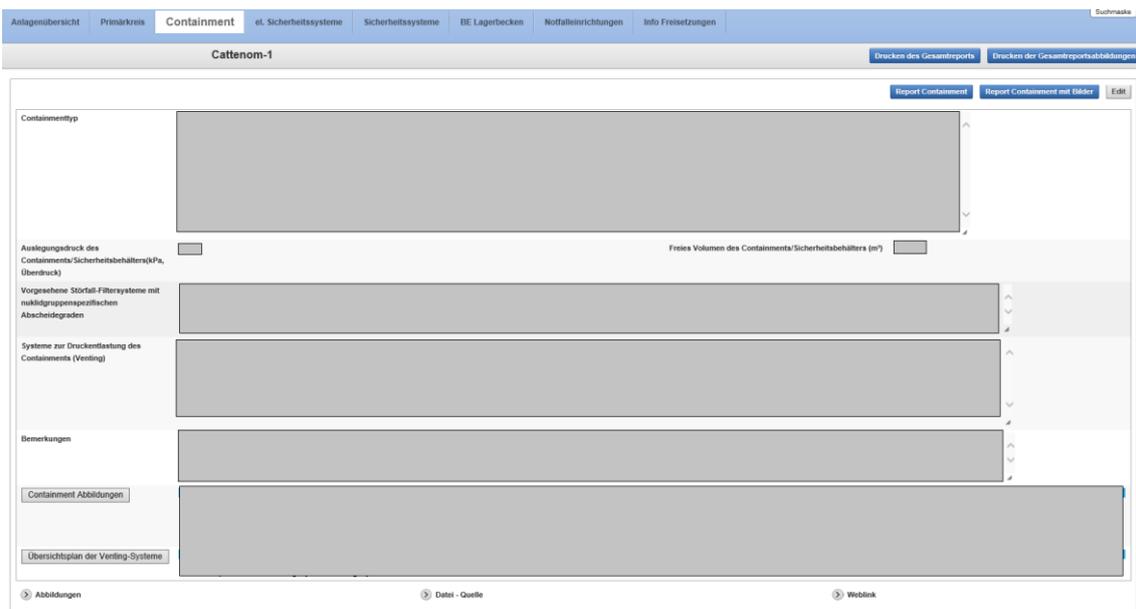


Abb. 2.3 Darstellung des Anzeigeregisters Containment in der WINO-Wissensbasis

Tab. 2.1 Zuordnung der Kenngrößen zu den Themengebieten

Themengebiete	Beinhaltete Kenngrößen
Übersicht	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.
Primärkreis	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.
Containment	Beschreibung des Containmenttyps, Auslegungsdruck und freies Volumen des Containments, Beschreibung der Störfall-Filtersysteme, Beschreibung der Venting-Systeme, Abbildungen des Containments und der Venting-Systeme.
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	Beschreibungen der Einspeisesysteme, Beschreibungen der Systeme zur Nachwärmeabfuhr, Beschreibung der zusätzlichen Einspeiseoptionen im Notfall, Anzahl und Druckeinstellungen der primär- und sekundärseitigen Sicherheitsventile, Übersichtspläne zu den Einspeise- und Nachkühlsystemen.

Themengebiete	Beinhaltete Kenngrößen
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 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.

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.

2.1.4 Eingabemasken

Bei den Eingabemasken handelt es sich um eine neu im Rahmen dieses Projekts 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 der Recherche von Informationen für WINO beauftragt sind.

Die Eingabemaske für Texte ist anlagenspezifisch, d.h. der Bearbeiter wählt zunächst die Anlage, deren Daten er bearbeiten möchte aus. 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 2.4 zeigt beispielhaft die Eingabemaske für Texte einer Anlage zu dem Themengebiet „Übersicht“.

Abb. 2.4 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 innerhalb der Anzeigemasken der Anlage zu welchen Themengebieten und bei welchen Datenfeldern 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

Primärkreisschnittsdarstellung 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 eventuelle Einschränkungen hinzuweisen (z. B. wenn ein Systemschaltbild lediglich aus einer vergleichbaren Anlage entstammt). Abbildung 2.5 zeigt die Eingabemaske für Bilder und Dateien.

Abb. 2.5 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 ermöglichten 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 ebenfalls wieder zur Erfassung von Kenngrößen für ukrainische und russische Anlagen herangezogen. Diese werden im Kapitel 2.3 genauer beschrieben. Im folgenden Kapitel 2.2 soll aus Gründen der Vollständigkeit noch einmal die in WINO abgelegten Inhalte zusammengefasst werden. Im Rahmen der Aufstockung dieses Forschungsprojekts im April 2018 wurde außerdem eine inhaltliche Erweiterung der Wissensbasis untersucht. Diese Ergebnisse werden in den Kapiteln 2.4 und 2.5 dargestellt. Die folgende Zusammenfassung beschreibt den Inhalt der Wissensbasis vor dieser Erweiterung.

2.2.1 Allgemeine Kenndaten zur Identifikation der Anlage

WINO enthält einige grundsätzliche Kenngrößen, um den Reaktorblock prinzipiell zu identifizieren. An Hand 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 WWER440 und den WWER1000 Baulinien 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 potentielle 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.

Fällt 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 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 Brunnenysteme 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.

2.2.4 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 muss die Wissensbasis auch Auslegungsdaten zum Containment oder, sofern kein vollständiges Containment vorhanden ist, zum Confinement des Reaktors enthalten, 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 Auslegungsstörfalls 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, dürften aber aus Gründen der Anlagensicherung schwierig zu erhalten sein. 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 (H_2 -Explosion im Reaktorgebäude von Reaktor 4 ohne vorherige größere Brennelementschäden durch aus Reaktor 3 eingedrungenen Wasserstoff), sollte nach Möglichkeit auch für dieses System ein entsprechender Plan in WINO abgelegt werden.

2.2.5 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 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 Emergency Operating Procedures (EOP) oder der Severe Accident Management Guidelines (SAMG) 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 Diesel 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 Dieseln 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.

2.2.6 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 ebenfalls diese Informationen. Zusätzlich ist hier die Kapazität der Wärmetauscher relativ zur maximal zu erwartenden Nachwärme zu spezifizieren. Außerdem muss beschrieben werden, 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.

2.2.7 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 sollen in der Wissensbasis folgende Informationen niedergelegt werden:

- 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.

2.2.8 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 (EOP) 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 EOP/SAMG in die Wissensbasis aufgenommen. Da die einzelnen EOP/SAMG 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 EOP/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. 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.

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.

2.2.9 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 potentiellen 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.

2.3 Auswertung von verfügbaren Informationsquellen zu ausländischen kerntechnischen Einrichtungen

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 des Vorgängerprojekts 3613R01521 WINO wurden dazu der GRS bereits zugängliche Informationsquellen bezüglich verwendbarer Kenndaten für Anlagen aus Europa ausgewertet (siehe Tabelle 2.2). Hierbei beschränkte man sich auf damals in Betrieb befindliche Anlagen auf dem Gebiet der europäischen Union.

Tab. 2.2 Liste der im Rahmen des Projekts 3613R01521 erstellten Kenndatensätze

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

Typ	Kürzel	Anlagenname	Blöcke
		<i>Penly</i>	1&2
	<i>Framatome N4</i>	<i>Civaux</i>	1&2
		<i>Chooz</i>	B1&B2
	<i>KWU 1.Gen</i>	<i>Borssele</i>	
	<i>KWU 3.Gen</i>	<i>Trillo</i>	
		<i>Goesgen</i>	
	<i>WWER440-213</i>	<i>Dukovany</i>	1-4
		<i>Mochovce</i>	1&2
		<i>Paks</i>	1-4
		<i>Bohunice</i>	3&4
	<i>WWER440-331</i>	<i>Loviisa</i>	1&2
	<i>WWER1000-320</i>	<i>Kozloduy</i>	5&6
<i>Temelin</i>		1&2	
<i>GCR</i>	<i>AGR</i>	<i>Dungeness</i>	B1&B2
		<i>Hartlepool</i>	A1&A2
		<i>Heysham</i>	A1,A2,B1&B2
		<i>Hinkley Point</i>	B1&B2
		<i>Hunterston</i>	B1&B2
		<i>Torness</i>	1&2
	<i>Magnox</i>	<i>Wylfa</i>	1
<i>PHWR</i>	<i>CANDU 6</i>	<i>Cernavoda</i>	1&2

Auch die Ukraine und die russische Föderation betreiben Kernkraftwerke. Für diese wurden im Vorhaben 3613R01521 noch keine Auswertung der verfügbaren Informationen durchgeführt und noch keine Kenndatensätze in der WINO-Wissensbasis erstellt. Da sich die Anlagen noch nahe genug an den deutschen Grenzen befinden, so dass im Falle eines schweren Unfalls mit Auswirkungen auf das deutsche Staatsgebiet zu rechnen ist, wurden nun im Rahmen des aktuellen Projekts 4715R01520 WINO II für die ukrainischen und die grenznäheren russischen Anlagen (siehe Tabelle 2.3) ebenfalls Kenndaten recherchiert und entsprechende Kenndatensätze in der WINO-Wissensbasis erstellt. Die dabei herangezogenen Datenquellen sind in Kapitel 2.3.1 detaillierter aufgeführt.

Tab. 2.3 Liste der im Rahmen des Projekts 4715R01520 erstellten Kenndatensätze

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

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 aktuellere Informationen zu bevorzugen.

Zur Erfassung der Kenndaten wurde wie im Vorhaben 3613R01521 vorgegangen: Bereits in diesem Vorgängervorhaben 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.

Eine Quelle für Ergebnisse von Analysen schwerer Unfälle stellen anlagenspezifische probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2 dar. PSA der Stufe 2 für ausländische Anlagen liegen der GRS im Allgemeinen nicht vor. Es wurde daher für sinnvoll erachtet, im Rahmen dieses Forschungsprojekts Fachzeitschriften und veröffentlichte Tagungsbände gezielt bezüglich in WINO verwendbaren Ergebnissen von Stufe 2-PSA auszuwerten. Eine detaillierte Beschreibung der Vorgehensweise ist in Kapitel 2.3.2 dargestellt.

2.3.1 Datenquellen (russische und ukrainische Anlagen)

2.3.1.1 EU-Stresstest

Im Nachgang des Fukushima-Unfalls wurde durch den europäischen Rat eine Überprüfung der Kernkraftwerke in den EU-Mitgliedsstaaten beschlossen, an dem sich auch die EU-Anrainerstaaten Schweiz und Ukraine beteiligten. Hierfür wurde durch die „European

Nuclear Safety Regulators Group“ (ENSREG) eine zu bearbeitende Berichtsstruktur entwickelt /ENS 11/. Thematischer Schwerpunkt der Überprüfung war die Robustheit der Anlagenauslegung und das Verhalten der Anlage bei einem auslegungsüberschreitenden Ereignis. So wurden in den Berichten wesentliche Anlagenmerkmale, die Auslegung gegen Überflutung, Unwetter und Erdbeben, sowie das Verhalten der Anlage bei Ausfall von Sicherheitssystemen (LOOP, SBO, LOUHS) und hinsichtlich der Notfallvorsorge in Unfallsituationen (SAMGs) beschrieben. Von jeder Anlage wurde ein Stresstestbericht angefertigt. Die Erkenntnisse aus diesen Berichten wurden von den jeweiligen Aufsichtsbehörden in einem nationalen Bericht gebündelt wiedergegeben. Der nationale Bericht wurde anschließend einem Review-Prozess unterzogen und mit den Anlagenberichten und dem Review-Bericht im Internet veröffentlicht.

Da der Stresstest sich auf den Themenschwerpunkt der Stör- und schweren Unfälle konzentrierte, konnten viele für WINO nutzbare Informationen gebündelt entnommen werden. Umfang und Informationstiefe der Angaben im Stresstest sind jedoch nicht ausreichend um einen entsprechenden Kenndatensatz alleine aus dem Stresstestbericht zu extrahieren, sodass die aus dem Stresstest gewonnenen Daten teilweise noch über andere Quellen ergänzt werden müssen. Die Aktualität der Berichte ist aufgrund der Erstellung im Jahr 2011 akzeptabel. Die Vertrauenswürdigkeit der Informationen ist sehr hoch, da diese direkt vom Anlagenbetreiber stammen und durch die nationale Aufsichtsbehörde und das Review-Team der ENSREG überprüft wurden.

Da Russland nicht an dem EU-Stresstest teilgenommen hatte, konnten die Stresstestberichte außerdem grundsätzlich nur für die Erstellung von Kenndatensätzen von ukrainischen Anlagen herangezogen werden.

2.3.1.2 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-1000, WWER-440 und RBMK-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. Über einen Abgleich mit anderen Informationsquellen, wie dem Stresstest oder neueren Dokumenten in TECDO, konnte die Aktualität der Informationen überprüft werden. Diese Angaben sind für die meisten osteuropäischen und somit auch für ukrainische Anlagen relevant, da diese den russischen Standard-Baulinien entsprechen.

2.3.1.3 Baulinienhandbücher WWER/RBMK

Für die ukrainischen und russischen Anlagen waren viele Informationen in dem von der GRS erstellten WWER- und RBMK-Reaktorhandbüchern oder der Doku-OST zu finden. Diese Datenzusammenstellungen enthalten umfangreiche und tiefgehende Informationen zu den entsprechenden russischen Baulinien.

2.3.1.4 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.

2.3.1.5 IAEA IRS

Eine weitere für die GRS zugängliche Datenquellen sind die Datenbank des „International Reporting System“ (IRS)⁵² 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.

2.3.1.6 Internetrecherche Behörden- und Betreiberseiten

Eine Ergänzung der Informationen erfolgte über eine kurze 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.

2.3.1.7 DEEPER (WENRA)

Die Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) hat ihre Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) beauftragt, eine WENRA-weite Datenbank für Notfälle, genannt DEEPER, aufzubauen. Die GRS hatte den Vorsitz in der Arbeitsgruppe, in der u.a. die notfallrelevanten Kenngrößen definiert wurden und konnte dabei die zu diesem Zeitpunkt bereits vorliegenden Erkenntnisse aus dem WINO-Projekt zur Definition von notfallrelevanten Kenngrößen nutzen. Innerhalb der RHWG wurde ein versuchsweiser Datenaustausch initiiert. Es war geplant, dass im Rahmen dieses Datenaustauschs jeder teilnehmende Staat mindestens für einen Reaktor Kenngrößen beisteuert, um so das gemeinsame Verständnis der Definitionen zu prüfen. Die Ukraine ist zwar kein WENRA-Mitglied, hat aber Beobachterstatus. Im Rahmen dieses probeweisen Datenaustauschs steuerte die Ukraine über die ursprüngliche Planung hinaus für jede Anlage Kenngrößen bei. Diese wurden für WINO verwendet. Da DEEPER allerdings im Vergleich zu WINO einen reduzierten Betrachtungsumfang aufweist und darüber hinaus auch nicht alle Kenngrößen vollständig ausgefüllt waren, konnte aus dem DEEPER-Datensatz alleine noch kein WINO-Datensatz erstellt werden.

2.3.2 Datenquellen (europäische Anlagen)

Für die bereits bestehenden Datensätze europäischer Anlagen wurde im Rahmen dieses Projekts ebenfalls einige neue Daten recherchiert und in die bereits bestehenden Datensätze eingepflegt.

2.3.2.1 DEEPER (WENRA)

Analog zu den ukrainischen Anlagen wurden auch die für europäische Anlagen im Rahmen des DEEPER-Datenaustauschs erhaltenen Daten eingepflegt.

2.3.2.2 Recherche von PSA-Ergebnissen der Stufe 2 in Fachzeitschriften und Tagungsbänden

Ergebnisse von Untersuchungen zu schweren Störfällen, z. B. im Rahmen einer Stufe 2 PSA, wurden bereits im Vorläufervorhaben als potentiell von Interesse für die Notfallwissensbasis identifiziert. Im Rahmen dieses Vorhabens wurden daher verschiedene Fachzeitschriften und Tagungsbände nach derartigen öffentlich verfügbaren Ergebnisberichten durchsucht.

Hierfür wurde zunächst mit Metasuchmaschinen wie „Google Scholar“, „WorldWideScience“ und „Base-search.net“ nach typischen relevanten Begriffen gesucht. Da der Nutzer direkt über diese Metasuchmaschinen allerdings nur bei manchen dort gelisteten Veröffentlichungen Zugriff auf die Abstracts hat und diese auch oftmals nur ausschnittsweise einsehbar sind, wurden die Metasuchmaschinen nicht direkt zur Suche nach Veröffentlichungen verwendet, sondern stattdessen an Hand der Ergebnisse der Suchanfragen der Metasuchmaschinen die Fachzeitschriften ausgewählt, die für eine genauere Auswertung herangezogen werden. Zur Suche nach den Fachbegriffen selbst wurden dann die Suchfunktionen auf den Websites der entsprechenden Verlage herangezogen. Auf den Verlagswebseiten war dann auch stets das Abstract und im Falle von Open Access-Publikationen auch die Veröffentlichung selbst zugänglich.

Typische Suchbegriffe, die in diesem Zusammenhang verwendet wurden, waren:

- Typische Bezeichnungen für die Analyse von schweren Störfällen, wie beispielsweise „Severe Accident Analysis“ oder „Level 2 PSA“,

- Typische Bezeichnungen für Betriebsvorschriften, die aus derartigen Analysen abgeleitet werden, wie beispielsweise „Severe Accident Management“, „Hydrogen Management“ oder „Emergency Operating Procedures“,
- Namen von Rechencodes, die dabei typischerweise zum Einsatz kommen, wie beispielweise „Melcor“, „Maap“ oder „Astec“,
- Typische Vorgehensweisen oder relevante technische Einrichtungen bei schweren Störfällen mit Kernschäden, wie beispielsweise „Core catcher“, „External RPV cooling“, „In-vessel Retention“ oder „Venting“,
- Typische Bezeichnungen für die Ergebnisse von derartigen Störfallanalysen, wie beispielweise „Release category“ oder „Source term“,
- Gebräuchliche Abkürzungen von obigen Suchbegriffen oder Formulierungen in der Mehrzahl wie beispielweise „EOP“ oder „Release categories“

Für Zeitschriften, die auch Forschungsergebnisse aus dem Nichtnuklearen Bereich publizieren, wurde nach den obig genannten Begriffen in Verbindung dem Begriff „nuclear“ gesucht um die Ergebnisse auf den Nuklearbereich zu beschränken. Trotz der Vorauswahl von Fachmagazinen durch die Metasuchmaschinen verliefen die Suchen bezüglich der angegebenen Stichwörter für viele Suchbegriffe ohne relevante Ergebnisse. Einige Suchbegriffe erwiesen sich auch als nicht verwendbar, so wird der Begriff „source term“ beispielweise nicht nur als Quellterm für Freisetzungen verwendet, sondern findet auch bei neutronenphysikalischen Untersuchungen als Bezeichnung für verschiedene Terme in den Neutronendifusions- und Transportgleichungen Verwendung. Dadurch ergeben sich eine sehr große Anzahl an Suchergebnissen, die auch nicht ohne Weiteres durch zusätzliche oder negierte Suchbegriffe gefiltert werden können. Auf die Verwendung dieses Suchbegriffs wurde daher verzichtet, wenn eine Fachzeitschrift eine größere Menge an derartigen neutronenphysikalischen Untersuchungen publiziert hatte.

Für gefundene Ergebnisse wurden an Hand des zugänglichen Abstracts untersucht, ob es sich um eine Veröffentlichung handelt, die potentiell relevante Kenngrößen, wie sie in Kapitel 2.2.9 beschrieben wurden, enthalten könnte. Ist dies der Fall, wurde ein Verweis auf das Dokument unter Angabe der Quelle (Name und Ausgabe der Fachzeitschrift) und der Anlage, auf die sie sich bezieht, zwischengespeichert. Anschließend wird das entsprechende Dokument einzeln über die Bibliothek der GRS bestellt und genauer untersucht oder aus dem Archiv entnommen. Ein derartig arbeitsaufwändiges Vorgehen erwies sich als notwendig, da auf Grund noch nicht abgeschlossener Verhandlungen mit dem Elsevier-Verlag über die Zugangsmodalitäten die GRS bzw. der Interessensverband, dem die GRS zusammen mit einigen Forschungseinrichtungen und Universitäten

angehört, seit einiger Zeit keinen direkten Zugriff auf Publikationen in den verlagseigenen Internetportalen hat. Diese Einschränkung verkomplizierte das Suchverfahren erheblich.

Es wurden außerdem die Programmübersichten von Tagungsbänden ausgewertet und die gefundenen Vorträge zu Ergebnissen von PSA der Stufe 2 abgespeichert. Hierbei wurden die Tagungsbände zu den Tagungen PSA und PSAM ausgewählt, da es sich dabei um die beiden wichtigsten Veranstaltungen zur Methodik und Durchführung von PSA handelt. Dabei wurden allerdings keine Vorträge zur generischen Methodenentwicklung berücksichtigt, sondern nur Vorträge, die Ergebnisse zu spezifischen Anlagen oder Baulinien enthalten.

Die identifizierten Vorträge und Publikationen wurden als pdf-Dateien gesichert und in WINO eingepflegt.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass die Recherche in Fachzeitschriften und Tagungsbänden zwar zuverlässige und einigermaßen aktuelle Ergebnisse brachte, allerdings ohne einen direkten Online-Zugriff auf die entsprechenden Publikationen sehr zeitaufwändig und im Verhältnis zu den erhaltenen Ergebnissen ineffizient ist. Dieser Rechercheansatz wird daher, solange bei den Zugriffsmodalitäten keine Einigung erzielt wurde, nicht weiter aufgegriffen.

Nicht mehr im Rahmen dieses Vorhabens ausgewertet werden konnte das International Nuclear Information System (INIS) der IAEA. Dabei handelt es sich nicht um eine Fachzeitschrift oder Tagung im eigentlichen Sinn, sondern um eine von der IAEA betriebene Quellen- und Dokumentensammlung zu allen Arbeitsbereichen der IAEA. Diese Arbeitsgebiete umfassen auch Stufe 2 PSA und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, daher sind auch dort potentiell interessante Dokumente zu finden. Diese könnten beispielsweise im Rahmen eines Nachfolgevorhabens ausgewertet werden.

Tab. 2.4 Ausgewertete Fachzeitschriften und Tagungsbände

Fachzeitschrift/Tagung	Ergebnisse
Annals of Nuclear Energy	55 Veröffentlichungen
Applied Energy	Keine nutzbaren Veröffentlichungen
Energy	Keine nutzbaren Veröffentlichungen
Engineering	1 Veröffentlichung
EPJ N Nuclear Sciences and Technologies	1 Veröffentlichung
Journal of Nuclear Materials	1 Veröffentlichung
Journal of Nuclear Science and Technology	3 Veröffentlichungen
Nuclear Energy and Technology	4 Veröffentlichungen
Nuclear Engineering and Design	70 Veröffentlichungen
Nuclear Engineering and Technology	7 Veröffentlichungen
Nuclear Materials and Energy	Keine nutzbaren Veröffentlichungen
Nuclear Science and Engineering	Keine nutzbaren Veröffentlichungen
Nuclear Technology	22 Veröffentlichungen
Progress in Nuclear Energy	6 Veröffentlichungen
PSAM 12	1 Vortrag
PSA 2013	4 Vorträge
PSAM 11	3 Vorträge
PSA 2011	Keine nutzbaren Vorträge
PSAM 10	2 Vorträge
PSA 2008	2 Vorträge
PSAM 9	Keine nutzbaren Vorträge
PSAM 8	1 Vortrag
PSA 2005	2 Vorträge
PSAM 7	4 Vorträge
PSA 2002	Keine nutzbaren Vorträge
PSAM 6	Keine nutzbaren Vorträge
PSAM 5	Keine nutzbaren Vorträge
PSAM 4	Keine nutzbaren Vorträge
Reliability Engineering and System Safety	10 Veröffentlichungen
Science and Technology of Nuclear Installations	4 Veröffentlichungen

2.4 Kenngrößen zur sicherheitstechnischen Beschreibung neuer Reaktorbaulinien

Bei der Konzeptionierung der Inhalte von WINO im Rahmen des Vorhabens 3613R01521 WINO ging man von bestehenden, sich damals in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkstypen und -baulinien aus. Mittlerweile ist allerdings die Aufnahme des Leistungsbetriebs für verschiedene Reaktoren neuer Baulinien absehbar oder bereits erfolgt. Diese besitzen neuartige Sicherheitssysteme und -konzepte. Für diese Reaktorbaulinien ist daher zu prüfen, ob eine Notwendigkeit besteht Anpassungen an den Kenngrößen von WINO vorzunehmen, um diese neuartigen Sicherheitssysteme beschreiben zu können.

Betrachtet wurden die Reaktorbaulinien Areva EPR, sowie die russischen Baulinien WWER1200-392M und -491, sowie der Schnelle Brüter vom Typ BN 800. Beim EPR wurde eine generische EPR-Anlage analysiert, bei den anderen Reaktoren werden die jeweils in Betrieb befindlichen Anlagen herangezogen. Anschließend wird für die Stellen, an denen sich ein Ergänzungsbedarf ergab, ausgearbeitet wie die WINO-Wissensbasis erweitert werden kann, um die betreffenden Sicherheitssysteme zu beschreiben.

2.4.1 EPR

Der EPR (European Pressurised Water Reactor) ist ein Reaktor der Generation III+ der Firma Areva. Bei dem Reaktor handelt es sich um eine Weiterentwicklung der französischen N4- und der deutschen Konvoi-Reaktoren. Bis Juni 2018 ist keiner der im Bau befindlichen EPR in den kommerziellen Betrieb gegangen. Diese befinden sich in Olkiluoto, Flamanville und Taishan (2 Blöcke). Die aktuell geplanten Netzsynchrosationen sind Dezember 2018, Mai 2019 und Ende 2018. Bei der Untersuchung wurden als Informationsquellen die Wissensbasis NuSi Ausland der GRS herangezogen. Darüber hinaus wurden im Rahmen einer Literaturrecherche zahlreiche andere Publikationen gesichtet, umfangreichere Beschreibungen befinden sich u.a. in /ARE 12/, /ARE 13/, /EIS 14/, /JUL 14/, /TVO 10/ und /SAI 10/.

2.4.2 WWER-1200/W-392M

Bei dem Reaktor WWER-1200/W-392M handelt es sich um eine Weiterentwicklung des russischen WWER-1000 durch die Firma Atomenergoprojekt Moskau. Der erste Reaktor dieses Typs befindet sich am Standort Novovoronezh in Russland seit 2017 im Betrieb.

Bei der Untersuchung wurden als Informationsquellen die Wissensbasis NuSi Ausland der GRS herangezogen. Darüber hinaus wurden im Rahmen einer Literaturrecherche zahlreiche andere Publikationen gesichtet, umfangreichere Beschreibungen befinden sich u.a. in /ASM 17/, /IAE 11a/, /POV 16/ und /ROS XX/.

2.4.3 WWER-1200/W-491

Bei dem Reaktor WWER-1200/W-491 handelt es sich um eine Weiterentwicklung des russischen WWER-1000 durch die Firma Atomenergoprojekt St. Petersburg. Der erste Reaktor dieses Typs befindet sich am Standort Sosnowij Bor (Leningrad) in Russland seit 2018 im Betrieb. Bei der Untersuchung wurden als Informationsquellen die Wissensbasis NuSi Ausland der GRS herangezogen. Darüber hinaus wurden im Rahmen einer Literaturrecherche zahlreiche andere Publikationen gesichtet, umfangreichere Beschreibungen befinden sich u.a. in /AEP 11a/, /FEN 15/, /IAE11b/, /KOL 13/ und /ROS XX/.

2.4.4 BN-800

Der Reaktortyp BN-800 ist ein kommerziell betriebener Schneller Brüter der Firma OKB Afrikantov. Dieser befindet sich am Standort Belojarsk in Russland. Er ist eine Weiterentwicklung des Typs BN-600, der ebenfalls ausschließlich am Standort Beloyarsk betrieben wird. Bei der Untersuchung wurden als Informationsquellen die Wissensbasis NuSi Ausland der GRS herangezogen. Darüber hinaus wurden im Rahmen einer Literaturrecherche zahlreiche andere Publikationen gesichtet, umfangreichere Beschreibungen befinden sich u.a. in /AEP 11b/, /BAK 14/, /IAE 00/, /IAE 06/, /ROG 13/, /VAS 10/ und /VAS 13/.

2.4.5 Erweiterungen und Änderungen der WINO-Wissensbasis

2.4.5.1 Zusätzliche Felder zur Beschreibung von Kernfängern

Bisher werden Kernfänger nur in dem WINO-Feld „Strategie zur Kühlung der Kernschmelze“ thematisiert. Dabei handelt es sich um ein knapp gehaltenes Feld in dem thematisiert wird, ob ein Kernfänger vorhanden ist oder ob stattdessen auf eine Flutung der Reaktorgrube oder eine Kühlung des Reaktordruckbehälters von außen gesetzt wird. Da sich die Kernfänger im Einzelnen deutlich unterscheiden, werden zusätzliche Felder eingeführt, in denen der Kernfänger näher beschrieben wird. Dazu werden 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.

2.4.5.2 Zusätzliche Felder für Dreikreisanlagen

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 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 auch mehr als zwei Kühlkreisläufe besitzen.

Grundsätzlich kann man sich bei der Beschreibung des Sekundärkreises an der bisherigen Beschreibung des Primärkreises orientieren. Es werden 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 und 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.

Als Dreikreisanlagen aufgebaut werden hauptsächlich natriumgekühlte Reaktoren. 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 vonstattengeht, 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 wird für diese Reaktoren ein zusätzliches Feld im Anzeigeregister „Sicherheitssysteme“ geschaffen in dem dieses Schutzsystem beschrieben werden kann.

Im Anzeigeregister „Sicherheitssysteme“ werden außerdem Felder für die Anzahl und Druckeinstellung der tertiären Sicherheits- und Entlastungsventile eingefügt, so dass für jeden Kreis ein entsprechendes Feld bereitsteht.

2.4.5.3 **Zusätzliche Felder für Abschaltssysteme bzw. Systeme zur Reaktivitätskontrolle**

Bei Reaktoren, die mit schnellen Neutronen ohne Moderator arbeiten, ist von sicherheitstechnischer Bedeutung, dass sich der Kern nicht in der reaktivsten Konfiguration befindet, da durch eine Änderung der Kerngeometrie, z. B. eine Kompaktierung des Kerns, geometrische Neutronenverluste verringert werden können und sich somit die Energiefreisetzung erhöht. Des Weiteren ist auch der Dampfblasenkoeffizient des Kühlmittels per se nicht zwingend negativ, da das Kühlmittel nicht als Moderator dient. Es ist folglich notwendig, die Vorkehrungen zur Reaktivitätskontrolle und die reaktorphysikalischen Anforderungen für den entsprechenden Reaktor in WINO genauer zu beschreiben.

Streng genommen betrifft dies nicht nur neue Reaktorbaulinien. Bereits während der Arbeiten zu anderen Reaktoren war aufgefallen, dass einige exotische Reaktortypen zusätzlich zu den typischen Steuerstabsystemen weitere Abschaltssysteme besitzen, die nicht ohne weiteres in WINO beschrieben werden können. Ursprünglich war angedacht die typische Einspeisung von hochboriertem Kühlmittel als diversitäres Abschaltssystem in Druck- und Siedewasserreaktoren mit den Kenngrößen zu Einspeisesystemen (siehe Kapitel 2.2.6) abzudecken, da diese Systeme ja ebenfalls Kühlmittel einspeisen. Die exotischen Reaktoren haben aber weitere Systeme, die so nicht beschrieben werden können (z. B. das Ablassen des Moderatortanks in einigen CANDU-Reaktoren)

Es wird daher ein zusätzliches Textfeld „Abschaltssysteme/Reaktivitätskontrolle“ im Anzeigeregister „Sicherheitssysteme“ 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, Stabeinschuss/einfall über hydrostatischen Auftrieb, Einfall von sonstigem festem Neutronenabsorber, Injektion von flüssigem n-Absorber in Kühlmittel, Injektion von flüssigem n-Absorber 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-gravitationsgetriebene 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).

2.4.5.4 Sonstige Änderungen

Die Felder „Anzahl der Brennelemente im Kern“ und „Kerninventar (in t_{HM})“ aus dem Anzeigeregister „Übersicht“ wurde in das Anzeigeregister „Primärkreis“ verschoben. Diese Änderung wurde vorgenommen, da die Felder inhaltlich besser zu diesem Anzeigeregister passen. Die Inhalte selbst wurden übernommen, es wurde nur der Anzeigeort geändert. Außerdem wurden die Definitionen einiger Felder überarbeitet um auch RBMK und FBR-Reaktoren abzudecken.

2.5 Kenngrößen der Auslegung gegen Einwirkungen 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.

Da die Auswirkungen auf den Standort einerseits von der Art der Einwirkungen und andererseits von deren Stärke abhängen, ergibt sich prinzipiell ein sehr breites Spektrum möglicher Szenarien. Um den Aufwand für die Ermittlung der benötigten Informationen zu begrenzen und die Übersichtlichkeit der Datenbank für die Nutzer zu erhalten, empfiehlt es sich nur die Einwirkungen von außen zu berücksichtigen, von denen das größte Schädigungspotential ausgeht. Aus Sicht der GRS sind dies:

- Erdbeben,
- Überflutung,
- Starkwind (einschließlich Tornado),
- anlagenexterne Explosion,
- Einwirkung gefährlicher Stoffe und
- (unfallbedingter) Flugzeugabsturz.

Für diese Einwirkungen von außen sollten die jeweils relevanten Informationen in übersichtlicher Weise bereitgestellt werden.

Abhängig davon, ob die Anlage gegen die entsprechende Einwirkung ausgelegt ist oder ob die Einwirkungsstärke die Auslegung überschreitet, ist von unterschiedlichen Szenarien auszugehen. Im ersten Fall sollten die sicherheitstechnischen Auswirkungen auf die Anlage selbst begrenzt bleiben und der Fokus würde auf der Situation in der Umgebung der Anlage liegen. Im zweiten Fall wäre ggf. auch in der Anlage selbst mit nennenswerten Schäden zu rechnen. Daher werden 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 einen ersten Rückschluss auf den Anlagenzustand nach einer Einwirkung von außen zu. Um bewerten zu können, ob auf Unterstützung von außen zurückgegriffen werden kann, werden darüber hinaus Informationen über die Infrastruktur in der Umgebung der Anlage und deren vermutlichen Zustand nach einer Einwirkung von außen (sowohl unterhalb als auch oberhalb des Bemessungsniveaus der Anlage) benötigt. Insbesondere seit den Reaktorunfällen von Fukushima verfügen viele Anlagen über zusätzliche (mobile) Einrichtungen und

Maßnahmen, die u. a. zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Einwirkungen herangezogen werden können. Die entsprechenden Informationen werden ebenfalls benötigt, um die Handlungsoptionen nach einer (auslegungsüberschreitenden) Einwirkung von außen einschätzen zu können.

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-Bodenantwortspektrum¹ 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 (international übliche Angabe) oder auf die horizontale Resultierende² (in Deutschland häufig verwendet) 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. Für die Einschätzung der Handlungsoptionen bei einem Störfall/Unfall ist insbesondere die Auslegung der Anlagenteile und baulichen Anlagen, die für Notfallmaßnahmen herangezogen werden von Interesse.

¹ In einem Antwortspektrum wird die Reaktion (normalerweise in Form der Beschleunigung) von Einmassenschwingern mit unterschiedlichen Eigenfrequenzen auf eine äußere Anregung dargestellt. Es handelt sich also um ein Eigenfrequenz-Beschleunigungs-Diagramm. Solche Antwortspektren können für unterschiedliche Orte in oder außerhalb von Gebäuden angegeben werden. Für die standortbezogene Bewertung der Erdbebeneinwirkung ist ein Antwortspektrum für den durch die Auflast von Gebäuden unbeeinflussten Boden (also in hinreichendem Abstand zu Gebäuden) am geeignetsten. Ein solches Antwortspektrum wird als Freifeld-Bodenantwortspektrum bezeichnet.

² Die durch ein Erdbeben verursachte Bodenbewegung setzt sich aus zwei orthogonalen horizontalen Komponente und einer vertikalen Komponente zusammen. Die horizontalen Komponenten werden dabei als gleich groß angenommen. Daher ist es möglich, anstatt einer Komponente alternativ eine sich aus der vektoriellen Überlagerung der horizontalen Komponenten ergebende Resultierende anzugeben.

- Infrastruktur: Bei einem starken Erdbeben ist von einer großflächigen Schädigung der Infrastruktur in der Umgebung des Standorts auszugehen. Um die Zugänglichkeit der Anlage bewerten zu können, sind topographische Karten erforderlich, in denen sich kritische Stellen von Verkehrswegen in der Umgebung der Anlage identifizieren lassen. Kritische Stellen sind insbesondere Brücken, Straßenabschnitte an oder in der Nähe von (steilen) Hängen, Straßenabschnitte in oder in der Nähe von Feuchtgebieten, Straßenabschnitte in Wäldern sowie die Verkehrswege querende Freileitungen.
- 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. Dementsprechend sind die unterschiedlichen Einrichtungen und Maßnahmen des Überflutungsschutzes einschließlich des damit erreichten Schutzniveaus zu beschreiben. Für die Überflutungsursachen Flusshochwasser oder Sturmflut wären dies z. B. die Höhenkote der Geländeoberkante des Standorts (ggf. mehrere Höhenkoten, falls sich das Anlagengelände nicht auf einer einheitlichen Höhe befindet), die Höhe eines eventuellen Deiches und die Höhe bis zu der die einzelnen Bauwerke gegen Eindringen von Wasser geschützt sind.
 - Infrastruktur: Je nach Überflutungsursache kann die Infrastruktur in der Umgebung des Standortes in unterschiedlichem Umfang geschädigt sein. Um die Zugänglichkeit der Anlage bewerten zu können, sind topographische Karten erforderlich, in denen sich kritische Stellen von Verkehrswegen in der Umgebung der Anlage identifizieren lassen. Neben Gebieten, die offensichtlich unterhalb des aktuellen Wasserstandes liegen, sind insbesondere Senken, durch nach konventionellem Regelwerk ausgelegte Deiche geschützte Bereiche, Querungen von Bachläufen, Verkehrswegabschnitte ober und unterhalb steiler Hänge sowie erhöhte Verkehrswegabschnitte, die aufgrund des aktuellen Wasserstandes von

Wasser umgeben sind als kritische Stellen zu betrachten. Abhängig von der vorliegenden Überflutungsursache ist im Bedarfsfall zu bewerten, welche Verkehrswege vermutlich nicht zur Verfügung stehen.

- 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. Neben der Frage der Standsicherheit und Integrität ist dabei auch die Funktionsfähigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Systeme unter den Randbedingungen des Druckabfalls und der Druckschwankungen in einem Tornado zu berücksichtigen.
 - Infrastruktur: Während bei Stürmen mit großflächigen Auswirkungen auf die Umgebung zu rechnen ist, sind die durch Tornados verursachten Schäden räumlich begrenzt (dafür jedoch schwerer). Um die Zugänglichkeit der Anlage bewerten zu können, sind – wie bei den anderen naturbedingten Einwirkungen auch – topographische Karten erforderlich, in denen sich kritische Stellen von Verkehrswegen in der Umgebung der Anlage identifizieren lassen. Im Zusammenhang mit linearen Winden steht dabei die Blockierung von Verkehrswegen durch umgefallene Bäume und Strommasten im Vordergrund. Bei Tornados sind darüber hinaus auch eventuelle Schäden an Brücken, umgekippte Autos/Lkws und Trümmer von Gebäuden zu berücksichtigen. Da in beiden Fällen auch von nennenswerten Niederschlägen auszugehen ist, sind zusätzlich die möglichen Auswirkungen lokaler Überflutungen zu berücksichtigen. Kritische Stellen wären diesbezüglich Senken, Querungen von Bachläufen und Verkehrswegabschnitte ober und unterhalb steiler Hänge.

- 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 anlagenexternen 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.
 - Infrastruktur: Eine anlagenexterne Explosion wird im Allgemeinen keine großräumigen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage haben. Andererseits ist es nicht unwahrscheinlich, dass nach einem solchen Ereignis Unterstützung von außen benötigt wird. Um die Zugänglichkeit der Anlage bewerten zu können, sind eine detaillierte Karte des Standorts und eine topographische Karte der näheren Umgebung des Anlagengeländes erforderlich. Anhand dieser Karten kann im Bedarfsfall ermittelt werden, wie gut (oder schlecht) die aufgrund der gegebenen Situation relevanten Anlagenbereiche von außen zugänglich sind.

- Einwirkung gefährlicher Stoffe
 - Bemessungseinwirkung: 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.
 - Auslegung: Der Schutz gegen gefährliche Stoffe stützt sich im Allgemeinen nicht auf die Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme und Komponenten, sondern auf vorgelagerte Einrichtungen und Maßnahmen, die verhindern, dass gefährliche Stoffe in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und Systeme eindringen können. Diese Einrichtungen und Maßnahmen sind insbesondere im Hinblick auf das Kühlwassersystem, die Lüftungsanlage und die Nutzbarkeit der Warte bzw. den Schutz des Schichtpersonals zu beschreiben.
 - Infrastruktur: Abhängig von der Art der gefährlichen Stoffe kann sich die Nutzbarkeit der Infrastruktur sehr unterschiedlich darstellen. Während im Falle einer Verschmutzung des Kühlwassers alle nicht wassergebundenen Verkehrswege uneingeschränkt zur Verfügung stehen, können gefährliche Gase den Zugang zur Anlage erheblich behindern - insbesondere da die Sicherheit einzelner Verkehrswege im Ernstfall auch durch Hilfskräfte vor Ort kurzfristig oft kaum bewertet werden kann. Grobe Anhaltspunkte für eine Beurteilung der Lage können wieder topographische Karten geben, anhand derer sich der Ort der Freisetzung eines gefährlichen Stoffes lokalisieren lässt und die auf Grundlage der topographischen Gegebenheiten Rückschlüsse auf die mögliche Verteilung des Stoffs in der Umgebung zulassen.
- (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 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.
- **Infrastruktur:** Die unmittelbaren Folgen eines Flugzeugabsturzes sind im Allgemeinen räumlich sehr begrenzt. Sofern zumindest grobe Informationen zu dem Flugzeugabsturz vorliegen, kann anhand einer detaillierten Karte des Standorts und einer topographischen Karte der näheren Umgebung des Anlagengeländes eingeschätzt werden, mit welchen Hindernissen die Hilfskräfte vor Ort ggf. konfrontiert werden.

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. Letzteres gibt Hinweise darauf, ob diese Einrichtungen unter den Randbedingungen der zu erwartenden einwirkungsspezifischen Schäden an der Infrastruktur in der Umgebung des Standorts realistischerweise zum Einsatz gebracht werden können.

Ähnliches gilt für die benötigten detaillierten Karten des Standorts und die topographischen Karten der Umgebung des Standorts. Diese werden, wie sich der obigen Zusammenstellung entnehmen lässt, für die Beurteilung jedes Ereignisses infolge einer Einwirkung von außen benötigt und sind selbst nicht einwirkungsspezifisch. Das heißt, diese

Karten müssen nur einmal für jeden Standort bereitgestellt werden. Dabei ist jedoch darauf zu achten, dass in Abhängigkeit von der Entfernung zum Standort unterschiedliche Detaillierungsgrade erforderlich sind. Für den Standort selbst sollten möglichst detaillierte Karten vorliegen. Ein Umkreis von ca. 2 km um den Standort sollte möglichst durch topographische Karten im Maßstab 1:10000 abgedeckt sein, für die weitere Umgebung bis ca. 10 km Entfernung ist ein Maßstab von 1:25000 (jeweils in gut ablesbarer Qualität) ausreichend.

2.5.1 Zusätzliche Felder für EVA-Kenngrößen in der der WINO-Wissensbasis

Zur Anzeige der EVA-Kenngrößen wird in WINO ein neues Anzeigeregister „EVA“ geschaffen. Dort werden folgende Kenngrößen bzw. Datenfelder angezeigt:

Es werden zwei Bildfelder „Detaillierte Karte des Standorts“ und „Topographische Karte der Umgebung des Standorts“, in denen jeweils eine Karte des Standorts und eine topographische Karte der Umgebung des Standorts abgelegt werden, eingerichtet. Auf den Karten sollte nicht nur die Lage der Gebäude erkennbar sein, sondern auch die Verkehrswege/-flächen. Für die Umgebungskarte werden idealerweise Maßstäbe zwischen 1:10000 und 1:25000 verwendet.

Zwei Textfelder „Am Standort vorgehaltene mobile Einrichtungen“ und „Extern vorgehaltene mobile Einrichtungen und Transportweg zum Standort“ werden ergänzt. Insbesondere seit den Reaktorunfällen von Fukushima verfügen viele Anlagen über zusätzliche (mobile) Einrichtungen und Maßnahmen, die u. a. zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Einwirkungen herangezogen werden können, z. B. mobile Hochwasserschutzanlagen (Sandsäcke o. ä.). Diese werden in diesen Textfeldern beschrieben. 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, auf welchem Weg diese im Bedarfsfall zum Standort gebracht werden sollen.

Für Erdbebenereignisse wird ein Textfeld „Informationen zum Bemessungserdbeben“ eingeführt, welches Informationen zum Bemessungsantwortspektrum (Freifeld-Bodenantwortspektrum), der maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung und der Starkbebendauer enthält. Das Bemessungserdbeben wird international meist Safe Shutdown Earthquake oder SL-2 Earthquake genannt. Zur Beschreibung des

Bemessungsantwortspektrums kann auch ein Bild angehängt werden. In einem weiteren Textfeld „Erdbeben – ausgelegte Anlagenteile und bauliche Anlagen“ wird spezifiziert, welche Anlagenteile und Systeme gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt sind, dabei wird zwischen Auslegung auf aktive Funktion und Auslegung auf Standsicherheit unterschieden.

Um die „Bemessungswerte für Überflutung“ darzustellen wird ein entsprechendes Textfeld eingerichtet. Dort werden einerseits die Auslegungswerte für Niederschlagsmengen pro Fläche und Zeit und für Fluss- oder Meerwasserstände über Referenzniveau angegeben. Andererseits wird dargelegt, welche Höhekoten das Anlagengelände bzw. eventuelle Deiche oder Gebäudeabsperrrungen erreichen.

Analog dazu wird ein Textfeld „Starkwind – Bemessungswerte für Sturm/Tornado“ eingeführt. Hier werden die Bemessungswerte für Windgeschwindigkeiten, Böen-Windgeschwindigkeiten, Rotationswindgeschwindigkeiten und Innendruck/Druckabfall (Wirbelstürme) abgelegt. In einem weiteren Textfeld „Starkwind - ausgelegte Anlagenteile und bauliche Anlagen“ wird spezifiziert, welche Anlagenteile und Systeme gegen die Bemessungsstarkwinde ausgelegt sind, dabei wird zwischen Auslegung auf aktive Funktion und Auslegung auf Standsicherheit unterschieden.

Für Explosionsdruckwellen wird das Vorgehen leicht modifiziert: Im Textfeld „Anlagenexterne Explosion – Bemessungswerte“ wird der Überdruck spezifiziert und die zugrundeliegenden Szenarien (z. B. Explosion eines Tanklastwagens mit 20 t Benzin auf einer in 50 m Abstand am Standort vorbeiführenden Straße) dokumentiert. In einem weiteren Textfeld „Anlagenexterne Explosion - ausgelegte Anlagenteile und bauliche Anlagen“ wird spezifiziert, welche Anlagenteile und Systeme gegen Druckwelle ausgelegt sind, dabei wird auch insbesondere auf die Auslegung der Warte und eine eventuell vorhandene Notsteuerstelle eingegangen.

Für Informationen zu Maßnahmen gegen das Eindringen gefährlicher Stoffe ins Kühlwasser oder gasförmig auf das Anlagengelände wird ein Textfeld „Gefährliche Stoffe – Szenarien und Schutzmaßnahmen“ eingerichtet. Hier können sofern bekannt unterstellte Szenarien und Schutzmaßnahmen (alternative Kühlwasserquellen, Wartenbelüftung) hinterlegt werden.

Zur Auslegung gegen unfallbedingten Flugzeugabsturz wird ein Textfeld „Flugzeugabsturz – Absturzscenario“ eingeführt. Hier können Daten zum unterstellten

Flugzeugabsturz, wie Flugzeugtyp, Geschwindigkeit etc. abgelegt werden. In einem weiteren Textfeld „Flugzeugabsturz – Geschützte Gebäude und Systeme“ wird spezifiziert, welche Gebäude und Systeme gegen Flugzeugabsturz ausgelegt sind, dabei wird auch insbesondere auf die Auslegung der Warte und eine eventuell vorhandene Notsteuerstelle eingegangen.

3 Methoden zur Abschätzung von notfallrelevanten Kenngrößen und Implementierung der WINO-Wissensbasis in die GRS-Notfallstrukturen (AP2)

Im Arbeitspaket 2 wurde für die Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO) Softwaretools entwickelt, die anhand mehrerer Makrobefehle (Makros) Abschätzungen erlaubt, die eine Aussage über den aktuellen Anlagenzustand bzw. die mögliche weitere Unfallentwicklung erlauben. Hierfür wurde im Rahmen eines Arbeitstreffens zunächst eine Liste an Abschätzmethode erstellt, die als grundsätzlich umsetzbar eingeschätzt wurde. Dabei handelt es sich im Einzelnen um:

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

Da man in Ermanglung bisheriger Erfahrungen in der Entwicklung derartiger Abschätzmethoden und angesichts zu erwartenden größeren Unterschieden im Zeitaufwand für einzelne Abschätzmethoden im Voraus keine belastbare Abschätzung über den gesamten Zeitaufwand für die Entwicklung der einzelnen Abschätzungen geben konnte, wurden vielversprechendere, aussagekräftigere Abschätzmethoden mit erhöhter Priorität entwickelt. Letztendlich konnten im Projektrahmen acht der vierzehn Abschätzmethoden aus der Liste realisiert werden. Dabei handelt es sich um die oben mit einem Stern (*) gekennzeichneten Abschätzmethoden. Diese werden im folgenden Kapitel detaillierter beschrieben.

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.

3.1 Abschätzungen basierend auf verfahrenstechnischen Kenngrößen

Die Abb. 3.1 zeigt ein Bildschirmfoto der Excel Datei, das die sieben Berechnungsmakros der verfahrenstechnischen Abschätzmethoden beinhaltet. Der Nutzer hat die Auswahl zwischen einer Berechnung der Kernfreilegungszeit für DWR Reaktortypen, einer Berechnung der Freilegungszeiten von Brennelementlagerbecken sowohl für DWR als auch für SWR Reaktoren und einer Berechnung der minimal notwendigen Einspeiserate zum Kühlen des Kerns, sowohl mit Verdampfen des Kühlmittels als auch ohne Verdampfen des Kühlmittels.

Weiterhin beinhaltet das Softwaretool noch die Möglichkeit, den Zustand des Kerns bzw. den Grad der Kernschmelze während eines Unfalls abzuschätzen und ferner den Zeitpunkt abzuschätzen, an dem eine gefilterte Druckentlastung im Sicherheitsbehälter (SHB) notwendig ist.

In den folgenden Kapiteln 3.1.1 bis 3.1.5 werden die Makros im Einzelnen beschrieben.

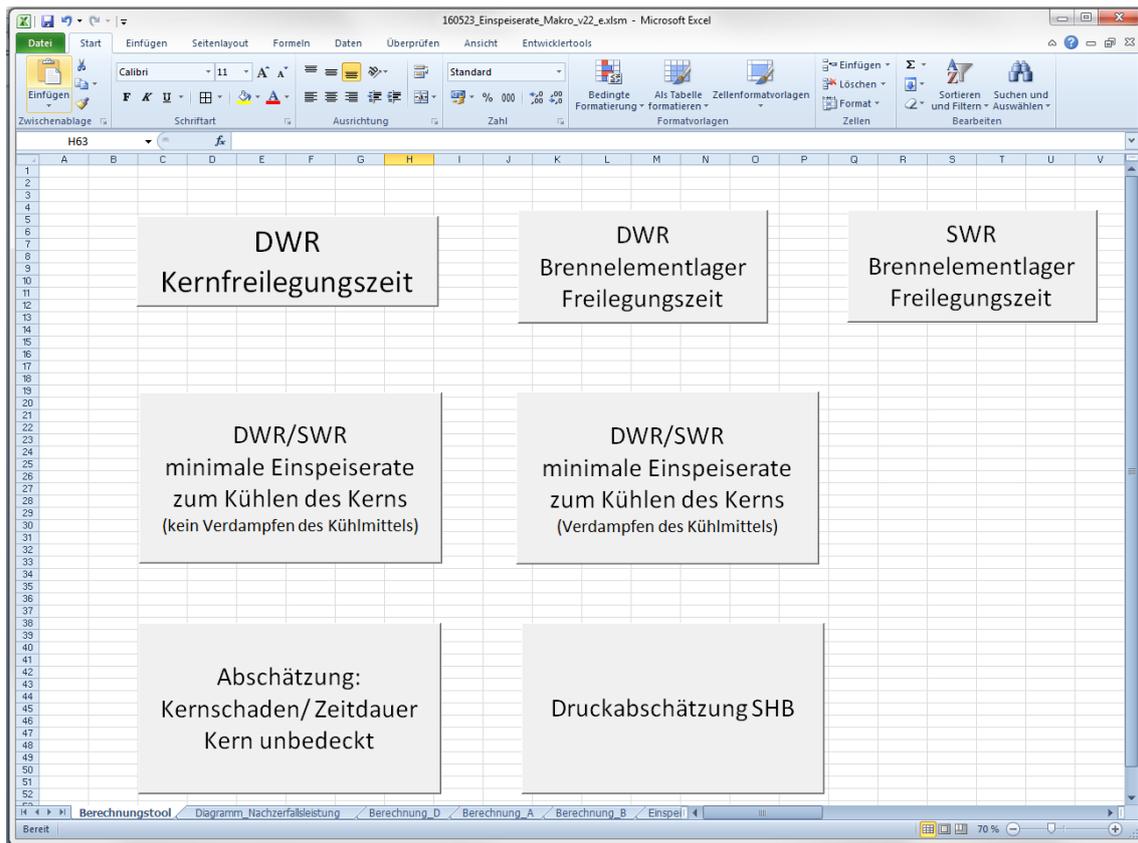


Abb. 3.1 Überblick über das WINO Berechnungstool zu verfahrenstechnischen Abschätzmethoden mit den einzelnen Abschätzungen

3.1.1 Abschätzung der Nachzerfallsleistung und der Kernfreilegungszeit für Druckwasserreaktoren bei abgekoppelter Sekundärseite

Das Makro „DWR Kernfreilegungszeit“ ermöglicht eine Abschätzung des Zeitpunktes, bei dem der Reaktorkern im RDB bei einer ausgefallenen Kernkühlung aufgrund des Verdampfens des Kühlmittels im Primärkreis freigelegt sein wird.

In Abb. 3.2 ist die Bedienoberfläche (General User Interface (GUI)) des Makros dargestellt. Der Nutzer kann die Parameter Laufzeit des Reaktors t , Zeit seit Abschaltung T_0 , thermische Leistung des Reaktors P_0 und Temperaturabstand zum Siedepunkt des Kühlmittels ΔT frei eingeben. Aus diesen Werten wird dann die Nachzerfallsleistung des Kerns bestimmt.

Die Abschätzung der momentanen Nachzerfallswärme $P(t)$ erfolgt nach der Way-Wigner-Formel:

$$P(t) = 0,062 * P_0 * (t^{-0,2} - (T_0 + t)^{-0,2}) \quad (3.1)$$

Wobei die thermische Nennleistung des Reaktors P_0 aus der WINO-Wissensbasis entnommen werden kann. Die ereignisabhängige Zeit T_0 seit Unterbrechung der Kettenreaktion (Zeit seit Abschaltung) muss per Hand vom Bearbeiter spezifiziert werden.

Die insgesamt durch den Nachzerfall freigesetzte Energie E_N wird errechnet, indem die abgegebene Nachzerfallsleistung diskretisiert wird und zwischen den einzelnen Werten als konstant angenommen wird. Als Abstand zwischen den einzelnen Werten wurde eine Zeitkonstante t_0 von einer Stunde gewählt:

$$W(t_i) = \sum_{j \leq i} t_0 * P(t_j) \quad (3.2)$$

Die Masse m des eingespeisten Kühlmittels kann aus den in der Wissensbasis hinterlegten Daten zu den Einspeisesystemen (Volumen der Medienbevorratung) und dem Volumen des Primärkreises abgeleitet werden. Der Bearbeiter kann die Anzahl der eingespeisten Redundanzen reduzieren, wenn entsprechende zusätzliche Informationen zum konkreten Ereignis vorliegen.

Außerdem muss der Bearbeiter spezifizieren, um welche Temperaturdifferenz das eingespeiste Kühlmittel bis zum Siedepunkt erwärmt werden muss. Dabei wird vereinfachend angenommen, dass diese Temperatur für das gesamte Wasserinventar konstant ist. Mit den bekannten Größen der spezifischen Wärmekapazität c und der spezifischen Verdampfungsenthalpie ΔH des Wassers kann dann die insgesamt durch die Erwärmung und Verdampfung des Kühlmittels abführbare Energie Q berechnet werden.

$$Q = m * c * \Delta T + m * \Delta H \quad (3.3)$$

Dabei wird vereinfachend angenommen, dass dieser Vorgang bei einem Druck, der dem Einstellwert der Sicherheitsventile des Primärkreises entspricht, geschieht. Dieser

Einstellwert wurde auf einem für Druckwasserreaktoren typischen Wert von 166 bar festgelegt.

Es kann dann durch einen einfachen Abgleich festgestellt werden, nach welcher Zeit die insgesamt durch den Nachzerfall freigesetzte Energie E_N die zur Erwärmung und Verdampfung des verfügbaren Kühlmittels notwendige Energie Q erreicht und somit der Kern freigelegt ist. Dies geschieht über die Schaltflächen „Berechnung der Kernfreilegungszeit [h] – ab Berechnung“ bzw. „Berechnung der Kernfreilegungszeit [h] – seit Abschaltung“ (siehe Abb. 3.2).

Die berechneten Kernfreilegungszeiten wurden mit vergleichbaren, einfachen deterministischen Unfallanalysen, die mit dem Integralcode MELCOR durchgeführt wurden, verifiziert.

Berechnungstool Kernfreilegungszeit DWR

Berechnungstool zur Abschätzung der Kernfreilegungszeit

Laufzeit des Reaktors im Leistungsbetrieb T0 [d]
 Vergangene Zeit seit Abschaltung [h]
 P0 thermische Leistung des Reaktors [MW]
 Delta T bis zum Siedepunkt des Kühlmittels [K]

Anzahl Druckspeicher Druckspeicherinventar [t]
 Anzahl Flutbehälter Flutbehälterinventar[t]

Vorhandenes Kühlmittel im PK [t] Achtung! Eine Eingabe überschreibt den vorher berechneten Wert!

Annahmen: DWR, abgekoppelte Sekundärseite, NZW->Wärmeenergie zum Aufheizen und Verdampfen des Kühlmittels PK (Ansprechdruck des Abblaseventils bei p = 166 bar), die Berechnung des Kühlmittelinventars beinhaltet den Druckhalter (40 t)

Abb. 3.2 Bedienoberfläche des Berechnungsmakros zur Bestimmung der Kernfreilegungszeit bei einem DWR

3.1.2 Abschätzung der Freilegungszeit im Brennelementlagerbecken für DWR- und SWR-Anlagen

Die Makros „DWR Brennelementlager Freilegungszeit“ und „SWR Brennelementlager Freilegungszeit“ ermöglichen eine Abschätzung des Zeitpunktes, bei dem die

Brennelemente des Brennelementelagerbeckens (BELB) durch Verdampfen des Kühlmittels bei einem Ausfall der BELB-Kühlung freigelegt werden, d.h. bei dem der BELB-Füllstandslevel die Höhe der Brennelementgestelle erreicht hat.

In den Abb. 3.3 (SWR-Anlagen) und Abb. 3.4 (DWR-Anlagen) sind jeweils die GUIs der Makros dargestellt. Der Bediener kann die Parameter Nachzerfallsleistung, aktuelle Füllstandshöhe, aktuelle Temperatur des BELB und den Beckenschützzustand angeben (ist das Beckenschütz geöffnet, sind Flutraum und Absetzbecken verbunden, ist es geschlossen, sind Flutraum und Absetzbecken getrennt).

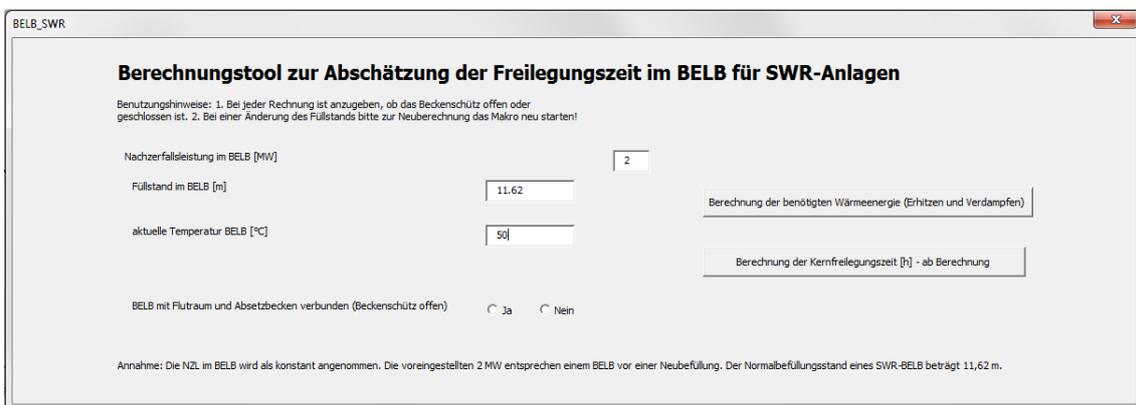


Abb. 3.3 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Abschätzung der Freilegungszeit im BELB für SWR-Anlagen

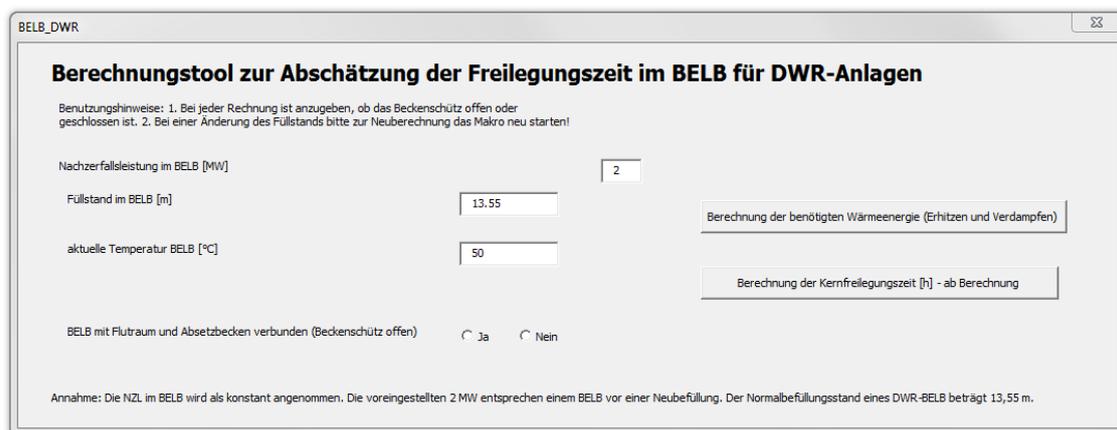


Abb. 3.4 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Abschätzung der Freilegungszeit im BELB für DWR-Anlagen

Über die vom Bediener angegebene Nachzerfallswärme, dem aktuellen Füllstands des BELB und der Angabe, ob das BELB mit dem Flut- und Absetzbecken verbunden ist, wird u.a. die zu verdampfende Kühlmittelmenge berechnet und mittels dieser über die

Beziehungen der Gleichung 3.3 aus Kapitel 3.1.1 der Zeitpunkt der Freilegung der Brennelemente im BELB berechnet.

Dabei wird die Nachzerfallsleistung über den Zeitraum des Verdampfungsprozesses als konstant angenommen, die voreingestellte Leistung von 2 MW entspricht der Leistung innerhalb eines BELBs vor einer Neubefüllung mit abgebrannten Brennelementen aus dem Reaktorkern. Bei einem DWR-Reaktor ist ein BELB Normalfüllstand von 13,55 m voreingestellt, bei einem SWR-Reaktor ein entsprechender Normalfüllstand von 11,62 m. Mit den gegebenen Grundflächen von 98,19 m² (DWR) bzw. 142,45 m² (SWR) ergeben sich für das BELB Kühlmittelvolumina von 811,59 m³ (DWR) bzw. 840,46 m³ (SWR). Die Volumina des Flutraums und des Absetzbeckens addieren sich zu 987 m³ (DWR) bzw. 1438 m³ (SWR). Bei der Nutzerauswahl bezüglich des Zustands des Beckenschützes werden diese unterschiedlichen Volumina bei der Berechnung des Freilegungszeitraums berücksichtigt. Diese für die Berechnung relevanten Parameter sind in der zugrundeliegenden Excel Tabelle anlagenspezifisch anpassbar, so dass anlagenspezifische Parameter bei ausländischen Anlagen berücksichtigt werden können.

Die berechneten Freilegungszeiten des Brennelementelagerbecken wurden mit vergleichbaren, einfachen deterministischen Unfallanalysen, die mit dem Integralcode MELCOR durchgeführt wurden, verifiziert. Weiterhin wurden die Freilegungszeiten mit den Ergebnissen der Quelltermprognosesoftware FaSTPro, für die eine BELB-Version erstellt wurde /HAG 17/, abgeglichen und verifiziert.

3.1.3 Abschätzung der notwendigen minimalen Einspeiserate (mit und ohne Berücksichtigung von Verdampfen)

Die Makros „DWR/SWR minimale Einspeiserate zum Kühlen des Kerns (kein Verdampfen des Kühlmittels)“ und „DWR/SWR minimale Einspeiserate zum Kühlen des Kerns (Verdampfen des Kühlmittels)“ berechnen bei einem Ausfall der Primärkreis Kühlung und gegebener Nachzerfallsleistung des Kerns die notwendigen minimalen Einspeiseraten von Kühlmitteln zum Kühlen des Reaktorkerns.

Über die vom Nutzer entweder manuell eingetragene oder vom Makro bei gegebenen Parametern über die Gleichung 3.1 aus Kapitel 3.1.1 abgeleitete Nachzerfallsleistung (oberer Block der Fragen in den Abb. 3.5 und Abb. 3.6), den vom Nutzer anzugebenden Primärkreisdruck sowie die Temperatur des Kühlwassers, als auch die maximale Aufheiztemperatur wird die Einspeiserate berechnet.

Durch Drücken der Schaltfläche „Berechnung der Nachzerfallsleistung zum Zeitpunkt der Berechnung“ wird ein Wert berechnet, der automatisiert in das entsprechende GUI-Feld eingetragen werden kann und für die nachfolgenden Rechnungen benutzt wird. Bei einer manuellen Angabe der Nachzerfallsleistung wird dieser vom Makro berechnete Wert überschrieben und bei der weiteren Berechnung der minimal notwendigen Einspeiserate verwendet.

Die Abfrage des Primärkreisdrucks dient der Bestimmung der druckabhängigen Wärmekapazität des Kühlmittels. Die zugrundeliegenden druckabhängigen Wärmekapazitätswerte entstammen dem VDI Wärmeatlas /SCH 18/ (vereinfachend wurde das Kühlmittel als reines Wasser angenommen).

Die minimal notwendige Einspeiserate von Kühlmittel wird über den Abgleich der zur Verfügung stehenden Wärmeenergie des Reaktorkerns (Nachzerfallswärme) und der zur Aufheizung des Kühlmittels benötigten Wärmeenergie berechnet (s. Gleichung 3.3 aus Kapitel 3.1.1). Dabei wird im Makro „DWR/SWR minimale Einspeiserate zum Kühlen des Kerns (kein Verdampfen des Kühlmittels)“ ein mögliches Verdampfen des Kühlmittels, beispielsweise bei einer Leckage im Primärkreis, nicht berücksichtigt, während es im Makro „DWR/SWR minimale Einspeiserate zum Kühlen des Kerns (Verdampfen des Kühlmittels)“ berücksichtigt wird und daher, aufgrund der zusätzlich aufzubringenden Verdampfungsenthalpie, zu einer geringeren Einspeiserate von Kühlmitteln führt.

Einspeiserate (ohne Verdampfen)

Berechnungstool zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate (kein Verdampfen)

Laufzeit des Reaktors im Leistungsbetrieb T0 [d]
 Vergangene Zeit seit Abschaltung [h]
 P0 thermische Leistung des Reaktors [MW]

Berechnung der Nachzerfallsleistung zum Zeitpunkt der Berechnung

Nachzerfallsleistung [MW] Eine manuelle Eingabe überschreibt den oben errechneten Wert!
 Primärkreisdruck [bar]

T1: Temperatur des Kaltwassers [°C] Achtung: T1 < T2 und T1 ≠ T2 müssen erfüllt sein
 T2: maximale Aufheiztemperatur [°C]

Berechnung der Einspeiserate

Annahmen: Abschätzung der NZL über Way-Wigner Formel, Bestimmung der Einspeiserate über $Q=c(T,p)^m \cdot \Delta T$

Abb. 3.5 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate ohne Kühlmittelverdampfung

Einspeiserate mit Verdampfen

Berechnungstool zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate (inkl. Verdampfen)

Laufzeit des Reaktors im Leistungsbetrieb T0 [d]
 Vergangene Zeit seit Abschaltung [h]
 P0 thermische Leistung des Reaktors [MW]

Berechnung der Nachzerfallsleistung zum Zeitpunkt der Berechnung

Nachzerfallsleistung [MW] Eine manuelle Eingabe überschreibt den oben errechneten Wert!
 Primärkreisdruck [bar]

T1: Temperatur des Kaltwassers [°C] Achtung: T1 < T2 und T1 ≠ T2 müssen erfüllt sein
 T2: maximale Aufheiztemperatur [°C]

Berechnung der Einspeiserate

Annahmen: Abschätzung der NZL über Way-Wigner Formel, Bestimmung der Einspeiserate über $Q=c(T,p)^m \cdot \Delta T$

Abb. 3.6 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate mit Kühlmittelverdampfung

3.1.4 Abschätzung der Kernschädigung abhängig von der unbedeckten Zeitdauer

Das Makro „Abschätzung: Kernschaden/Zeitdauer Kern unbedeckt“ berechnet unter Annahme eines bereits unbedeckten (d. h. nicht mehr mit Kühlmittel bedeckten) Reaktorkerns, ob Zeit bis zu einer in diesem Fall ebenfalls unterstellten Wiederbespeisung des Kerns kurz genug war, um einen Kernschaden zu verhindern.

Der Bediener gibt die Zeitdauer zwischen Kernfreilegung und Wiederbespeisung des Kerns in das dafür vorgesehene Feld ein und lässt sich die Prognose erstellen. Der anzugebende Zeitpunkt der Kernfreilegung kann dabei mit dem Modul „Kernfreilegung DWR“ (s. Kapitel 3.1.1) bestimmt werden.

Das Makro greift dann auf eine Informationstabelle zurück, die dem IAEA Dokument /IAE 97/ entnommen wurde. Diese Prozedur setzt dabei einen Ausfall der Kernkühlung voraus und dass seit dem Ausfall der Kernkühlung keine Bespeisung mit Kühlmitteln stattgefunden hat. Zudem wird vorausgesetzt, dass die Kerengeometrie noch unbeschädigt ist, d. h. der Kern nicht bereits vorher schwer beschädigt wurde und aus diesem Grund die Wärmeabfuhr beeinflusst ist. Der Einsatzbereich der Prozedur ist auf die Reaktortypen DWR und SWR beschränkt.

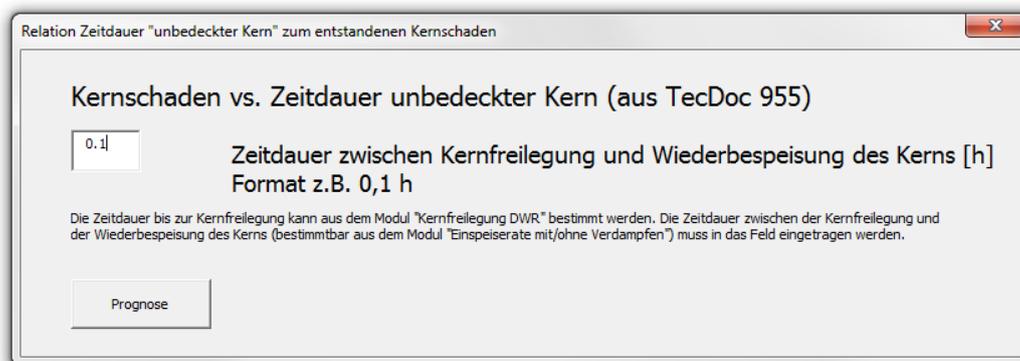


Abb. 3.7 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der Zeitdauer zwischen einem unbedeckten Kern und einem daraus möglicherweise resultierenden Kernschaden

3.1.5 Abschätzung des Zeitpunkts der gefilterten Druckentlastung

Das Makro „Druckabschätzung SHB“ berechnet bei der Angabe von zwei, zeitlich unterschiedlichen SHB-Drücken und den zugehörigen Messzeitpunkten die Zeitdauer bis zur gefilterten Druckentlastung, die bei einem für westliche Druckwasserreaktoren typischen Druck von 7 bar angenommen wird.

In der GUI des Makros wird der Benutzer aufgefordert zwei Messzeitpunkte mit dem zugehörigen aktuellen SHB-Drücken anzugeben (s. Abb. 3.8). Aus den Zeitpunkt- und Druckdifferenzen wird über eine lineare Extrapolation der Zeitpunkt errechnet, ab dem ein Druck von 7 bar erstmals überschritten wird. Dieser Referenzdruck von 7 bar kann im zugehörigen Tabellenblatt der Excel Datei vom Nutzer anlagenspezifisch geändert werden, falls der Auslösedruck der gefilterten Druckentlastung der Anlage von diesem vorgegebenen Wert abweicht.

Aufgrund der hinterlegten linearen Extrapolation muss bei der Anwendung sichergestellt sein, dass sich der Druckaufbau im linearen Anstieg hin zum Punkt der Druckentlastung befindet, z. B. während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung während eines Unfalls eines Druckwasserreaktors.

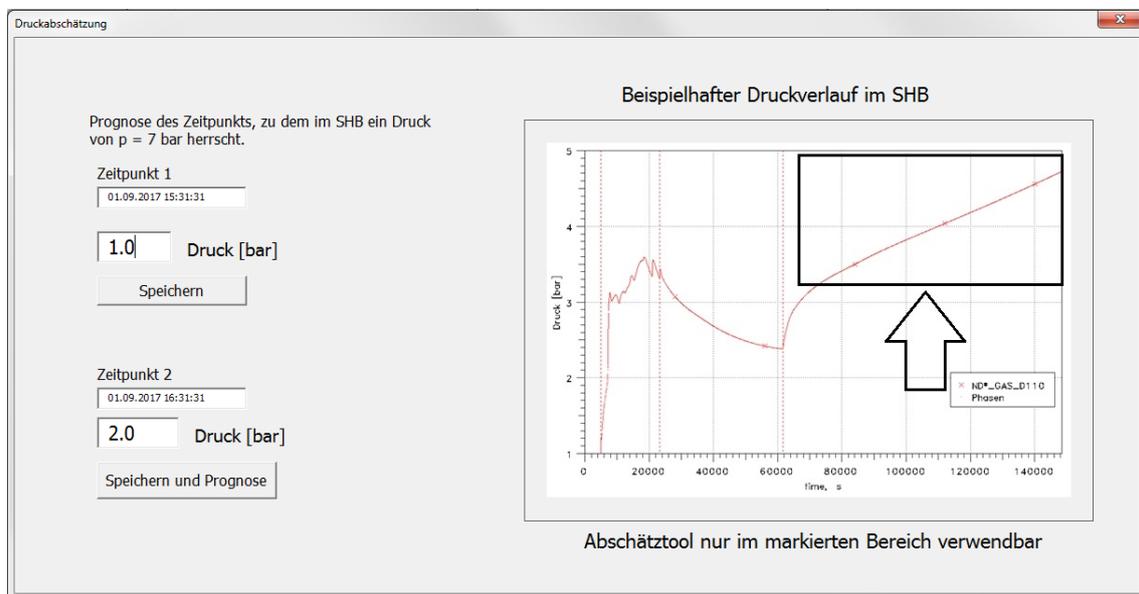


Abb. 3.8 Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung des Zeitpunktes der gefilterten Druckentlastung

3.2 Abschätzungen basierend auf radiologischen Kenngrößen

3.2.1 Abschätzung Kernschadensumfang aus Dosisleistung im Containment

Diese Abschätzmethode stellt eine Implementierung einer Prozedur des IAEA Dokuments /IAE 97/ dar. Mit dieser Prozedur ist eine Abschätzung des Kernschadensumfangs aus der Dosisleistung im Containment möglich.

Im IAEA Tecdoc 955 sind für verschiedene Reaktortypen, nämlich

- Generischer DWR (Messung im Containment),
- BWR Mark I & II (Messungen im Drywell),
- BWR Mark I & II (Messungen im Wetwell),
- BWR Mark III (Messungen im Drywell),
- BWR Mark III (Messung im Containment),
- WWER440-230 (Messung im Confinement) und
- WWER440-213 (Messung im Confinement)

konkrete Werte für den Schadensumfang (Kernschmelze, Hüllrohrschaden und erhöhte Kühlmittelaktivität) mit oder ohne eingeschaltetem Sprühsystem nach 1 Stunde und nach 24 Stunden in Abhängigkeit von der ermittelten Dosisleistung im Containment (in mGy/h) angegeben. Da diese Werte allerdings nicht für alle im Betrachtungsumfang vorkommende Reaktortypen zutreffen, erfolgt eine Berechnung über die dort angegebene Formel:

$$X_{\text{Messwert}} = X_{\text{Schaden}} * \frac{10^5 [m^3]}{V_c [m^3]} * \frac{P_{\text{Anlage}} [MW(th)]}{3000 [MW(th)]} * SF * F_s \quad (3.4)$$

- Mit $X_{Messwert}$ = normalisierte gemessene Dosisrate in mGy/h
 $X_{Schaden}$ = Schwellwert der Dosisrate für Schäden in mGy/h
 V_C = Volumen des Containments in m³
 P_{Anlage} = Thermische Reaktorleistung im MW
 SF = Abschirmungsfaktor der Messstelle
 F_S = von Messstelle erfasster Volumenanteil des Sicherheitsbehälters

Zusätzlich wird eine Eingabe benötigt, ob bei der Messung der Dosisrate das Sprühsystem in Benutzung war.

Auf der Basis der Parameter des Reaktors, der Messstelle und des Zeitpunktes nach RESA wird der aktuelle Messwert im Diagramm angezeigt und kann in Bezug zu möglichen Schäden bzw. Schadenumfängen gesetzt werden. Zusätzlich zu den 100%-Werten für die Schäden wird noch die 10%- bzw. 1%-Werte angezeigt und können für Abschätzungen verwendet werden.

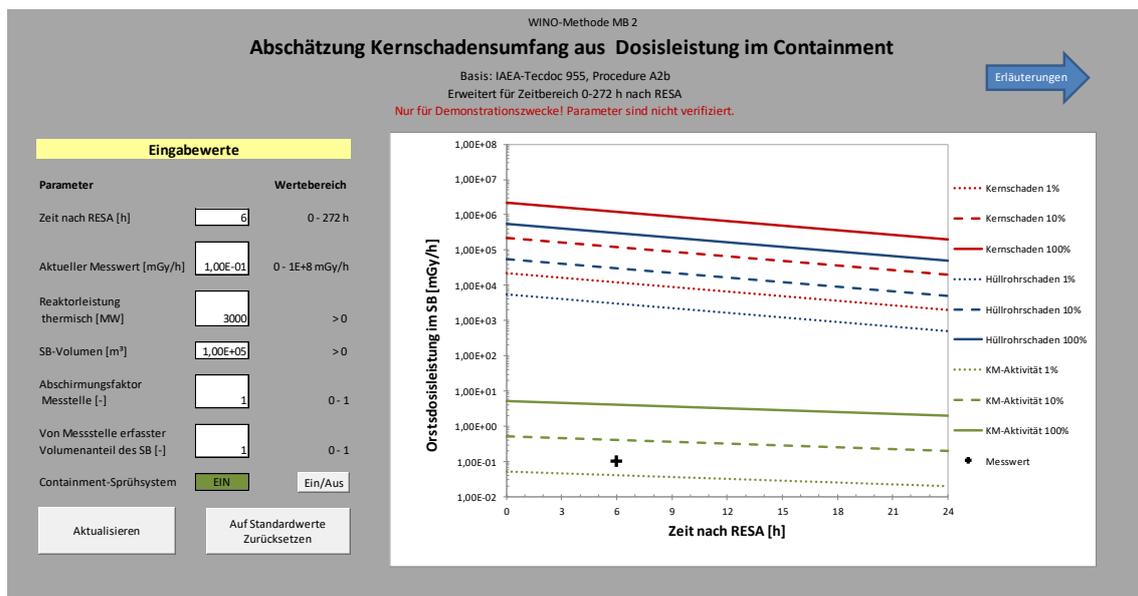


Abb. 3.9 Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus Dosisleistung im Containment“

/IAE 97/ gibt nur Werte für die beiden Zeitpunkte 1 h- bzw. 24 h nach RESA an. Zwischen diesen beiden Zeitpunkten wird der Verlauf logarithmisch interpoliert. Des Weiteren ist in dem WIN-Berechnungstool auch die Angabe späterer Zeitpunkte nach RESA (bis 272 h) möglich. Es wird dann für Zeiträume > 24 h in dem Diagramm ein Wert für die Verlaufskurven der Ortsdosisleistung, die den jeweiligen Schadenszuständen

entsprechen, angegeben, der den logarithmisch extrapolierten Wert zum jeweiligen Zeitpunkt darstellt.

Zu beachten ist, dass die Messwerte der Containmentmessenrichtungen den minimalen Kernschaden anzeigen. Geringere Strahlungsmesswerte garantieren nicht, dass der Kern unbeschädigt ist. Messgeräte können inkonsistente Messwerte liefern oder das Niveau des Kernschadens unterschätzen, weil die Freisetzungen aus dem Kern das Containment umgehen können, im Primärsystem zurückgehalten werden können, über einen längeren Zeitraum freigegeben werden können, nicht homogen im Containment vermischt sein können oder in ihrer Nuklidzusammensetzung anders sein können als bei der Entwicklung dieses Verfahrens angenommen.

3.2.2 Abschätzung Kernschadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Kühlmittel

Diese Abschätzmethode stellt eine Implementierung einer Prozedur des IAEA Dokuments /IAE 97/ dar. Mit dieser Prozedur ist eine Abschätzung des Kernschadensumfangs aus der Aktivitätskonzentration im Kühlmittel möglich.

In /IAE 97/ sind für verschiedene Reaktortypen, nämlich

- Druckwasserreaktor mit Primärkühlmittelinventaren zwischen $2 \cdot 10^5$ kg und $4 \cdot 10^5$ kg,
- Amerikanische Siedewasserreaktoren

konkrete Werte für die Konzentrationen der Nuklide I-131, Cs-134, Cs-137 und Ba-140 für verschiedene Kernzustände angegeben.

Die betrachteten Kernzustände sind:

- Normalzustand bis auf den Faktor 100 erhöhte Werte für den Normalzustand,
- mehr als 20 % Freisetzung aus den Hüllrohren sowie
- Konzentrationen nach mehr als 10 % Kernschaden.

Da diese Werte allerdings nicht für alle im Betrachtungsumfang vorkommende Reaktoren zutreffen, erfolgt eine Skalierung der Konzentrationen mit dem Volumen des Containments und der thermischen Reaktorleistung über die dort angegebene Formel

$$C_{\text{spezifisch}} = C_{\text{tabelliert}} * \frac{2 \cdot 10^5 [\text{kg}]}{I_{\text{prim}} [\text{kg}]} * \frac{P_{\text{Anlage}} [\text{MW}(\text{th})]}{3000 [\text{MW}(\text{th})]} \quad (3.5)$$

- Mit $C_{\text{spezifisch}}$ = spezifische Konzentrationen im Kühlmittel in kBq/g
 $C_{\text{tabelliert}}$ = tabellierte Werte der Konzentrationen im Kühlmittel in kBq/g
 I_{prim} = Masse der Kühlmittels im Primärkreislauf in kg
 P_{Anlage} = Thermische Reaktorleistung im MW

Die einzugebenden Werte für die Aktivitätskonzentrationen von I-131, Cs-134, Cs-137 und Ba-140 [kBq/g] werden dann in einem Diagramm angezeigt, in dem die /IAE 97/ angegeben (und ggf. skalierten) Werte in bestimmte Intervalle aufgeteilt werden. Diese Intervalle sind für jedes Nuklid:

- 10^{-2} kBq/g bis zur Normalaktivität in der Farbe Blau,
- Normalaktivität bis zum hundertfachen der Normalaktivität in Rot,
- Hundertfache Normalaktivität bis zum Wert für Hüllrohrschäden ≤ 20 % in Grün,
- Hüllrohrschaden > 20 % bis zu Kernschmelzschäden ≤ 10 % in Violett und
- Kernschmelzschäden > 10 % bis 10^8 kBq/g in Cyan.

Für das Nuklid Ba-140 ist für das Intervall „Hundertfache Normalaktivität bis zum Wert für Hüllrohrschäden ≤ 20 %“ keine Wert angegeben.

Auf der Basis der Parameter des Reaktors und der aktuellen Werte für die Aktivitätskonzentrationen im Kühlmittel für die einzelnen Nuklide kann dann in der Grafik ein möglicherweise vorliegender Kernschaden abgeschätzt werden.

Je mehr Messwerte der Aktivitätskonzentrationen im Kühlmittel für die Nuklide I-131, Cs-134, Cs-137 und Ba-140 vorliegen, desto sicherer sind die Aussagen der WINO-Methode MB 3. Falls nur Werte für einzelne dieser Nuklide vorliegen, so sind nur diese zu verwenden und als Aktivitätskonzentration bei den anderen Nukliden eine Wert zu setzen, der kleiner als 0,01 kBq/g ist (aufgrund der logarithmischen Darstellung kann hier nicht „0“ eingesetzt werden).

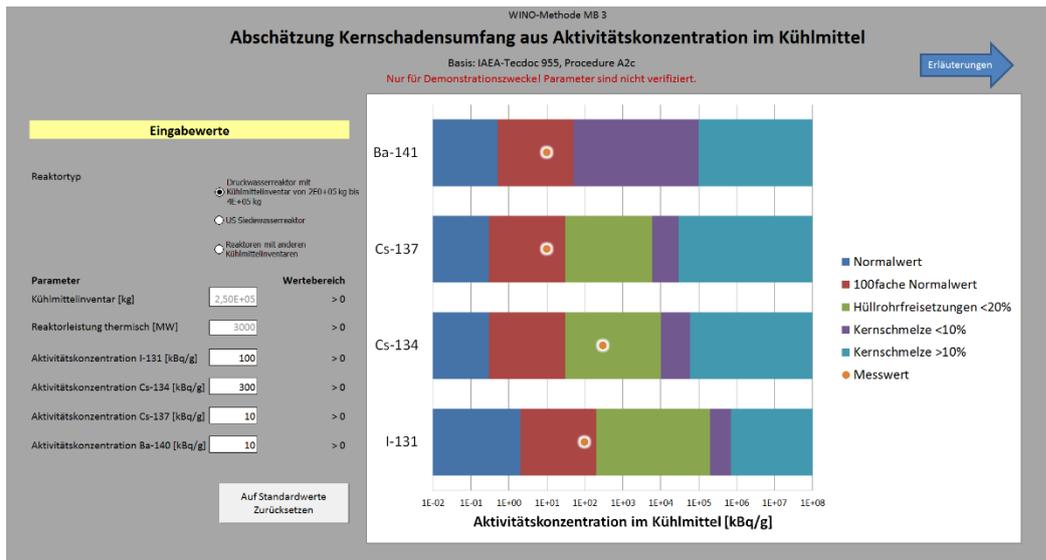


Abb. 3.10 Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Kühlmittel“

Zu beachten ist, dass diese Abschätzmethode nur zur Beurteilung des Kernschadens nur verwendet werden sollte, wenn die Ergebnisse der Abschätzung des Kernschadensumfangs nach der Dosisleistung im Containment und der Abschätzung des Kernzustandes über die nicht abgedeckte Zeit des Kernes nicht zu einem eindeutigen Ergebnis führt. Die Aktivitätskonzentrationen im Kühlmittel ist von geringerer Aussagekraft und sollte unter anderen Umständen nicht herangezogen werden, um Kernschäden zu bestätigen, da möglicherweise kein Kühlmittel zur Beprobung vorhanden ist (z. B. wenn keine Strömung durch die Probenleitung vorherrscht), die Probenahme und Auswertung Stunden dauern kann und diese möglicherweise nicht repräsentativ sind für die Aktivitätskonzentrationen im Primärkreislauf.

3.2.3 Abschätzung Kernschadensumfang aus H₂-Konzentration im Containment

Diese Abschätzmethode stellt eine Implementierung einer Prozedur des Response Technical Manual RTM-96 der U.S. NRC /NRC 96/ dar. Mit dieser Prozedur ist eine Abschätzung des Kernschadensumfangs aus der H₂-Konzentration im Containment möglich.

In /NRC 96/ sind für die Reaktortypen mit den angegebenen Containmentvolumina

- US-Druckwasserreaktor: Trockencontainment mit einem Containmentvolumen von $\sim 10^5 \text{ m}^3$,

- US-Druckwasserreaktor: Trockencontainment mit einem Containmentvolumen von $\sim 5,7 \times 10^5 \text{ m}^3$,
- US-Druckwasserreaktor Unterdruckcontainment & Eiskondensorocontainment,
- US-Siedewasserreaktor Mk. I+II Containment sowie
- US-Siedewasserreaktor Mk. III Containment.

In der dortigen Abbildung A-13 sind Graphen mit der Abhängigkeit möglicher Kernschäden von der H_2 -Konzentration im Containment angegeben. Diese Methode geht davon aus, dass der Wasserstoff vollständig in das Containment freigesetzt wird und vollständig mit der dortigen Atmosphäre vermischt ist.

Die betrachteten Kernzustände sind:

- Hüllrohrschäden,
- Beginn der Kernschmelze,
- Möglicherweise unkühlbarer Kern und
- Wahrscheinliche Kernschmelze.

Der einzugebende Wert für die H_2 -Konzentration im Containment in Prozent wird dann auf der Abszisse der Grafik für den angewählten Reaktortyp als roter Pfeil dargestellt. Die zugehörige Angabe des Kernzustandes ist dann auf der Ordinate abzulesen.

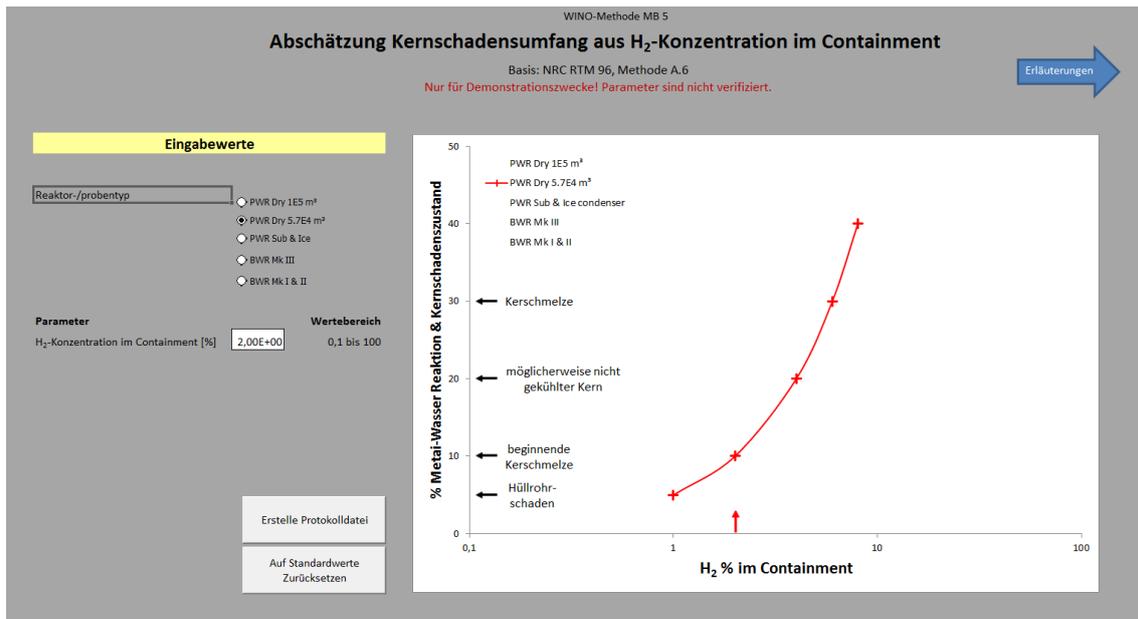


Abb. 3.11 Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus H₂-Konzentration im Containment“

Zu beachten ist, dass die H₂-Konzentrationen, die in diesem Verfahren verwendet werden, für Nassproben sind. Die meisten Proben sind jedoch tatsächlich trocken. Wenn dieser Wert (trockene Probe) verwendet wird, kann man das Ausmaß des Kernschadens beträchtlich überschätzen.

3.3 Implementierung von WINO in das Notfallportal der GRS

Im Rahmen der Projekte 800040 und 800041 Ad Hoc wurde das Notfallportal der GRS grundlegend überarbeitet. Das neue Notfallportal soll den Arbeitsablauf des Notfallteams bei der Bearbeitung von Unfallereignissen unterstützen. Der Zugang zum Notfallportal erfolgt über den Aufruf einer lokalen URL in einem Webbrowser, der die Webanwendung startet und zunächst auf eine Seite zur Benutzeranmeldung leitet. Die Benutzermeldung beschränkt den Zugang auf das Notfallportal auf einen berechtigten Personenkreis.

In einer Unfallsituation erfolgt zunächst die Alarmierung des Notfallteams über die Rufbereitschaft. Das Portal verfügt hierfür über einen eigenen Bereich mit wichtigen Kontaktdaten von weiteren Notfallteammitarbeitern und dem BMU, der als Einstiegsseite dargestellt wird. Zudem sind wichtige Dokumente mit Anweisungen zur Inbetriebnahme des Notfallzentrums zugänglich. Für die übrigen Aufgabenbereiche (Anlagentechnik, Analyse, Strahlenschutz, Leitung) ist im Notfallportal jeweils ein eigener Bereich vorhanden, in dem die für den Aufgabenbereich relevanten Informationen nach Kategorien

sortiert dargestellt werden und durchsuchbar sind. Statische, nicht vom individuellen Unfallverlauf abhängige Informationen werden direkt aus dem Notfallportal abgerufen, wenn es sich dabei um allgemeine Informationen handelt (Kontaktdaten, Informationen zu externen Portalen und Formularvorlagen etc.) und aus der TECDO-Datenbank oder der WINO-Wissensbasis abgerufen, wenn es sich um anlagenspezifische Informationen (z. B. notfallrelevante Kenngrößen) handelt.

Über eine Schaltfläche kann der Nutzer die WINO-Wissensbasis oder die TECDO-Datenbank starten und eine Suchanfrage starten respektive auf die Ergebnisse einer solchen Anfrage zugreifen. Abbildung 3.12 zeigt beispielhaft den Bereich des Teams „Leitung und Koordination“. Über die Schaltflächen oben kann der Nutzer zwischen den verschiedenen Arbeitsbereichen der einzelnen Teams wechseln. Die Schaltfläche WINO startet die Wissensbasis. Über das Eingabefeld neben der Schaltfläche kann direkt mit einer Suchanfrage gestartet werden.

The screenshot shows the GRS Notfallportal interface. At the top, there is a navigation bar with tabs for 'Alarmierung', 'Team LK', 'Team Technik', 'Team Analyse', and 'Team Strahlenschutz'. Below this, the 'Leitung und Koordination' section is active. It contains four search panels:

- Teammitglieder & Kontaktdaten:** A search field for 'Suchen nach Name, Gebiet, GRS-Schlüssel' with 'Suchen' and 'Suchen rücksetzen' buttons, and an 'Anzeigen Leitung_Koordination' button.
- Behördenkontakte:** A search field for 'Suchen nach Behörde, Bundesland, Arbeitsgebiet, Anlage' with 'Suchen' and 'Suchen rücksetzen' buttons, and an 'Anzeigen Behörde' button.
- Auswahl von weiteren Informationsquellen:** A dropdown menu for 'WINO-Anlage' with an 'Anlage rücksetzen' button, and a 'Datenbanken und Datensammlung' button.
- Vorausgewählte Dateien für das Team Leitung und Koordination:** A checkbox for 'Vorauswahl Formulare (z.B. Störfallprotokoll-Vorlage)', a search field for 'suchen nach Titel, Beschreibung', 'Suchen', and 'Suchen rücksetzen' buttons, and an 'Anzeigen Dateien' button.

Abb. 3.12 GRS-Notfallportal

Während der Laufzeit dieses Vorhabens wurden auch mehrere Notfallübungen durchgeführt: Dabei handelte es sich einerseits um Notfallübungen mit Notfällen in deutschen Kernkraftwerken (Oktober 2016: KRB-II, Juli 2017: GKN-2) und andererseits um eine

Notfallübung mit einem Störfall in einer ausländischen Anlage (Oktober 2017: Cattenom). Im Zusammenhang mit diesen Übungen wurden GRS-interne Informationsveranstaltungen durchgeführt. In diesen wurde dem Notfallpersonal der GRS das neue Notfallportal vorgeführt und die Anwendung demonstriert. Da bei diesen Veranstaltungen die GRS-Experten anwesend waren, welche bei einem Notfall mit der Bedienung von WINO beauftragt wären, wurde im Rahmen dieser Veranstaltungen dem Notfallpersonal der GRS ebenfalls die WINO-Wissensbasis vorgestellt und ihre Anwendung im Notfall erläutert.

4 Zusammenfassung und Ausblick

Die im Vorgängervorhaben 3613R01521 „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“ begonnene Entwicklung einer Wissensbasis für Notfälle wurde im Rahmen dieses Forschungsvorhabens weitergeführt.

Zur Darstellung der Kenngrößen im Notfall war bereits im Vorgängervorhaben ein Konzept erarbeitet worden, bei dem der Benutzer in einem zweistufigen Verfahren zunächst die Anlage, den Standort oder einen Reaktortyp spezifiziert, zu der oder dem er Informationen benötigt. Anschließend wird das Themengebiet von Interesse ausgewählt und die zugehörigen, verfügbaren anlagentechnischen Kenngrößen werden angezeigt. Da sich das bisherige Verfahren der Eingabe und Qualitätssicherung von Kenndatensätzen als unverhältnismäßig zeitaufwändig erwies, wurde in diesem Vorhaben eine Eingabefunktion für entsprechend berechtigte Benutzer in die Wissensbasis implementiert, mit der diese selbstständig Kenndatensätze erstellen und pflegen können. Die WINO-Wissensbasis selbst wurde im Rahmen der Überarbeitung des GRS-Notfallportals mit der neuen Software des Notfallportals verknüpft und ist nun einsetzbar. Das zuständige Personal der GRS wurde im Umgang mit WINO geschult.

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 im ersten WINO-Vorhaben auf ausländische, aber europäische Anlagen. Im Rahmen dieses Vorhabens wurde nun auch für ukrainische und die meisten russischen Anlagen Kenngrößen recherchiert und zugehörige Kenndatensätze erstellt, da sich diese alle ebenfalls nahe genug an deutschen Grenzen befinden, so dass im Falle eines ungünstigen Unfallablaufes mit signifikanten Auswirkungen auf das deutsche Staatsgebiet zu rechnen ist. Dabei wurde die im Vorgängervorhaben erarbeitete Kenngrößenliste verwendet. Als Informationsquellen wurde dabei auf die Dokumentation des EU-Stresstests (nur Ukraine), die GRS-Dokumentationssysteme TECDO und Doku-OST, die WWER- und RBMK-Reaktorhandbücher, die IAEA-Datenbanken PRIS und IRS, die Daten aus dem Datenaustauschprojekt DEEPER (nur Ukraine) und die Internetseiten der Betreiber/Aufsichtsbehörden zurückgegriffen.

Die Kenndatensätze für europäische Anlagen, die im Rahmen des Vorläufervorhabens erstellt worden waren, wurden durch zusätzliche Daten aus dem Datenaustauschprojekt DEEPER und der Recherche von Störfallanalysen und Ergebnissen von probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2 in Fachpublikationen und Tagungsbänden ergänzt. Hierbei zeigte sich allerdings, dass dieses Vorgehen relativ zeitaufwändig ist.

Es verbleiben noch einige russische Anlagen (Kola, Beloyarsk und Bilibino), für die noch keine Kenngrößen recherchiert und Kenndatensätze erstellt wurden. Dies kann im Rahmen eines Nachfolgeprojekts erfolgen. Da die Fukushima-Ereignisse gezeigt haben, dass der öffentliche Informationsbedarf auch bei schweren Störfällen in weit entfernten Anlagen groß ist und gegebenenfalls für die Bundesrepublik Handlungsbedarf im Hinblick auf vor Ort befindliche deutsche Staatsbürger entstehen kann (z. B. Evakuierungsmaßnahmen), empfiehlt es sich außerdem auch für weiter entfernte Anlagen Kenndatensätze für den Notfall vorzuhalten. Um den Aufwand zu begrenzen, könnte man hierbei möglicherweise nur einen generischen Datensatz pro Reaktorbaulinie erstellen und auf standortspezifische Daten verzichten.

Bei der Konzeptionierung der Kenngrößen im Rahmen des Vorgängervorhabens ging die GRS von den sich damals in Europa im Betrieb befindlichen Kernkraftwerkstypen aus. Auf Grund des technischen Fortschritts kann nicht per se angenommen werden, dass diese Kenngrößen auch ausreichend sind, um die Sicherheitssysteme und -konzepte von zukünftigen, neuen Reaktortypen und -baulinien zu beschreiben. Da die Aufnahme des Leistungsbetriebs für verschiedene Reaktoren neuer Baulinien absehbar ist oder bereits erfolgte, wurde für diese Reaktorbaulinien geprüft, ob eine Notwendigkeit besteht Anpassungen an den Kenngrößen von WINO vorzunehmen, um deren Sicherheitssysteme beschreiben zu können. Dabei ergab sich die Notwendigkeit zusätzliche Kenngrößen zu definieren, um den Kernfänger, die Systeme zur Reaktivitätskontrolle und in schnellen Brutreaktoren die Kühlmittelkreise und Systeme zur Absicherung der Natrium-Wasser-Wärmetauscher hinreichend detailliert beschreiben zu können.

Einwirkungen von außen sind sicherheitstechnisch relevant. Es besteht die Möglichkeit, dass durch eine solche Einwirkung auf eine kerntechnische Anlage ein Störfall ausgelöst wird und gleichzeitig Systeme beeinträchtigt werden, die zur Beherrschung des Störfalls oder zur Durchführung von Notfallmaßnahmen benötigt 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. Daher wurden im Rahmen dieses Vorhabens auch zusätzliche Kenngrößen zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen

von außen (Erdbeben, Überflutung, Starkwind, anlagenexterne Explosion, Einwirkung gefährlicher Stoffe und Flugzeugabsturz) erarbeitet und definiert.

Die WINO-Wissensbasis wurde entsprechend modifiziert, um diese zusätzlichen Kenngrößen anzuzeigen. Für die EVA-Kenngrößen wurde dabei ein eigenes Anzeigeregister geschaffen, die anderen Kenngrößen werden in zusätzlichen Feldern in den vorhandenen Anzeigeregistern untergebracht. Die aus dem Vorgängervorhaben übernommene Kenngrößenliste wurde analog dazu ergänzt und kann somit weiterhin zur Recherche von Kenngrößen für neue Kenndatensätze verwendet werden.

Die bereits bestehenden Kenndatensätze enthalten allerdings, da sie vor der Erweiterung der Wissensbasis erstellt wurden, noch keine dieser neuen Kenndaten. Eine Überarbeitung der bestehenden Kenndatensätze mit einer Recherche der zusätzlichen Kenngrößen und einer entsprechenden Pflege der Kenndatensätze muss einem Nachfolgevorhaben vorbehalten bleiben. Da die ursprüngliche Recherche der Notfalldatensätze mittlerweile 5 – 6 Jahre her ist, sollte dabei auch überprüft werden, ob es seitdem Nachrüstungen gegeben hat, z. B. als Reaktion auf die Fukushima-Ereignisse.

Im Vorgängervorhaben hatte sich bereits herausgestellt, dass zur Abschätzung derivativer störfallrelevanter Daten im Notfall die GRS-Rechencodes im damaligen Zustand nur eingeschränkt herangezogen werden können. Um also beispielsweise die Zeiten bis zum Eintritt von Eckpunkten des Ereignisablaufes im Notfall abzuschätzen, bieten sich daher einfache Excel-basierte Abschätzmethoden an. Im Rahmen dieses Vorhabens wurde zunächst eine Liste an verschiedenen, potentiell umsetzbaren Abschätzmethoden basierend auf verfahrenstechnischen und radiologischen Kenngrößen ausgearbeitet. Anschließend wurden die beiden bestehenden, im Vorgängervorhaben exemplarisch ausgeführten Abschätzmethoden (Kernfreilegungszeit von DWR bei abgekoppelter Sekundärseite, Kernschadensumfang an Hand der Dosisleistung im Containment) optimiert und zusätzlich Abschätzmethoden zur Freilegungszeit im BE-Lagerbecken, zu der notwendigen Einspeiserate, zum Zeitpunkt einer notwendigen Druckentlastung und zum Kernschadensumfang, abhängig von der Dauer der Freilegung, der Aktivitätskonzentration im Kühlmittel und der H₂-Konzentration im Containment, recherchiert und ausgearbeitet. Die restlichen Abschätzmethoden aus der Methodenliste könnten im Rahmen eines Nachfolgevorhabens ausgearbeitet werden.

Literatur

- /AEP 11a/ Atomenergoprojekt St. Petersburg (Hrsg.)
Design AES-2006: Concept Solutions by example of Leningrad NPP-2,
2011
- /AEP 11b/ Atomenergoprojekt St. Petersburg (Hrsg.)
BN-800 NPP, 2011
- /ARE 12/ Areva NP & EDF(Hrsg.)
UK EPR Pre-Construction Safety Report, Dezember 2012, <http://www.epr-reactor.co.uk/> (abgerufen am 10. Juni 2018)
- /ARE 13/ Areva NP (Hrsg.)
US EPR Final Safety Analysis Report, September 2013,
<https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr/reports.html#fsar>
(abgerufen am 16. Mai 2018)
- /ASM 17/ Asmolov, V. et al., "New generation first-of-the kind unit – VVER 1200 design features, Nuclear Energy and Technology 3 (2017) 260-269, November 2017
- /BAK 14/ Bakanov, M., "Solution of scientific and technical problems related to operation of fast neutron reactors – from BN-600 to BN-800", 9th International Scientific and Technical Conference "Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry", 2014
- /EIS 14/ Eismar, S. et al., „European Pressurized Water Reactor (EPR)“ Rev.1, GRS-V-3611R015034, September 2014
- /FEN 15/ Fennovoima Oy (Hrsg.)
FH1 program PSAR chapter 1 general description, Juni 2015
- /HAG 17/ Hage, et al., "Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus Brennelement-Lagerbecken in Kernkraftwerken", GRS-A-3881, 2017

- /IAE 97/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Generic Assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-955: Vienna, August 1997
- /IAE 00/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-1139: Vienna, Mai 2000
- /IAE 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Fast Reactor Database 2006 Update. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-1531: Vienna, Dezember 2006
- /IAE 11a/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Advanced Reactors Information System (ARIS): Status Report 107, Wien, 2011.
- /IAE 11b/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Advanced Reactors Information System (ARIS): Status Report 108, Wien, 2011.
- /JUL 14/ Julin, A. et al, "Insights from PSA Comparison in Evaluation of EPR Designs" PSAM 12, Juni 2014
- /KOL 13/ Kolchinsky, D., „AES-2006 – new design with VVER reactor and INPRO methodology“, IAEA INPRO Forum, Wien, November 2013
- /LEB 15/ Leberecht, et al., „Untersuchungen zum Aufbau einer zentralen Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken (WINO)“, GRS-388, September 2015
- /NRC 96/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) (Hrsg.): Response Technical Manual RTM-96, NUREG/BR-0150, Vol. 1 , Rev. 4 , Washington, D.C., March 1996
- /POV 16/ Povarov, V., "New Generation VVER-1200 Pilot Unit Specific Commissioning Features", 2016

- /ROG 13/ Rogozhkin, S., “Analytical and Experimental Study for Validation of the Device to Confine BN Reactor Melted Fuel”, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, März 2013
- /ROS XX/ Rosatom Overseas JSC (Hrsg.), “The VVER Today: Evolution | Design | Safety”, Moskau
- /SAI 10/ Sairanen, R. (STUK), “Severe Accident Features of the alternative plant designs for new nuclear power plants in Finland”, ERMSAR 2010, Mai 2010
- /SCH 82/ Schmidt, E. et al., “Properties of Water and Steam in SI-Units – Zustandsgrößen von Wasser und Wasserdampf in SI-Einheiten”, Springer Verlag, München, 1982.
- /TVO 10/ Teollisuuden Voima Oyj Olkiluoto (Hrsg.), Nuclear Power Plant Unit Olkiluoto 3, Dezember 2010
- /VAS 10/ Vasilyev, B., “Effectiveness evaluation for the fast sodium-cooled reactor design solutions and their evolution in new designs”, 7th International Scientific and Technical Conference “Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry”, 2010
- /VAS 13/ Vasilyev, B., “Development of Fast Sodium Reactor Technology in Russia”, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, März 2013
- /WEN 15/ WENRA / RHWG: Emergency database DEEPER: Terms of Reference, Rev 05, (Stand: 10.02.2015)

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Die Suchmaske der Wissensbasis WINO	4
Abb. 2.2	Beispielhaftes Suchergebnis in der WINO-Wissensbasis.....	5
Abb. 2.3	Darstellung des Anzeigeregisters Containment in der WINO- Wissensbasis.....	6
Abb. 2.4	Eingabemaske für Texte in der Wissensbasis WINO	9
Abb. 2.5	Eingabemaske für Bilder in der WINO-Wissensbasis.....	10
Abb. 3.1	Überblick über das WINO Berechnungstool zu verfahrenstechnischen Abschätzmethoden mit den einzelnen Abschätzungen.....	57
Abb. 3.2	Bedienoberfläche des Berechnungsmakros zur Bestimmung der Kernfreilegungszeit bei einem DWR.	60
Abb. 3.3	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Abschätzung der Freilegungszeit im BELB für SWR-Anlagen.	61
Abb. 3.4	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Abschätzung der Freilegungszeit im BELB für DWR-Anlagen.....	61
Abb. 3.5	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate ohne Kühlmittelverdampfung.....	64
Abb. 3.6	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der notwendigen minimalen Einspeiserate mit Kühlmittelverdampfung.....	64
Abb. 3.7	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung der Zeitdauer zwischen einem unbedeckten Kern und einem daraus möglicherweise resultierenden Kernschaden.....	65
Abb. 3.8	Bedienoberfläche des Berechnungstools zur Bestimmung des Zeitpunktes der gefilterten Druckentlastung.....	66
Abb. 3.9	Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus Dosisleistung im Containment“	68
Abb. 3.10	Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus Aktivitätskonzentration im Kühlmittel“	71
Abb. 3.11	Ein- und Ausgabebildschirm des Berechnungstools „Abschätzung Kernschadensumfang aus H2-Konzentration im Containment“	73
Abb. 3.12	GRS-Notfallportal.....	74

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Zuordnung der Kenngrößen zu den Themengebieten.....	7
Tab. 2.2	Liste der im Rahmen des Projekts 3613R01521 erstellten Kenndatensätze.....	28
Tab. 2.3	Liste der im Rahmen des Projekts 4715R01520 erstellten Kenndatensätze.....	30
Tab. 2.4	Ausgewertete Fachzeitschriften und Tagungsbände.....	38

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de