

Entwicklung und
Erprobung von
PSA-Methoden und
Werkzeugen.
Teilvorhaben:
Methoden

Vorhaben RS1166

Berücksichtigung des
Einflusses von Unsicherheiten
der Störfallsimulation auf die
Ergebnisunsicherheit der PSA

Technischer Bericht

Technischer Bericht/ Technical Report

Reaktorsicherheitsforschung-
Vorhabens Nr.:/
Reactor Safety Research-Project No.:
RS1166

Vorhabensitel / Project Title:
Entwicklung und Erprobung
von PSA-Methoden und
Werkzeugen.
Teilvorhaben: Weiterentwick-
lung von PSA-Methoden

Development and testing of
PSA methods and tools,
part 1: Improvement of PSA
methods

Berichtstitel:
Berücksichtigung des
Einflusses von Unsicherheiten
der Störfallsimulation auf die
Ergebnisunsicherheit der PSA

Autor / Authors:
M. Kloos
J. Peschke

Berichtszeitraum / Publication Date:
Dezember 2008

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde lie-
gende F&E-Vorhaben wurde im
Auftrag des Bundesministeriums
für Wirtschaft und Technologie
(BMWi) unter dem Kennzeichen
RS1166 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt
dieser Veröffentlichung liegt beim
Auftragnehmer.

Kurzfassung

In einer PSA der Stufe 1 werden Störfallsimulationen mit Thermohydraulik-Codes durchgeführt, um die Mindestanforderungen an Sicherheitsfunktionen und die verfügbaren Zeitfenster für Personalhandlungen zu ermitteln. Die ermittelten Mindestanforderungen werden dann verwendet, um die entsprechenden Fehler- und Ereignisbaum-Modelle zu erstellen. Die Zeitfenster werden zur Bewertung von menschlichen Fehlern herangezogen.

Obwohl in der Literatur immer wieder auf die Bedeutung von Modellunsicherheiten (Unsicherheit in den Ergebnissen von Modellrechnungen) eingegangen wird und Untersuchungen gezeigt haben, dass die Unsicherheit in (thermohydraulischen) Modellergebnissen erheblich sein kann, bleibt die Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse der Stufe 1 bisher unberücksichtigt. Die Unsicherheitsanalyse ist im Wesentlichen nur auf den Einfluss der ungenauen Kenntnis von Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse sowie der Zuverlässigkeitskenngrößen beschränkt, die in die Fehler- und Ereignisbaummodelle eingehen.

Ziel des Arbeitspaketes 1 des Vorhabens RS1166 ist die Beschreibung einer Methode zur Berücksichtigung des Einflusses der Unsicherheiten aus Störfallsimulationen auf die Unsicherheit von PSA-Ergebnissen. Damit wird die Unsicherheitsanalyse von PSA-Ergebnissen um einen wichtigen Aspekt - nämlich den der zusätzlichen Berücksichtigung von Unsicherheiten aus der Anwendung von Rechenmodellen - erweitert.

Als Anwendungsfall wurde die Transiente 'Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung' in einem DWR vom Typ Konvoi unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)' ausgewählt. Die Notfallmaßnahme SDB soll eingesetzt werden, wenn die Systemfunktion 'Dampferzeuger-Bespeisung' verletzt ist. Ziel der Prozedur ist es, die unter Druck stehenden Dampferzeuger (DE) zu entlasten und danach einen Teil des Inventars aus dem Speisewasserleitungssystem in die ausgedampften Dampferzeuger einzuführen. Anschließend soll eine Ersatzbespeisung der DE mit einer mobilen Pumpe und/oder aus dem Speisewasserbehälter erfolgen.

Die durchgeführte umfassendere Unsicherheitsanalyse bzgl. der Transienten unter Berücksichtigung der Notfallmaßnahme bestätigt das bereits im Vorhaben RS 1148 sich abzeichnende Ergebnis, dass ein wichtiger Tätigkeitsblock der Notfallmaßnahme – Druckaufladung des Speisewasserbehälters - mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit nicht durchgeführt werden kann. Aus diesem Grund steht das Inventar des Speisewasserbehälters für die Dampferzeugerbespeisung mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht zur Verfügung. Die dafür verantwortlichen zeitlichen Effekte ergeben sich aus den Wechselwirkungen zwischen Personalhandlungen, System- und Prozessdynamik und stochastischen Einflüssen.

Zusätzlich wurde im Rahmen des Vorhabens RS1166 eine Methodik zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten aus Störfallsimulationen entwickelt. Mit dieser Methodik kann bereits anhand weniger (2 bis 8) Rechnungen abgeschätzt werden, ob relevante Ergebnisunsicherheiten bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zu erwarten sind oder nicht. Damit sollen unnötige Unsicherheitsanalysen, bei denen sich keine relevanten Unsicherheiten bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zeigen, vermieden werden. Die neu entwickelte Methode wurde erfolgreich an dem Anwendungsfall erprobt. Mit lediglich vier ATHLET-Rechnungen konnte sichergestellt werden, dass sich relevante Unsicherheiten aus den Modellrechnungen bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung ergeben und somit eine komplette Unsicherheitsanalyse gerechtfertigt ist.

Abstract

In a Level 1 PSA, thermal-hydraulics codes are employed to determine the minimal requirements for safety functions and the available time windows for human actions. The calculated minimal requirements are used to generate corresponding fault and event tree models. Time windows are generally used to assess human errors.

The uncertainty analysis for the results of a Level 1 PSA is basically restricted to the state of knowledge uncertainties on initiating event frequencies and on reliability parameters representing the input of the fault tree and event tree models. The impact of model uncertainties from calculations of computer codes is generally not taken into account.

The objective of work package 1 of the project RS1166 is the development of a method allowing considering the impact of model uncertainties from the application of deterministic codes on the uncertainties of PSA results. Thus, the uncertainty analysis of Level 1 PSA results can be extended by the additional consideration of uncertainties from thermal-hydraulics code applications.

For demonstration purposes, the 'Loss of feed-water' transient in a German Konvoi type PWR plant has been selected under consideration of the emergency operating procedure 'Secondary Side Bleed and Feed'. This procedure has to be applied, if the protection goal 'steam generator injection' is violated. The approach aims on depressurizing the steam generators and, then, on injecting part of the water inventory of the feedwater pipe system into the evaporated steam generators. After that, a supplementary injection of the steam generators should be provided through the mobile pumps and/or the water inventory of the feedwater storage tank.

The comprehensive uncertainty analysis regarding the transient and the emergency operating procedure 'Secondary Side Bleed and Feed' confirms the result found in the project RS 1148 stating that the pressurization of the feedwater storage tank (task PFST) cannot be performed with a relatively high probability and, therefore, the water inventory of the feedwater storage tank cannot be used for steam generator injection. The interesting point to emphasize is that neither technical unavailability nor human errors leading to the omission of task PFST are responsible for this situation.

The only reasons are time effects resulting from interactions between the physical process, the technical system, operator performance and stochastic effects along the time axis.

Furthermore, within the frame of work package 1, a methodology has been developed for obtaining an early indication whether relevant uncertainties can be expected. The aim of this method is to avoid unnecessary calculations for an uncertainty analysis, which would not show any relevant uncertainty for the problem in question. The method needs information from only a few (2 to 8) calculations. It has been successfully applied to the demonstration example. Evidence was obtained on the basis of only four ATHLET-calculations. The corresponding results indicated that relevant uncertainties can be expected and, therefore, a complete uncertainty analysis would be necessary for quantifying model uncertainties.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Ergebnisunsicherheit aus thermohydraulischen Modellanwendungen	4
2.1	Unsicherheitsquellen.....	4
2.2	Methode zur Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit	5
3	Fortpflanzung der Ergebnisunsicherheiten aus Störfallsimulationen	8
4	Anwendungsfall	10
4.1	Beschreibung der Notfallmaßnahme ‘Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)’	10
4.2	Motivation für die Auswahl der Notfallmaßnahme SDB als Anwendungsfall.....	14
4.3	Thermohydraulik-Code ATHLET	16
4.4	Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung	17
4.5	Modell zur Berücksichtigung menschlicher Handlungen.....	30
4.6	Unsicherheiten der Crew-Modul Anwendung.....	32
4.7	Analyseschritte.....	38
4.7.1	Quantifizierung der Unsicherheit in den Ausführzeiten von Personalhandlungen	38
4.7.2	Schritte der Unsicherheitsanalyse für die Rechenergebnisse aus der Störfallsimulation mit ATHLET	41
4.7.3	Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit	43
4.7.4	Wahrscheinlichkeitsaussagen	55
4.7.5	Quantifizierung des Einflusses der epistemischen Unsicherheiten.....	58
5	Methodenentwicklung zur frühzeitigen Abschätzung PSA- relevanter Unsicherheiten aus Störfallsimulationen	64
5.1	Herleitung der Methodik	65
5.2	Beschreibung der Methodik	72

5.3	Anwendung der Methode zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten	76
6	Ergebnisse und Ausblick	82
7	Literatur.....	87
Anhang 1: Fließdiagramm der Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen'		91
8	Verteiler.....	95

Abbildungsverzeichnis

Abb. 4-1:	Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zeit, wann nach Einleitung der Notfallmaßnahme die HKP abgeschaltet werden	36
Abb. 4-2:	Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zeit, wann nach Einleitung der Notfallmaßnahme die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind.....	37
Abb. 4-3:	Zeitliche Verläufe des Füllstands von Dampferzeuger DE 1 aus 100 ATHLET-Rechnungen.....	44
Abb. 4-4:	Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Zeitpunkt, wann die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter 4m gesunken sind.	45
Abb. 4-5:	Sensitivitätsmaße bzgl. des Zeitpunkts, zu dem die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter 4 m gesunken sind, und den 46 epistemischen Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung	45
Abb. 4-6:	Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit, wann die HKP abgestellt werden (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme).....	46
Abb. 4-7:	Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit, wann die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme).....	48
Abb. 4-8:	Zeitliche Verläufe der RDB-Eintrittstemperatur aus 100 ATHLET-Rechnungen.....	50
Abb. 4-9:	Zeitliche Verläufe des Druckhalter-Füllstands aus 100 ATHLET-Rechnungen.....	51
Abb. 4-10:	Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Eintrittszeit des	

Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme)	51
Abb. 4-11: Sensitivitätsmaße bzgl. der Eintrittszeit des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger-Druckentlastung und 47 Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung (46 epistemische Unsicherheiten und Unsicherheit bzgl. der Ausführzeit für das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen)	52
Abb. 4-12: Zeitliche Verläufe des Drucks im Dampferzeuger DE 1 aus 100 ATHLET-Rechnungen.....	53
Abb. 4-13: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit zwischen Ende der Reaktorschutz-Simulationen und Anstehen des Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung.....	54
Abb. 4-14: Verteilungsfunktion der Standard Betaverteilung mit den Parametern $a = 0,7321$, $b = 1,6296$	63
Abb. 4-15: Verteilungsfunktion der Standard Betaverteilung mit den Parametern $a = 0,0053$, $b = 0,0355$	63

Tabellenverzeichnis

Tab. 4-1: Unsichere Parameter der ATHLET-Anwendung zur Transienten 'Ausfall der Speisewasserversorgung' unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen'.....	20
Tab. 4-2: Informationen zu den Wahrscheinlichkeitsverteilungen der unsicheren Parameter aus Tab. 4-1.....	26
Tab. 4-3: Beispiel für eine Handlungssequenz.....	31
Tab. 4-4: Epistemische Unsicherheiten der spezifizierten menschlichen Fehlhandlungen für Basishandlungen, die für das Abschalten der HKP relevant sind	34
Tab. 5-1: Ergebnisse des 22-Factorial Designs	79

1 Einleitung

Ziel dieses Arbeitspunktes ist die Beschreibung einer Methode zur Berücksichtigung des Einflusses der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen auf die Unsicherheit von PSA-Ergebnissen. Damit wird die Unsicherheitsanalyse von PSA-Ergebnissen um den wichtigen Aspekt der zusätzlichen Berücksichtigung von Unsicherheiten aus der Anwendung von thermohydraulischen Rechenmodellen erweitert.

Die Unsicherheitsanalyse einer PSA der Stufe 1 ist im Wesentlichen immer noch auf den Einfluss der ungenauen Kenntnis von Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse sowie der Zuverlässigkeitskenngrößen in den Fehler- und Ereignisbaummodellen beschränkt. Obwohl in der Literatur immer wieder auf die Bedeutung von Modellunsicherheiten (Unsicherheit in den Ergebnissen von Modellrechnungen) eingegangen wird und Untersuchungen gezeigt haben, dass die Unsicherheit in thermohydraulischen Modellergebnissen erheblich sein kann /GLA 97/, bleibt die Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse bisher unberücksichtigt.

Thermohydraulische Modellrechnungen sollen dabei Informationen bereitstellen zur Festlegung von Mindestanforderungen für

- die Funktionen der Sicherheits- und Notstandssysteme zur Vermeidung von Systemschadenzuständen,
- die präventiven Notfallmaßnahmen zur Vermeidung von Kernschadenzuständen sowie
- die mitigativen Notfallmaßnahmen zur Vermeidung von Anlagenschadenzuständen.

Mindestanforderungen betreffen die Zahl der erforderlichen Sicherheits- und Notstandssysteme, deren Anforderungszeitpunkte und Einsatzzeiten sowie die für Personalhandlungen (Handmaßnahmen) verfügbaren Zeitfenster.

Bestehen aufgrund der zahlreichen Unsicherheitsquellen in den thermohydraulischen Modellrechnungen relevante Unsicherheiten bzgl. der Mindestanforderungen, so pflanzen sich diese Unsicherheiten über die nachfolgenden Analyseschritte der PSA fort bis hin zur Unsicherheit der PSA-Ergebnisse (d. h. Häufigkeiten von Kernschadens- und Anlagenschadenzuständen). Beispielweise vergrößert die Unsicherheit bzgl. des verfügbaren Zeitfensters für eine Handmaßnahme die Unsicherheit bzgl. der vom Zeit-

fenster abhängigen Versagenswahrscheinlichkeit für die Handmaßnahme. Damit hat man eine zusätzliche Unsicherheit bzgl. der Top-Ereignis-Wahrscheinlichkeit für alle Fehlerbäume, bei denen das Basisereignis 'Versagen der Handmaßnahme' berücksichtigt wird. Diese wiederum vergrößert die Unsicherheit in den PSA-Ergebnissen.

Trotz dieser Zusammenhänge werden Störfallsimulationen im Rahmen einer PSA bisher nur als Punktwertrechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Punktwertrechnungen gehen ohne zusätzliche Quantifizierung ihrer Unsicherheit in die weiteren Analyseschritte der PSA ein. Der Grund für die Vernachlässigung der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen liegt größtenteils darin, dass ihre Quantifizierung und Berücksichtigung in den weiteren Analyseschritten der PSA grundsätzlich schwieriger und aufwändiger ist als die Quantifizierung und Berücksichtigung der Parameterunsicherheiten in den Fehler- und Ereignisbaummodellen.

Als Anwendungsfall für die Analyse der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen wurde die Transiente ‚Ausfall der Speisewasserversorgung‘ unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme ‚Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)‘ ausgewählt. Dabei sollen insbesondere die Unsicherheiten in der probabilistischen Bewertung der Notfallmaßnahme quantifiziert werden. In allen deutschen Anlagen sind Notfallmaßnahmen verfügbar, mit denen die Anlage bei Vorliegen eines Systemschadenzustands wieder in ihren Sollzustand überführt werden kann. Erst wenn eine Notfallmaßnahme ausfällt, kommt es zu einem Kernschadenzustand. Eine hohe Unsicherheit bzgl. der Versagenswahrscheinlichkeit für eine Notfallmaßnahme vergrößert die Unsicherheit bzgl. einer Kernschadenshäufigkeit.

Die Notfallmaßnahme SDB soll beim DWR vom Typ Konvoi eingesetzt werden, wenn die Systemfunktion ‚Dampferzeuger-Bespeisung‘ ausfällt. Ziel der Prozedur ist es, die unter Druck stehenden Dampferzeuger (DE) zu entlasten und danach ein Teil des Inventars aus dem Speisewasserleitungssystem in die ausgedampften DE einzuführen. Anschließend soll eine Ersatzbespeisung der Dampferzeuger mit einer mobilen Pumpe und/oder aus dem Speisewasserbehälter erfolgen. Die Prozedur verlangt eine Reihe von Handmaßnahmen, die von mindestens 4 bis 5 Personen durchgeführt werden müssen.

Für die Störfallsimulation wird der Thermohydraulik-Code ATHLET eingesetzt. Der Anwendungsbereich von ATHLET umfasst den gesamten Störfallbereich von betrieblichen Störungen über Transienten und Kühlmittelverluststürfe bis hin zu ausle-

gungsüberschreitenden Störfällen. Darüber hinaus wird ATHLET bei der Planung und Bewertung von präventiven Notfallmaßnahmen eingesetzt.

Die bisher durchgeführten Unsicherheitsanalysen für thermohydraulische Modellergebnisse haben gezeigt, dass der damit verbundene Arbeitsaufwand nicht unerheblich ist. Einen hohen Anteil daran hat der erforderliche Rechenaufwand. Für eine Quantifizierung der Unsicherheit in Modellergebnissen sind bis zu 100 Rechenläufe erforderlich. Wenn die benötigte Rechenzeit pro Lauf hoch ist, erscheint eine Unsicherheitsanalyse nicht mehr praktikabel. Mit dem Einsatz unabhängiger paralleler Rechenknoten zur Durchführung einer Unsicherheitsanalyse sollte der hohe Rechenaufwand jedoch kein Argument mehr dafür sein, auf eine vollständige Unsicherheitsanalyse zu verzichten.

Um dennoch den zusätzlichen Rechenaufwand möglichst gering zu halten bzw. unnötige Rechenläufe zu vermeiden, ist im Rahmen des Arbeitspunktes des vorliegenden Vorhabenes ein Ansatz für eine Methode entwickelt worden, die auf der Grundlage von relativ wenigen Modellrechnungen einen Hinweis darauf geben kann, ob relevante Ergebnisunsicherheiten aus den thermohydraulischen Modellrechnungen für die nachfolgenden Schritte einer PSA zu erwarten sind. Sollte sich bei Anwendung der Methode bzgl. einer bestimmten Fragestellung zeigen, dass die Ergebnisunsicherheiten, die sich aus den wenigen 'Screening'-Rechnungen des deterministischen Rechencodes ergeben haben, nicht relevant sind, so kann für die spezielle Fragestellung auf eine Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse verzichtet werden. Voraussetzung dieser Entscheidung ist allerdings, dass die Anwendung der Methode relativ zuverlässige Aussagen liefert, was nur durch eine gewissenhafte Validierung zu gewährleisten ist. Eine erste Validierung der entwickelten Methode erfolgt anhand des Anwendungsfalls 'Ausfall der Speisewasserversorgung' unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen'.

Es ist ausdrücklich zu betonen, dass der Zweck der entwickelten Methode zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten aus Modellrechnungen nicht darin besteht, die Unsicherheitsanalyse mit dieser Methode zu ersetzen. Ziel des Verfahrens ist vielmehr, anhand weniger Rechenläufe im Vorfeld abzuschätzen, ob der gesamte durchzuführende Rechenaufwand einer Unsicherheitsanalyse für die zugrunde liegende Fragestellung im Rahmen einer Störfallanalyse für eine PSA gerechtfertigt ist oder nicht.

2 Ergebnisunsicherheit aus thermohydraulischen Modellanwendungen

In einer PSA werden Störfallsimulationen durchgeführt, um die Mindestanforderungen an Funktionen der Sicherheits- und Notstandssysteme sowie an Notfallmaßnahmen zu bestimmen. Die durch Modellrechnungen ermittelten Mindestanforderungen werden verwendet, um die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen zu bewerten und die entsprechenden Fehler- und Ereignisbaum-Modelle zu erstellen.

Obwohl in der Literatur immer wieder auf die Bedeutung von Modellunsicherheiten (Unsicherheit in den Ergebnissen von Modellrechnungen) eingegangen wird und Untersuchungen gezeigt haben, dass die Unsicherheit in thermohydraulischen Modellergebnissen erheblich sein kann, bleibt die Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse bisher unberücksichtigt. Störfallsimulationen im Rahmen einer PSA werden bisher nur als Punktwertrechnungen ('Best Estimate'-Rechnungen) durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Punktwertrechnungen gehen ohne zusätzliche Quantifizierung ihrer Unsicherheit in die weiteren Analyseschritte der PSA ein.

2.1 Unsicherheitsquellen

Die Ergebnisunsicherheiten aus der Anwendung von Thermohydraulik-Rechenprogrammen resultieren aus verschiedenen Unsicherheitsbeiträgen. Sie lassen sich u. a. auf die Unsicherheitsbeiträge aus den zugrunde liegenden konzeptionellen, mathematischen und/oder numerischen Modellen zurückführen:

1. Unsicherheit aufgrund des konzeptionellen Modells:
Wenn der abzubildende (komplexe) Zusammenhang nicht vollständig bekannt ist, können Modellannahmen ungenau, unvollständig oder sogar ungeeignet sein.
2. Unsicherheit aufgrund des mathematischen Modells:
Um einen Zusammenhang mit Hilfe mathematischer Gleichungen darstellen zu können, sind im Allgemeinen zusätzliche Näherungen und Vereinfachungen notwendig, die einen Einfluss auf die Unsicherheit des Modellergebnisses haben.
3. Unsicherheit aufgrund des numerischen Modells:
Hier sind Codierungsfehler, Diskretisierungen von mathematischen Gleichungen

und sonstige rechentechnische Einschränkungen in Betracht zu ziehen. Beispielsweise können Lücken bei der Modellerstellung bewusst in Kauf genommen werden, um den rechentechnischen Aufwand in Grenzen zu halten. Unsicherheit besteht dann darüber, ob mit dem vereinfachten Modell noch hinreichend genaue Ergebnisse erzielbar sind.

Zusätzliche Unsicherheit resultiert aus den verwendeten Modellparametern (Korrelationen) und den entsprechenden Messergebnissen. Liegen zu Modellergebnissen entsprechende Messergebnisse vor, werden oftmals Korrekturterme (additiver Term, Korrekturfaktor) angewendet, um das Modellergebnis an die Messergebnisse anzupassen. Die Korrekturterme (Modellparameter) sind als unsicher zu betrachten, wenn die Messergebnisse streuen. In den Teilmodellen ist nicht festgelegt, welcher Wert aus dem entsprechenden Streubereich für einen Modellparameter zutreffend ist.

Unsicherheiten in den Anfangs- und Randbedingungen, wie z. B. der Reaktorzustand bei Störfalleintritt, beeinflussen ebenfalls die Ergebnisunsicherheit. Je nach Fragestellung der Modellanwendung können die Anfangs- und Randbedingungen entweder fest, aber ungenau bekannt sein (epistemische Unsicherheit) oder inhärent unsicher aufgrund stochastischer Variabilität (aleatorische Unsicherheit). Der Reaktorzustand nach Störfalleintritt ist im Allgemeinen eine epistemische Unsicherheit. Der Reaktorzustand vor Störfalleintritt stellt im Rahmen einer PSA eine aleatorische Unsicherheit dar.

Bei den Unsicherheitsbeiträgen aus den zugrunde liegenden konzeptionellen, mathematischen und/oder numerischen Modellen und den Unsicherheiten bzgl. der jeweiligen Modellparameter handelt es sich um epistemische Unsicherheiten.

2.2 Methode zur Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit

Zur Quantifizierung der Unsicherheit in den Ergebnissen umfangreicher Rechenmodelle wird die GRS-Methode zur Unsicherheitsanalyse angewendet. Sie umfasst die im Folgenden aufgelisteten Schritte:

1. Auswahl der potentiell wichtigen epistemischen Unsicherheiten in der Rechenmodell-Anwendung:

Es werden derjenigen unsicheren Eingangsparemeter der Rechenmodell-Anwendung ausgewählt, die als einflussreich für das Ergebnis eingeschätzt werden.

2. Festlegung des Unsicherheitsbereichs für jeden ausgewählten unsicheren Eingangsparameter:
Unter Unsicherheitsbereich versteht man dabei den Gesamtwertebereich, der für den jeweiligen Parameter in Frage kommen kann.
3. Quantifizierung des Kenntnisstandes bzgl. der unsicheren Eingangsparameter mittels einer 'subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung':
Es wird in diesem Zusammenhang der Begriff 'subjektive Wahrscheinlichkeit' verwendet, weil Wahrscheinlichkeit nicht im herkömmlichen frequentistischen Sinn; sondern als Ausdruck des Kenntnisstandes interpretiert wird.
4. Identifizierung und Quantifizierung von Kenntnisstand-Abhängigkeiten bzgl. der unsicheren Eingangsparameter:
Kenntnisstand-Abhängigkeiten existieren zwischen zwei oder mehreren unsicheren Parametern, wenn es für die jeweiligen Parameter eine gemeinsame Unsicherheitsquelle gibt.
5. Fortpflanzung der unsicheren Eingangsparameter durch das Rechenmodell:
Für die unsicheren Parameter werden aus den jeweiligen Wertebereichen entsprechend den jeweiligen (subjektiven) Wahrscheinlichkeitsverteilungen und Kenntnisstand-Abhängigkeiten Wertekombinationen nach dem Verfahren einer einfachen Zufallsstichprobe ausgewählt. Mit den ausgewählten Wertekombinationen für alle unsicheren Parameter werden anschließend Rechenläufe durchgeführt. Damit erhält man für jedes Modellergebnis eine Stichprobe aus seiner unbekanntem Verteilung. Die Anzahl der erforderlichen Rechenläufe ist unabhängig von der Anzahl der unsicheren Parameter und der Anzahl der interessierenden Ergebnisgrößen. Sie hängt nur von den geforderten statistischen Eigenschaften in den Unsicherheitsaussagen ab.
6. Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit auf der Grundlage der Stichprobe von Modellergebnissen (z. B. in Form verteilungsfreier statistischer Toleranzgrenzen)

Die GRS-Software SUSAPC für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen /KLO 08/ unterstützt die Durchführung von Unsicherheitsanalysen entsprechend den Schritten der GRS-Methode. Sie fand bisher Anwendung im Rahmen von Vorhaben

- zur deterministischen Nachweisführung, bei denen ein Vergleich von Rechenmodellergebnissen mit Genehmigungsanforderungen oder sicherheitsrelevanten

Grenzwerten durchgeführt wird. Mit der Unsicherheitsanalyse lässt sich das Einhalten von Grenzwerten quantitativ bewerten.

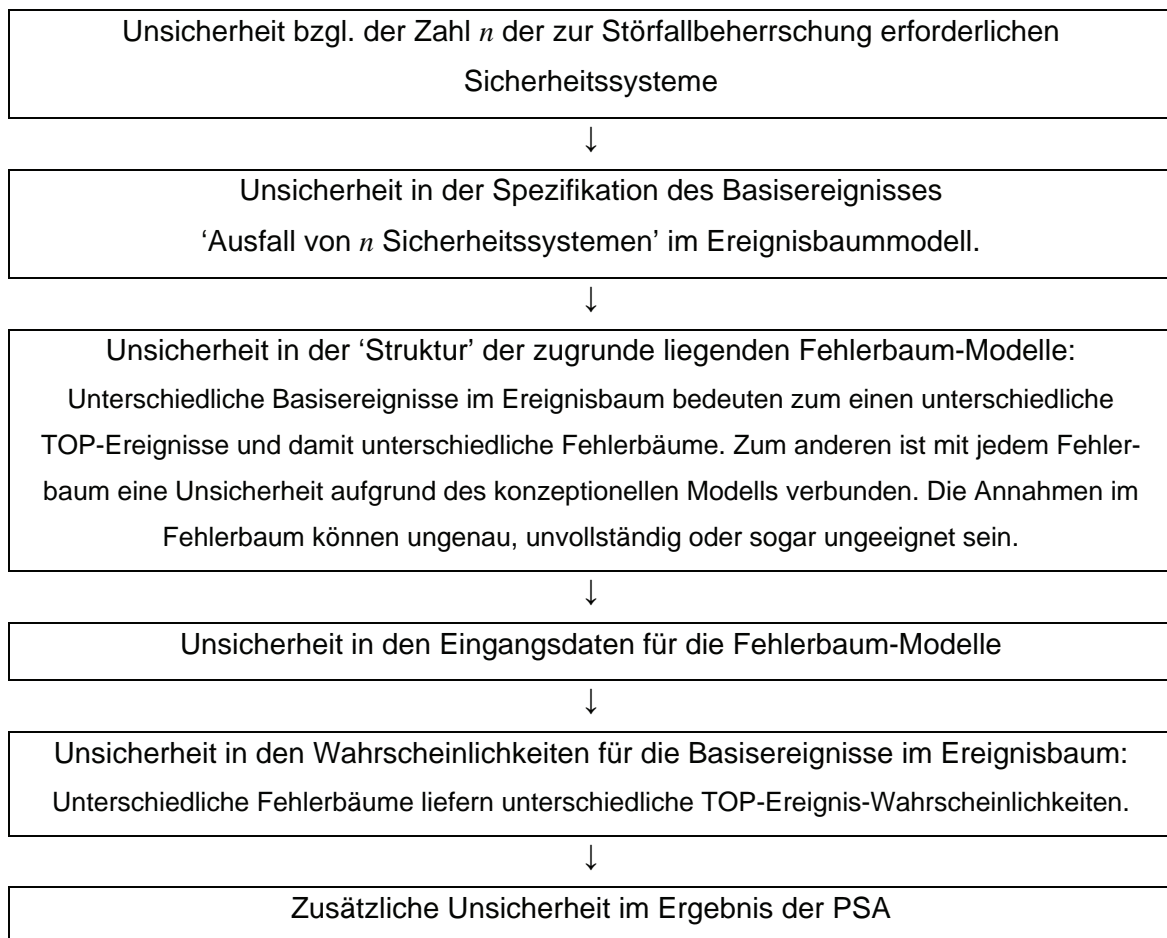
- zum Vergleich von Rechenmodellergebnissen mit Messwerten aus Voraus- oder Nachrechnungen von Experimenten. Mit der Unsicherheitsanalyse lässt sich der Grad der Übereinstimmung von Experiment und Rechnung bewerten.

Im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse wurde eine Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen bisher nicht durchgeführt. Die in den Störfallsimulationen ermittelten Mindestanforderungen bzgl. der Zahl der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitssysteme oder bzgl. der zur Durchführung von Personalhandlungen verfügbaren Zeitbudgets werden als Punktwerte an die nachfolgenden Analyseschritte der PSA übergeben. Der Beitrag der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen zur Unsicherheit der PSA-Ergebnisse bleibt unberücksichtigt.

3 Fortpflanzung der Ergebnisunsicherheiten aus Störfallsimulationen

In diesem Abschnitt soll beispielhaft gezeigt werden, wie Ergebnisunsicherheiten aus Störfallsimulationen zur Unsicherheit der PSA Ergebnisse beitragen können.

Im ersten Beispiel wird die Unsicherheit bzgl. der aus einer Störfallsimulation abgeleiteten Zahl von erforderlichen Sicherheitssystemen zur Beherrschung eines Störfalls betrachtet:



Das zweite Beispiel zeigt, wie sich die Unsicherheit bzgl. der für eine Handmaßnahme verfügbaren Zeit auf die Unsicherheit von PSA-Ergebnissen auswirken kann:

Unsicherheit bzgl. des Zeitbudgets zur Durchführung einer Handmaßnahme



Zusätzliche Unsicherheit bzgl. der vom ermittelten Zeitbudget abhängigen
Versagenswahrscheinlichkeit für die Handmaßnahme:

Die Versagenswahrscheinlichkeit wird durch ein geeignetes Modell, wie z. B. THERP, ermittelt.
Die Unsicherheit bzgl. der Versagenswahrscheinlichkeit ist 'zusätzlich', weil selbst bei einem
festen und bekannten Zeitbudget die Versagenswahrscheinlichkeit mit einer Unsicherheit
behaftet ist.



Zusätzliche Unsicherheit bzgl. der Top-Ereignis-Wahrscheinlichkeit für diejenigen
Fehlerbäume, bei denen das Basisereignis 'Versagen der Handmaßnahme'
berücksichtigt wird.



Zusätzliche Unsicherheit im Ergebnis der PSA

Im Gegensatz zur Unsicherheit bzgl. der erforderlichen Zahl von Sicherheitssystemen (im ersten Beispiel) wirkt sich die Unsicherheit bzgl. des Zeitbudgets für Personalhandlungen (im zweiten Beispiel) nicht auf die Struktur der nachfolgenden PSA-Modelle aus.

4 Anwendungsfall

4.1 Beschreibung der Notfallmaßnahme ‘Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)’

Als Anwendungsfall für die Analyse der Ergebnisunsicherheit aus Störfallsimulationen wurde die Transiente ‘Ausfall der Speisewasserversorgung’ unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme, ‘Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen’ ausgewählt. Bei der Referenzanlage handelt es sich um einen Druckwasserreaktor (DWR) vom Typ Konvoi.

Die Transiente beginnt mit dem kompletten Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen, der An- und Abfahrpumpen sowie der Notspeisepumpen. Die frühe Störfallphase ist durch zahlreiche, u. a. vom Reaktorschutz automatisch ausgelöste Maßnahmen geprägt. Die Reaktorschnellabschaltung und die Turbinenschnellabschaltung erfolgen. Der Druck in den Dampferzeugern (DE) steigt an und wird automatisch mit einem Gradienten von 100 K/h auf einen Druck von 7,5 MPa abgesenkt und dort gehalten. Die sekundärseitige Wärmesenke ist verfügbar, solange noch Wasser in den Dampferzeugern vorhanden ist. Damit ist auch die Kühlung des Reaktorkerns gewährleistet.

Wenn der Füllstand aller vier Dampferzeuger unter den Grenzwert von vier Metern absinkt und die Dampferzeuger durch die Wärmeabgabe aus dem Primärkreis weiter auszudampfen drohen, soll die Notfallmaßnahme SDB eingesetzt werden, um die Systemfunktion der Dampferzeugerbespeisung wiederherzustellen. Durch die Notfallmaßnahme soll die Anforderung der primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung vermieden werden. Die Maßnahme kann mit und ohne Eigenbedarfsversorgung ausgeführt werden. Für den Anwendungsfall wird die gesicherte Eigenbedarfsversorgung vorausgesetzt.

Ziel der Notfallmaßnahme ist es, die unter Druck stehenden Dampferzeuger zu entlasten und danach einen Teil des Inventars aus dem Speisewasserleitungssystem in die ausgedampften Dampferzeuger einzuspeisen.

Anschließend soll eine Ersatzbespeisung der Dampferzeuger mit einer mobilen Pumpe und/oder aus dem Speisewasserbehälter erfolgen. Die Prozedur verlangt eine Reihe von Handmaßnahmen, die durch mehrere Personen durchgeführt werden müssen.

Die im Notfallhandbuch erwähnten Handmaßnahmen beziehen sich auf verschiedene, durchzuführende Tätigkeitsblöcke, wie z. B.:

- Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen,
- Simulationen im Reaktorschutz,
- Druckaufladen des Speisewasserbehälters ,
- Druckentlasten der Dampferzeuger

etc. Ein Fließdiagramm zur Notfallmaßnahme ist gemäß Notfallhandbuch im Anhang 1 abgebildet.

Die Zeitpunkte, wann die jeweiligen Tätigkeitsblöcke ausgeführt werden, hängt von verschiedenen Aktionen und Kommunikationstätigkeiten ab, die von der Schichtmannschaft im Vorfeld der Tätigkeitsblöcke durchzuführen sind. Zum besseren Verständnis, welche Einflüsse den Zeitpunkt bestimmen, wann z. B. die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz begonnen werden bzw. beendet sind, wird im Folgenden ein Teil der Aktionen beschrieben, wie sie im Modell simuliert worden sind:

- Wenn die Notfallmaßnahme eingeleitet wird – dies ist gemäß Notfallhandbuch dann der Fall, wenn der Füllstand aller 4 Dampferzeuger unter die 4 m-Marke gefallen ist, wird der Schichtleiter (SL), nachdem er über den Füllstand der Dampferzeuger benachrichtigt wurde, zu den entsprechenden Anzeigen gehen, um den Füllstand nochmals zu kontrollieren.
- Danach nimmt er das Notfallhandbuch auf, schlägt die die entsprechende Prozedur auf, um die nächsten durchzuführenden Handlungsschritte durchzulesen und die notwendigen Entscheidungen zu treffen.
- Die nächste Handlung besteht darin, dass der SL den Schichtleiterstellvertreter (SLVE) anweist, die Anlagenwärter, die sich im Notspeisegebäude bzw. Maschinenhaus befinden, in die Warte zurückzurufen.
- Der SLVE begibt sich daraufhin zur Lautsprecheranlage und ruft die Anlagenwärter zurück.
- Die jeweiligen Anlagenwärter begeben sich auf den Weg in die Warte.
- Parallel dazu begibt sich der Schichtleiter zum Nebenleitstand, um die Stromversorgung zu überprüfen.

- Danach weist der SL den Schichtleiterstellvertreter-Mechanik (SLVM) an, die Führung der Mannschaft zu übernehmen, solange der SL mit der Krisenorganisation beschäftigt ist.
- Sobald der erste der zurückgerufenen Anlagenwärter die Warte erreicht, bekommt er seine entsprechende Anweisung. Ist dies der Elektriker, der für die Simulationen am Reaktorschutz zuständig ist, wird dieser zuerst seine Anweisungen erhalten und sich als erster auf den Weg in das Notspeisegebäude begeben, wo er mit den Simulationen am Reaktorschutz beginnen kann. Trifft der Elektriker als letzter der Anlagenwärter in der Warte ein, so muss er ggf. warten, bis die anderen beiden Anlagenwärter ihre Anweisungen erhalten haben. Er wird dementsprechend erst mit einer zeitlichen Verzögerung seine Anweisung erhalten und sich auf den Weg in das Notspeisegebäude machen können, um die Simulationen am Reaktorschutz durchzuführen.

Diese kurze Beschreibung stellt nur einen kleinen Teil der im Modell simulierten Aktionen und Kommunikationshandlungen dar. Jede der im Modell berücksichtigten Einzelaktionen (z. B. SL gibt SLVE Anweisung, die Anlagenwärter zurückzurufen, Anlagenwärter geht vom Notspeisegebäude in die Warte, Rückweg von der Warte ins Notspeisegebäude etc.) benötigt eine gewisse Zeit zu ihrer Ausführung. Da die Ausführungszeiten einer Handlung in der Regel mehr oder weniger stark variieren können, werden die Ausführungszeiten der im Modell berücksichtigten Handlungen als Zufallsvariablen angenommen, die einer Wahrscheinlichkeitsverteilung folgen. Sowohl durch die zeitlichen Variationen der Ausführungszeiten der entsprechenden Handlungen, als auch durch die sich zufällig einstellenden Variationen in den Handlungsabläufen (z. B. Anlagenwärter-Elektrik erhält als erster bzw. letzter seine Anweisungen in der Warte) ergeben sich zeitliche Variationen, wann die Ausführungen der einzelnen Tätigkeitsblöcke (z. B. Simulationen am Reaktorschutz) begonnen werden. Zusätzlich zur Variation des Zeitpunktes, wann beispielsweise die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beginnen, variiert auch die Zeit, die zur Simulation am Reaktorschutz benötigt wird. Aus diesen unterschiedlichen zeitlichen Variationen ergibt sich, dass auch der Zeitpunkt, wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind, eine stochastisch verteilte Größe ist. Diese Zeitverteilung ist in Abb. 4-7 dargestellt.

Wie nachfolgend erläutert wird, ist der Zeitpunkt, wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind, ein wichtiges Kriterium dafür, ob ein weiterer wichtiger Tätig-

keitsblock der Notfallmaßnahme (Druckaufladen des Speisewasserbehälters) durchgeführt werden kann oder nicht.

Gemäß Notfallhandbuch können die Arbeiten zum Druckaufladen des Speisewasserbehälters erst dann beginnen, wenn die Simulationen am Reaktorschutz durchgeführt worden sind. Das Notfallhandbuch besagt weiterhin, dass die Druckentlastung der Dampferzeuger dann durchzuführen ist, wenn bestimmte Prozesskriterien (mehrfaches Ansprechen des Druckhalter-Abblaseventils oder Kühlmiteleintrittstemperatur $> 310\text{ °C}$ oder Druckhalterfüllstand $> 9,5\text{ m}$) erfüllt sind.

Der Zeitpunkt, wann das erste der drei Prozesskriterien vorliegt bestimmt, wann die Druckentlastung der Dampferzeuger durchgeführt werden muss. Der Zeitpunkt wann und welches Prozesskriterium vorliegt, wird durch den verwendeten deterministischen Rechencode (z. B. ATHLET) bestimmt und hängt von dem Zeitpunkt ab, ob bzw. wann die vier Hauptkühlmittelpumpen (HKP) abgestellt wurden. Je schneller die vier HKP abgeschaltet werden können, desto länger dauert es, bis ein Prozesskriterium zur Druckentlastung der Dampferzeuger ansteht. Wenn eines der Prozesskriterien zur Druckentlastung der Dampferzeuger vorliegt, bevor die Simulationen am Reaktorschutz beendet sind (dieser Zeitpunkt ist, wie oben erläutert, zufällig und folgt der in Abb. 4-7 dargestellten Verteilung), muss unmittelbar nach Beendigung der Simulationsarbeiten am Reaktorschutz die Druckentlastung der Dampferzeuger durchgeführt werden. Auf die Druckaufladung des Speisewasserbehälters müsste in diesem Fall verzichtet werden mit der Konsequenz, dass die Möglichkeit einer Einspeisung des Speisewasserbehälterinventars in die Dampferzeuger und damit ein relevanter Bestandteil der Notfallmaßnahme entfällt.

Maßgebliche Größen, die bestimmen, ob die Druckaufladung des Speisewasserbehälters durchgeführt werden kann oder nicht, sind der Zeitpunkt, wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind, und der Zeitpunkt, wann das Prozesskriterium zur Druckentlastung der Dampferzeuger vorliegt, welches wiederum durch den Zeitpunkt beeinflusst wird, ob und wann die vier Hauptkühlmittelpumpen abgestellt werden.

Bei all diesen Größen handelt es sich um stochastische Größen, deren Verteilungen durch die Methoden der dynamischen PSA bestimmt werden können. Des Weiteren können aus den Ergebnissen der dynamischen PSA Wahrscheinlichkeitsaussagen abgeleitet werden, wie z. B. die Wahrscheinlichkeit, dass die Druckaufladung des Spei-

sewasserbehälters deshalb nicht durchgeführt werden kann, weil die Kriterien zur Druckentlastung der Dampferzeuger durch den Prozess anstehen, bevor die Simulationen am Reaktorschutz beendet sind.

4.2 Motivation für die Auswahl der Notfallmaßnahme SDB als Anwendungsfall

In den probabilistischen Untersuchungen zur Bewertung des Sicherheitsniveaus deutscher Kernkraftwerke werden in der Regel Häufigkeiten von Systemschadenszuständen ausgewiesen. Die Systemschadenszustände ergeben sich durch den Ausfall von Systemfunktionen, die ausschließlich die auslegungsgemäß verfügbaren Sicherheitssysteme und die im Betriebshandbuch beschriebenen Maßnahmen betreffen. In allen deutschen Anlagen sind jedoch weitere Notfallprozeduren vorgesehen, mit denen die Anlage auch bei Vorliegen eines Systemschadenszustands in einen stabilen Zustand ohne Verletzung von Schutzzielen (Unterkritikalität, Kernkühlung, Einschluss radioaktiver Stoffe) überführt werden kann. Zu Kernschadenszuständen kommt es erst dann, wenn auch die Maßnahmen der Notfallprozeduren ausfallen. Eine hohe Unsicherheit bzgl. der Versagenswahrscheinlichkeit für eine Notfallmaßnahme vergrößert somit die Unsicherheit bzgl. einer Kernschadenshäufigkeit.

Im Rahmen des Vorhabens RS 1148 wurde die Notfallmaßnahme SDB als Anwendungsfall für eine dynamische PSA analysiert. In dieser Analyse wurden

- das Stochastik-Modul MCDET (Monte-Carlo-Dynamic-Event-Tree) /HOF 01/,
- der Integralcode MELCOR für Unfallanalysen /SON 01/ und
- das im Rahmen des Vorhabens RS 1148 entwickelte Crew-Modul zur Simulation von Personalhandlungen /PES 06/

miteinander gekoppelt.

Die in der GRS entwickelte Methodik zur Durchführung einer dynamischen PSA erlaubt eine zeitabhängige integrale probabilistische Analyse des Prozess- und Systemverhaltens in Wechselwirkung mit Personalhandlungen und hat sich für eine probabilistische Bewertung von Notfallmaßnahmen als besonders geeignet erwiesen.

Die dynamische Analyse ergab, dass ein wesentlicher Tätigkeitsblock der Notfallprozedur - nämlich die Speisewasserbehälter-Druckaufladung - mit großer Wahrscheinlichkeit (ca. 82 %) nicht durchgeführt werden kann. Hauptgrund dafür war, dass zu dem Zeitpunkt, zu dem das Personal frühestens die Speisewasserbehälter-Druckaufladung einleiten konnte, das Einleitungskriterium für die sekundärseitige Druckentlastung (Druckentlastung der Dampferzeuger) bereits anstand. In einer solchen Situation muss das Personal laut Notfallhandbuch die Speisewasserbehälter-Druckaufladung auslassen und die sekundärseitige Druckentlastung einleiten.

Das Einleitungskriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung wird durch die System- und Prozessdynamik bestimmt und steht an, wenn eine der folgenden Bedingungen erfüllt ist:

- mehrfaches Ansprechen des Druckhalter-Abblaseventils oder
- Kühlmiteleintrittstemperatur > 310 °C oder
- Druckhalter-Füllstand > 9,5 m.

Die Ergebnisse im Vorhaben RS 1148 haben gezeigt, dass dieses Kriterium mit einer hohen Wahrscheinlichkeit früher ansteht als eingeschätzt. Gemäß Notfallhandbuch dürfen die Arbeiten zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung erst dann begonnen werden, wenn die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind und das Einleitungskriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung noch nicht ansteht. Die Simulationen am Reaktorschutz sollen die Auslösung von Reaktorschutzsignalen infolge eines durch Handmaßnahmen ausgelösten Frischdampfdruckabfalls verhindern. Gemäß Notfallhandbuch werden ca. 30 min für ihre Durchführung angesetzt.

Sobald das Kriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung durch eines der oben genannten System- und Prozessbedingungen ansteht und die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind, soll die Druckentlastung der Dampferzeuger eingeleitet werden. Wenn zu diesem Zeitpunkt gerade die Druckaufladung des Speisewasserbehälters durchgeführt wird, soll gemäß Notfallhandbuch dieser Tätigkeitsblock abgebrochen werden. Sind die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz noch nicht abgeschlossen, muss ihr Ende abgewartet und sofort danach die Druckentlastung eingeleitet werden. Auf die Druckaufladung des Speisewasserbehälters muss in diesem Fall verzichtet werden.

Da die Speisewasserbehälter-Druckaufladung und die Nutzung des Speisewasserbehälter-Inventars zur Bespeisung der Dampferzeuger einen wesentlichen Bestandteil der Notfallmaßnahme SDB darstellt, war das Ergebnis unerwartet und soll deshalb in diesem Vorhaben kritisch überprüft werden. Es soll insbesondere untersucht werden, wie sich die zusätzliche Berücksichtigung der Unsicherheitsquellen insbesondere des thermohydraulischen Rechenmodells auf die Bewertung der Notfallmaßnahme auswirkt.

Im Vorhaben RS 1148 wurde der Integralcode MELCOR /SON 01/ unter Verwendung realistischer Randbedingungen eingesetzt. Obwohl bekannt war, dass die Unsicherheit von Modellergebnissen erheblich sein kann, beschränkte sich die Analyse auf die aleatorischen (stochastischen) Unsicherheiten in den Personalhandlungen zur Notfallmaßnahme SDB. Die epistemischen Unsicherheitsquellen im Rechencode MELCOR und im Modell für die menschlichen Handlungen wurden nicht berücksichtigt. Dies war nicht Gegenstand des Vorhabens RS 1148.

Die Hauptgründe für die Auswahl des Anwendungsfalls sind, dass

- die in diesem Vorhaben zu untersuchende Fragestellung in unmittelbarem Zusammenhang mit dem Ergebnis aus dem Vorgängervorhaben RS 1148 steht und
- der Anwendungsfall geeignet ist, den Einfluss und die Bedeutung der Berücksichtigung von Modellunsicherheiten aus Störfallanalysen zu demonstrieren, da er sich auf ein konkretes Problem bezieht, welches erhebliche Relevanz für die Ausführung einer Notfallmaßnahme haben könnte.

4.3 Thermohydraulik-Code ATHLET

Statt des Integralcodes MELCOR /SON 01/, der im Vorhaben RS 1148 angewendet wurde, wird in diesem Vorhaben der Thermohydraulik-Code ATHLET (**A**nalyse der **T**hermohydraulik, **L**ecks und **T**ransienten) /ATH 03/ eingesetzt. ATHLET simuliert die dynamischen Strömungs- und Wärmeübergangsprozesse im Reaktorkühlkreislauf von Druckwasser- und Siedewasserreaktoren. Der Anwendungsbereich von ATHLET umfasst den gesamten Störfallbereich von betrieblichen Störungen über Transienten und Kühlmittelverluststörfälle bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen. Darüber hinaus dient ATHLET der Planung und Bewertung von präventiven Notfallmaßnahmen.

In Abhängigkeit von der zugrundeliegenden PSA-relevanten Fragestellung muss ein anlagenspezifischer ATHLET-Datensatz entweder neu erstellt oder modifiziert werden. Für das Anwendungsbeispiel war eine aufwändige Neuerstellung eines Datensatzes nicht notwendig, da bereits ein älterer Datensatz existierte. Dieser Datensatz musste für die ATHLET-Version 2.1a modifiziert und auf Plausibilität überprüft werden.

Die Notfallprozedur SDB ist mit dem GCSM-Modul aus ATHLET nachgebildet. Die Grundstruktur der Notfallprozedur ist ähnlich aufgebaut wie die in der Leittechnik üblichen Gruppen- und Untergruppensteuerungen. Die einzelnen Tätigkeitsblöcke der Notfallmaßnahme werden durch Leittechnikmodule abgebildet. Die Ausführbefehle für die Leittechnikmodule werden durch entsprechende Signale und Schalter ausgelöst. Jedes Modul ist mit einer Ausführzeit vorbelegt, die vorgibt, wie viel Zeit für die mit dem Modul verknüpfte Maßnahme benötigt wird.

4.4 Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung

Zur Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit aus der Störfallsimulation mit ATHLET für den Anwendungsfall ‚Ausfall der Speisewasserversorgung in einem DWR vom Typ Konvoi unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen‘ wird entsprechend den Schritten der GRS-Methode zur Unsicherheitsanalyse vorgegangen (vgl. Abschnitt 2.2).

Im ersten Schritt wurden diejenigen unsicheren Eingangsparameter der ATHLET-Anwendung ausgewählt, die für die Bewertung der Notfallmaßnahme SDB als relevant eingeschätzt wurden. Die Unsicherheiten sind sowohl epistemischer als auch aleatorischer Natur. Die Unsicherheiten bzgl. der verwendeten Modelle (Unsicherheit aufgrund des jeweiligen konzeptionellen, mathematischen und/oder numerischen Modells) und ihrer Parameter sind epistemisch. Zu den aleatorischen Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung zählen die Ausführzeiten, die das Schichtpersonal für die einzelnen Tätigkeitsblöcke der Notfallmaßnahme benötigt. Diese Ausführzeiten beziehen sich auf entsprechende Leittechnikmodule im ATHLET-GCSM Modul.

In den weiteren Schritten wurde für jede epistemische Größe der Wertebereich festgelegt und der entsprechende Kenntnisstand in Form einer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung spezifiziert. Kenntnisstand-Abhängigkeiten zwischen Modellalternativen und entsprechenden Korrekturfaktoren wurden durch bedingte Verteilungen dargestellt.

In einem Fall wurde der normale Korrelationskoeffizient verwendet, um die Abhängigkeit zwischen zwei epistemischen Unsicherheiten auszudrücken.

Die Tabellen Tab. 4-1 und

Tab. 4-2 zeigen die relevanten epistemischen Unsicherheitsquellen der ATHLET-Anwendung und den jeweiligen Kenntnisstand, der dazu quantifiziert wurde. Darüber hinaus beinhalten die Tabellen weitere Unsicherheitsquellen, die auf sowohl epistemische als auch aleatorischer Beiträge zurückzuführen sind. Diese Unsicherheitsquellen sind die Ausführzeiten der Personalhandlungen (Par. Nr. 47 -57 in Tab. 4-1) Schätzungen für die Verteilungen der Ausführzeiten der Tätigkeitsblöcke wurden durch Anwendung der GRS-Methode MCDET unter Einbindung des im Vorhaben RS 1148 entwickelten Crew-Moduls ermittelt (vgl. Abschnitt 4.5 - 4.7).

Tab. 4-1: Unsichere Parameter der ATHLET-Anwendung zur Transienten 'Ausfall der Speisewasserversorgung' unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen'

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
1	FD_AVV	Druckverlust (Beiwert) in der Düse (Wandreibung und Formverluste) – (CW CDR1DIN), FD-Abblaserregelventil VALBA12AA2		0,02	Literatur /IDE 66/ und ingenieurmäßige Abschätzung	(CW CDR1DIN), VALBA12AA2, ATHLET-Tabelle, Zeile 3	
2	FCONTR	Kontraktionsziffer für Dampfausströmung – (CW DISCHARGE), FD-Abblaserregelventil VALBA12AA2		1	Literatur /TRU 68/, /JOB 55/, /ALD 96/		
3	ZETAV	Formverluste im FD-Abblaserregelventil – z/A^2 - (CW VALVE): VALBA12AA2	1/(m ² *m ²)	2000	Literatur /DIE 66/ und ingenieurmäßige Abschätzung		
4	ODVPI	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, vertikale Leitungen		1	GE Blowdown-Experiment, Wilson und Toshiba-Driftexperimente und zahlreiche integrale Experimente		
5	ODHPI	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, horizontale Leitungen		1	UPTF Experimente, TPTF-Experimente, IVO-Experimente		
6	ODBUN	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, Bündel im Dampferzeuger		1	Validierung der Korrelation für Stabbündel und Expertenbeurteilung		
7	OENBU	Korrekturfaktor der kritischen Geschwindigkeit für Wassermittels, Bündel im Dampferzeuger		1	FLECHT-Experiment, Experimente für Rohrgeometrie und Expertenbeurteilung		
8	OHWFC	Einphasige Konvektion in Wasser (Dittus-Boelter) – Korrekturfaktor, alle Flächen wo Wärmeübertragung stattfindet		1	Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und Expertenbeurteilung		

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
9	OHWNC	Einphasige Naturkonvektion in Wasser (Mc Adams) - Korrekturfaktor, alle Flächen wo Wärmeübertragung stattfindet		1	Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und Expertenbeurteilung		
10	OHWNB	Blasensieden (modifizierte Chen-Korrelation) - Korrekturfaktor, Alle Flächen wo Wärmeübertragung stattfindet		1	Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und Expertenbeurteilung		
11	IHTC1	Modell für Dampf-Tropfenkühlung; 1 = modifizierte Dougall-Rohsenow- / 2 = Condie-Bengston IV-Korrelation		1		Kern: TFJKA0KE10-Objekte, Dampferzeuger: TFJEA10SR1-Objekte	
12	OHWFB	Dampf-Tropfenkühlung: modifizierte Dougall-Rohsenow / Condie-Bengston IV-Korrelation – Korrekturfaktor, Kern		1	Literatur /GOT 85/, /NIJ 80/ und Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/		
13	OTMFB	Minimale Filmsiedetemperatur (Groeneveld-Stewart-Korrelation) – Korrekturfaktor, Kern		1	Literatur /WIC 91/, Analysen der KWU Experimenten mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und W-Experiment		
14	IHTC3	Modell für einphasige Zwangskonvektion in Dampf: 1 = Dittus-Boelter II- / 2 = Mc Eligot-Korrelation		2		Kern: TFJKA0KE10-Objekte, Dampferzeuger: TFJEA10SR1-Objekte	
15	OHVFC	Einphasige Konvektion in Dampf Dittus-Boelter II / Mc Eligot-Korrekturfaktor; alle Flächen, wo Wärmeübertragung stattfindet		1	Literatur /GOT 85/ und Expertenbeurteilung		
16	ICHF1	Modell für kritische Heizflächenbelastung: 0 = Minimalwert aus 3 Korrelationen / 4 = Biasi-Korrelation		0,00 E+00		Kern: TFJKA0KE10-Objekte, Dampferzeuger: TFJEA10SR1-Objekte	Modell auch für Korrelation zur Berechnung der Temperatur für Übergang zum Blasensieden
17	OTRNB	Kritische Heizflächenbelastung Minimalwert aus 3 Korrelationen / Biasi-Korrelation - Korrekturfaktor, Kern		1	Literatur /GOT 85/, /WIC 91/, /NIJ 80/		

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
18	OHWPB	Pool Filmsieden bei Naturkonvektion (Bromley-Korrelation) – Korrekturfaktor, Kern		1	Literatur /WAN 83/, Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/		
19	HTCLO	Wärmeverluste an die Umgebung, Außenflächen des Primärkreislaufes und der Dampferzeuger	W/(m ² *K)	7	ATHLET-Nachrechnungen von Kernkraftwerken und ingenieurmäßige Abschätzung	alle Objekte mit JMA30CT401	
20	OMCON	Korrekturfaktor für Direktkondensation		1			
21	ZB	Zahl der Blasen pro Einheitsvolumen, Primär- und Sekundärkreislauf	1/m ³	5,00 E+09	Moby Dick und Sozzi & Sutherland-Experimente zur kritischen Ausströmung und zahlreiche Integraleexperimente		
22	ZT	Zahl der Tropfen pro Einheitsvolumen, Primär- und Sekundärkreislauf	1/m ³	5,00 E+09	Moby Dick und Sozzi & Sutherland-Experimente zur kritischen Ausströmung und zahlreiche Integraleexperimente		
23	OADDI	Maximales spezifisches Volumen für Begrenzung der Verdampfungskorrelation, Primär- und Sekundärkreislauf		0,2	Moby Dick und Sozzi & Sutherland-Experimente zur kritischen Ausströmung, zahlreiche Integraleexperimente und Expertenbeurteilung		
24	ZETFD	Formwiderstand zwischen Dampferzeuger und FD-Abblaserregelventil VALBA12AA2 (K---- TFLBA30BR0)	1/(m ² *m ²)	3,5	Literatur /IDE 66/ und ingenieurmäßige Abschätzung	K---- TFLBA30BR0: SFFJO: 0,6/3,5*ZETFD 0,6/3,5*ZETFD 1,15/3,5*ZETFD 1,15/3,5*ZETFD SFBJO: dito	
25	OF12V	Korrekturfaktor für Zweiphasenmultiplikator in vertikaler Leitung, Martinelli-Nelson-Korrelation		1			
26	OF12H	Korrekturfaktor für Zweiphasenmultiplikator in horizontaler Leitung, Martinelli-Nelson-Korrelation		1			

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
27	SFFJ0in	Korrekturfaktor für den Formwiderstand der Abstandshalter		1		SFFJ0/SFBJ0, K---- TFJKA0KE10: Korrekturfaktor auf Abstandshalter (Wert: 0,049)	
28	SFFJ0OK0	Korrekturfaktor für den Formwiderstand der oberen Kernplatte		1		SFFJ0/SFBJ0, K---- TFJKA0KE10: Korrekturfaktor auf oberer Kernplatte (Wert: 0,031)	
29	AKITAR	Korrekturfaktor für Reaktivitätstabelle als Funktion der KM-Dichte		1	Vergleichsrechnungen verschiedener Kernreaktoren und Expertenbeurteilung		
30	AKITAF	Korrekturfaktor für Reaktivitätstabelle als Funktion der Brennstofftemperatur		1	Vergleichsrechnungen verschiedener Kernreaktoren und Expertenbeurteilung		
31	AKITAZ	Korrekturfaktor für Externreaktivität (speziell für die D-Bänke-Steuerbänke)		1	Vergleichsrechnungen verschiedener Kernreaktoren und Expertenbeurteilung	Tabellen TAB-RED1(2,3,4), TAB-REL	
32	RPODC	Korrekturfaktor für Nachzerfallswärme – CSJKA0Q005		1	Ingenieurmäßige Abschätzung	Stand: 05.09.2007: Korrektur der Bezugsleistung von 3765 MW	LAB: Korrektur wird zur Zeit überarbeitet
33	QROD00	Mittlere Stableistung für Normalstäbe im Heißkanal, Leistungsfaktor für den Heißstab bleibt unverändert (K---- ROJKA0KE12)		8,63 E+04		Unsicherheit bzgl. K---- ROJKA0KE12, FORMFAKTOR 1,3	
34	HTCG	HTC Großzone	W/(m²K)	6500		Leistung 170W/cm, Stab ROJKA0KE11	
35	HTCHK	HTC Normalstäbe Heißkanal	W/(m²K)	7000		Leistung 200 - 275 W/cm, Stab ROJKA0KE12	
36	HTCHS	HTC Heißstab	W/(m²K)	7500		Leistung 290 W/cm, Stab ROJKA0KE13	

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
37	WLFM	Korrekturfaktor für die Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffes in allen Kanälen (K---- WLFUO2)		1			
38	DHLEV	Unsicherheit der Messung des Wasserspiegels im Druckhalter – Addition zum Druckhalterfüllstandssignal JSD71FL401	m	0,00 E+00			
39	EPS	Konvergenzkriterium		1,00 E-03			
40	A0	Korrekturfaktor für Dampferzeuger Strömungsfläche (K----TFJEA10(20,30,40)SR1)		1			
41	DE_L	Fehler bei Dampferzeuger-Füllstandsregelung (Schmalbereich)	m	0,00 E+00		1,4 % Fehler bezogen auf Messbereich 4,39 m (11,12 m - 15,51 m) = 0,06 m	Füllstand-Sollwert: 12,20 m, JEA10(20,30,40)CL851 + JEA10(20,30,40)CL001
42	DE_min1	Schaltwert, Fehler bzgl. Grenzwert Dampferzeuger-Füllstand min 1 (Weitbereich) (CPYB01(2,3,4)LOB1)	m	9		1,4 % Fehler bezogen auf Messbereich 11,9 m (3,61 m - 15,51 m) = 0,17 m + zulässige Abweichung vom Grenzsinal laut Messkennblatt + 0,1 / - 0,4 m	
43	DE_min2	Schaltwert, Fehler bzgl. Grenzwert Dampferzeuger-Füllstand min 2 (Weitbereich) (CPYB01(2,3,4)LOB2)	m	5		1,4 % Fehler bezogen auf Messbereich 11,9 m (3,61 m - 15,51 m) = 0,17 m + zulässige Abweichung vom Grenzsinal laut Messkennblatt +/- 0,4 m	
44	SPWB_L	Fehler bei Speisewasserbehälter-Füllstandsregelung (LAA10CSL01)	m	0,00 E+00		Fehler analog DE-Füllstands-Messumformer +/- 0,04 m	Füllstand-Sollwert: 2,4 m, ATHLET-Tabelle LAA10TL001 additiv korrigieren

Par. No.	Short Par. Name	Full Parameter Name	Unit	Reference Value	Documents	Notes	Notes (continued)
45	SPWB_P	Fehler bei Speisewasserbehälter-Druckregelung	Pa	0,00 E+00		Fehler 0,3 % bezogen auf Messbereich 6 bar	Druck-Sollwert (LAA10CSPS2): 367000 Pa, ATHLET-Tabelle LAA10CTP01 additiv korrigieren, LAA10CSPS1 von 0. auf 1 setzen
46	SPW_Pmx	Schaltwert, Fehler bei Speisewasserbehälter-Überdruck-Grenzwert 4,7 bar (Absperren Stützbedampfung) (LAA10CR101)	Pa	5,70 E+04		Analog FD-Druck RS-GW Fehler 1 % vom Messbereich+ Ungenauigkeit MU = 1,3 %	
47	THKP	Ausführzeit für das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen	s	1,20 E+02		AMSFBACS04	
48	TRS	Ausführzeit die Simulationen im Reaktorschutz	s	9,00 E+02		AMSFBACS08	
49	TMP	Ausführzeit für das Anschließen der mobilen Pumpe	s	9,00 E+02		AMSFBACS15	
50	TAD	Ausführzeit für die Besetzung des Maschinenhauses	s	6,00 E+02		AMSFBACS23	
51	TSpBDA	Ausführzeit für die Druckaufladung des Speisewasserbehälters	s	2,40 E+02		AMSFBACS39	
52	TAJ	Ausführzeit für das Blockieren der Stützdampf-SSV	s	600		AMSFBACS43	
53	TAL	Ausführzeit für das Durchschalten der Speisewasserleitungen	s	60		AMSFBACS50	
54	TAL3	Ausführzeit für das Öffnen der Volllast-Absperventile	s	600		AMSFBACS48	
55	TAM	Ausführzeit für das Durchschalten der Notspeisestränge	s	180		AMSFBACS53	
56	TAN1	Ausführzeit für das Starten der mobilen Pumpe	s	120		AMSFBACS56	
57	TAP1	Ausführzeit für die Druckentlastung der Dampferzeuger	s	90		AMSFBACS59	

Tab. 4-2: Informationen zu den Wahrscheinlichkeitsverteilungen der unsicheren Parameter aus Tab. 4-1

Par. No.	Short Par. Name	Distribution Type	Distribution Par. p1	Distribution Par. p2	Minimum	Maximum	F (Min.) of Untrunc. Distribution	F (Max.) of Untrunc. Distribution	¹⁾ n	x ¹⁾ y w, if given		
1	FD_AVV	Polygonal Line			0,05	0,6	0	1	4	0,05 0,00 E+00	0,10 1,00	0,60 0,00 E+00
2	FCONTR	Polygonal Line			0,6	1	0	1	4	0,60 0,00 E+00	0,70 1,00	1,00 0,00 E+00
3	ZETAV	Uniform Distribution	380	3000	380	3000	0	1				
4	ODVPI	Polygonal Line			0,5	1,5	0	1	4	0,50 0,00 E+00	0,70 1,00	1,50 0,00 E+00
5	ODHPI	Polygonal Line			0,75	2,25	0	1	4	0,75 0,00 E+00	1,00 1,00	2,25 0,00 E+00
6	ODBUN	Polygonal Line			0,25	2	0	1	4	0,25 0,00 E+00	0,50 1,00	2,00 0,00 E+00
7	OENBU	Uniform Distribution	0,8	3,6	0,8	3,6	0	1				
8	OHWFC	Uniform Distribution	0,85	1,15	0,85	1,15	0	1				
9	OHWNC	Uniform Distribution	0,85	1,15	0,85	1,15	0	1				
10	OHWNB	Uniform Distribution	0,8	1,2	0,8	1,2	0	1				
11	IHTC1	Discrete Distribution			1	2	0	1	2	1,00 0,50	2,00 0,50	
12	OHWFB	see Dependence Info										
13	OTMFB	Uniform Distribution	0,9	1,3	0,9	1,3	0	1				
14	IHTC3	Discrete Distribution			1	2	0	1	2	1,00 0,50	2,00 0,50	
15	OHVFC	see Dependence Info										

Par. No.	Short Par. Name	Distribution Type	Distribution Par. p1	Distribution Par. p2	Minimum	Maximum	F (Min.) of Untrunc. Distribution	F (Max.) of Untrunc. Distribution	x^1 y^1 w_i , if given		
16	ICHF1	Discrete Distribution			0	4	0	1	2	0,00 0,50	4,00 0,50
17	OTRNB	see Dependence Info									
18	OHWPB	Uniform Distribution	0,75	1,25	0,75	1,25	0	1			
19	HTCLO	Uniform Distribution	1	7	1	7	0	1			
20	OMCON	Histogram			0,5	2	0	1	2	0,50 0,50	1,00 0,50
21	ZB	Log. Triangular Distr.	5,00 E+09		1,00 E+08	1,00 E+10	0	1			
22	ZT	Log. Triangular Distr.	5,00 E+09		1,00 E+08	1,00 E+10	0	1			
23	OADDI	Uniform Distribution	0,2	1,2	0,2	1,2	0	1			
24	ZETFD	Uniform Distribution	2,5	12,5	2,5	12,5	0	1			
25	OFI2V	Log. Normal Distrib.	- 0,247	0,339	0,2	2	2,9224 E-05	0,99723			
26	OFI2H	Log. Normal Distrib.	- 0,545	0,411	0,1	2	9,4986 E-06	0,9987			
27	SFFJ0in	Histogram			0,5	2	0	1	2	0,50 0,50	1,00 0,50
28	SFFJ0OK0	Histogram			0,75	1,5	0	1	2	0,75 0,50	1,00 0,50
29	AKITAR	Uniform Distribution	0,85	1,15	0,85	1,15	0	1			
30	AKITAF	Uniform Distribution	0,94	1,06	0,94	1,06	0	1			
31	AKITAZ	Uniform Distribution	0,93	1,07	0,93	1,07	0	1			
32	RPODC	Uniform Distribution	0,9	1,1	0,9	1,1	0	1			
33	QROD00	Uniform Distribution	79669	106225	79669	106225	0	1			

Par. No.	Short Par. Name	Distribution Type	Distribution Par. p1	Distribution Par. p2	Minimum	Maximum	F (Min.) of Untrunc. Distribution	F (Max.) of Untrunc. Distribution	n	x^1 y w_i , if given		
34	HTCG	Uniform Distribution	6000	30000	6000	30000	0	1				
35	HTCHK	Uniform Distribution	6900	35000	6900	35000	0	1				
36	HTCHS	Uniform Distribution	13000	35000	13000	35000	0	1				
37	WLFM	Uniform Distribution	0,88	1,12	0,88	1,12	0	1				
38	DHLEV	Uniform Distribution	- 0,1	0,1	- 0,1	0,1	0	1				
39	EPS	Log. Triangular Distr.	1,00 E-03		1,00 E-04	1,00 E-02	0	1				
40	A0	Uniform Distribution	1	1,35	1	1,35	0	1				
41	DE_L	Uniform Distribution	- 0,06	0,06	- 0,06	0,06	0	1				
42	DE_min1	Uniform Distribution	8,43	9,27	8,43	9,27	0	1				
43	DE_min2	Uniform Distribution	4,43	5,57	4,43	5,57	0	1				
44	SPWB_L	Uniform Distribution	- 0,04	0,04	- 0,04	0,04	0	1				
45	SPWB_P	Uniform Distribution	- 1800	1800	-1 800	1800	0	1				
46	SPW_Pmx	Uniform Distribution	56200	57800	56200	57800	0	1				
47	THKP	Daten in: zeitensample2.dsn	1									
48	TRS	Daten in: zeitensample2.dsn	2									
49	TMP	Daten in: zeitensample2.dsn	3									
50	TAD	Daten in: zeitensample2.dsn	4									
51	TSpBDA	Daten in: zeitensample2.dsn	5									

Par. No.	Short Par. Name	Distribution Type	Distribution Par. p1	Distribution Par. p2	Minimum	Maximum	F (Min.) of Untrunc. Distribution	F (Max.) of Untrunc. Distribution	$x^{(1)}$ $y^{(1)}$ w_i , if given		
52	TAJ	Daten in: zeitensample2.dsn	6								
53	TAL	Daten in: zeitensample2.dsn	7								
54	TAL3	Daten in: zeitensample2.dsn	8								
55	TAM	Daten in: zeitensample2.dsn	9								
56	TAN1	Daten in: zeitensample2.dsn	10								
57	TAP1	Daten in: zeitensample2.dsn	11								

4.5 Modell zur Berücksichtigung menschlicher Handlungen

Der Ablauf der menschlichen Handlungen im Rahmen der Notfallmaßnahme wurde mit dem im Vorhaben RS 1148 entwickelten Crew-Modul von MCDET simuliert. Dazu wurde die Notfallmaßnahme zunächst in ca. 150 einfache Tätigkeiten - sogenannte Basishandlungen, wie z. B. Bedienung eines Schaltknopfes, Ablesen einer Anzeige, Anweisung geben etc. - zerlegt. Für jede einfache Tätigkeit wurden die zu ihrer Durchführung benötigte Zeitdauer und die möglichen menschlichen Fehlhandlungen berücksichtigt.

Die einfachen Tätigkeiten wurden aufgrund einer Beschreibung des erwarteten Handlungsablaufs definiert. Der erwartete Ablauf zeigt, welche Basishandlung von wem und wann durchgeführt werden soll, wie viel Zeit benötigt wird, welche Arbeitshilfen wie z. B. Anzeigen, Kontrollen, Prozeduren etc. benötigt werden, wie sich Arbeitsteilung und Zusammenarbeit mit anderen Personen gestalten, unter welchen Bedingungen die Aufgaben voraussichtlich durchgeführt werden und wie sich diese Bedingungen auf die Leistung des ausführenden Personals auswirken können. Die Bestimmung der Aufgaben und Aktivitäten des Personals beim erwarteten Handlungsablauf erfolgt auf der Grundlage von

- Prozeduren laut Betriebs-, Notfall-, und (oder) Prüfhandbuch,
- organisatorischen Regelungen,
- Schulungsprogrammen,
- Beobachtungen vor Ort und (falls verfügbar) in Simulatoren sowie
- Diskussionen mit den Ausführenden.

Aus den einfachen Tätigkeiten (Basishandlungen) wurden dann entsprechend den Vorgaben zum erwarteten Handlungsablauf unterschiedliche Handlungssequenzen für unterschiedliche Gegebenheiten konstruiert und in einer dafür vorgesehenen Datenbank abgespeichert. Die Handlungssequenzen beziehen sich auf regelbasiertes Verhalten. Eine beispielhafte Handlungssequenz ist in Tab. 4-3 angegeben. Im Laufe der Simulation werden diejenigen Handlungsabläufe realisiert, für die die vorgegebenen Bedingungen erfüllt sind. Diese Bedingungen beziehen sich auf das komplexe System aus technischen Komponenten, physikalischem Prozess und menschlichen Handlungen.

Das Crew-Modul beinhaltet keine ausführliche Modellierung des kognitiven bzw. mentalen Prozesses. Bei der Konstruktion der Handlungsabläufe wurden so genannte 'Performance Shaping'-Faktoren (PSF) wie z. B. Stress, Ergonomie oder Kenntnisstand als Einflussfaktoren für menschliche (Fehl-)Handlungen berücksichtigt. Im Crew-Modul werden diese PSF als dynamische Größen betrachtet, die sich im Lauf der Zeit in Abhängigkeit von den Gegebenheiten verändern können.

Tab. 4-3: Beispiel für eine Handlungssequenz

Basishandlung	ausführender	durch Handlung betroffener
	Operateur	
Gehen zu den Anzeigetafeln	RF ¹⁾	
Lesen der 8 Anzeigen über DE-Füllhöhestände	RF	
Weiterleiten der Information über DE-Füllstände	RF	SL ²⁾
Gehen zu den Anzeigetafeln	SL	
Lesen der 8 Anzeigen über DE-Füllhöhestände	SL	
Lesen der Prozedur im NHB und Treffen einer Entscheidung	SL	
Anweisung an AW2, die Anlagenwärter AW3, AW 4 und AW 5 zurückzurufen	SL	AW 2 ³⁾
Gehen zum Nebenleitstand	SL	
Lesen von 16 Anzeigen zur Stromversorgung	SL	
Anweisung an SLV, Führung zu übernehmen	SL	SLV ⁴⁾
Organisation der Notfallaufgaben	SL	
Gehen zum Lautsprecher	AW 2	
Anweisung an AW 3, AW 4 und AW 5 zur Warte zu kommen	AW 2	AW 3, AW 4, AW 5
Gehen zur Warte	AW 3	
Gehen zur Warte	AW 4	
Gehen zur Warte	AW 5	
Anweisung an AW1, die 4 Hauptkühlmittelpumpen (HKP) abzustellen	SLV	AW 1

RF¹⁾: Reaktorfahrer, SL²⁾: Schichtleiter, AW ³⁾: Anlagenwärter, SLV⁴⁾: Schichtleiterstellvertreter

4.6 Unsicherheiten der Crew-Modul Anwendung

Da die Durchführung von Aufgaben durch den Menschen erheblichen zufälligen Schwankungen unterliegen kann, was Dauer und Zuverlässigkeit von Handlungen betrifft, wurden Handlungszeiten und Zuverlässigkeit in Bezug auf die einfachen Tätigkeiten (Basishandlungen) zur Erfüllung der Aufgaben der Notfallmaßnahme SDB als aleatorische Unsicherheiten berücksichtigt. Angaben zu den Wahrscheinlichkeiten der menschlichen Fehlhandlungen wurden über die ASEP-Methode (**A**ccident **S**equences **E**valuation **P**rogram) ermittelt. Nationale und internationale Leitfäden empfehlen, ASEP oder THERP vorrangig zu nutzen, wenn generische Quantifizierungsmethoden angewandt werden sollen. ASEP ist zur Durchführung von Grobbewertungen und THERP für detaillierte Analysen vorgesehen.

Aus der Anwendung der ASEP-Methode erhält man Median und k95-Faktor einer Log-Normalverteilung, die die ungenaue Kenntnis über die Fehlerwahrscheinlichkeit ausdrücken soll. Bei Punktwertrechnungen wird im Allgemeinen der Median als Referenzwert verwendet. Die ASEP-Methode (sowie auch die THERP-Methode und andere gängige Verfahren zur Zuverlässigkeitsbewertung von menschlichen Handlungen) erlaubt nur die Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten von Unterlassungsfehlern (failures of omission). Aufgrund fehlender Methodik bleiben Ausführungs- bzw. Verwechslungsfehler (failures of commission) in dieser Analyse unberücksichtigt, obwohl sie im Crew-Modul prinzipiell eingebunden werden könnten.

Die betrachtete Notfallmaßnahme wurde in Basishandlungen zerlegt. Die Basishandlungen beschreiben im Allgemeinen einfache Tätigkeiten, wie z. B. Bedienung eines Schaltknopfes oder einfache Kommunikationshandlungen, wie beispielsweise die Anweisung des Schichtleiters zur Durchführung einer bestimmten Handlung oder die Bestätigung über die erfolgreich durchgeführte Handlung durch den Operateur.

Eine wesentliche Information, die den definierten Basishandlungen zugeordnet wurde, ist die Zeit, die ein Operateur zur Durchführung der jeweiligen Einzelhandlung benötigt. Für einen Großteil der Basishandlungen wurde angenommen, dass die Ausführungszeiten der Handlungen zufälligen Schwankungen unterworfen sind. Die Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Handlungszeiten wurden auf der Grundlage von Expertenurteil gewonnen. Zeitangaben zur Dauer der Tätigkeiten vor Ort (d. h. außerhalb der Warte) orientieren sich an den Angaben aus der Notfallprozedur und an Ergebnissen früherer Untersuchungen.

Für alle Handlungszeiten wurden Gleichverteilungen angegeben. Die verwendeten Zeitverteilungen stellen eine erste Einschätzung dar, die durch systematische Beobachtung und (oder) Befragung von Operateuren überprüft werden sollte. Sie lassen sich bei zukünftigen Analysen ohne weiteres durch genauere Werte ersetzen.

Für die Zeitverteilungen der Basishandlungen wurden keine epistemischen Unsicherheiten spezifiziert, da aufgrund des geringen Handlungsumfanges der jeweiligen Basishandlungen davon ausgegangen wurde, dass die entsprechende Stochastik allgemein übertragbar ist. Anders verhält es sich bei den Tätigkeitsblöcken, die vor Ort ausgeführt werden (Simulationen am Reaktorschutz, Anschließen der mobilen Pumpe im Notspeisegebäude und Kontrolle des Speisewasserbehälters im Maschinenhaus) und die nicht durch ihre Basishandlungen beschrieben wurden. Die stochastische Variation der Ausführungszeiten bzgl. dieser Tätigkeitsblöcke wurde durch Gleichverteilungen beschrieben. Eine genauere Untersuchung und Modellierung der Tätigkeiten vor Ort konnte im Rahmen dieses Vorhabens nicht durchgeführt werden. Aufgrund der Relevanz dieser Tätigkeiten, sollte eine genauere Analyse in einem Nachfolgevorhaben durchgeführt werden.

In **Tab. 4-4** sind beispielhaft diejenigen Basishandlungen aufgeführt, die für das Abstellen der Hauptkühlmittelpumpen (HKP) relevant sind und bei denen menschliche Fehler unterstellt wurden. Zum besseren Verständnis werden die Handlungen im Zusammenhang kurz erläutert: Während der SL zu Beginn der Notfallmaßnahme die Krisenorganisation übernehmen muss, übergibt er kurzzeitig die Leitung der Schichtmannschaft seinem Stellvertreter SLVM. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,05 unterlässt der Schichtleiter diese Anweisung. SLVM gibt dem RF die Anweisung, die 4 HKP abzustellen. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,95 erfolgt die Anweisung des SLVM an den RF, wobei der RF mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,98 dieser Anweisung nachkommt und die HKP abstellt. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,02 unterlässt der RF die Ausführung der Anweisung. Diese Unterlassung wird vom SLVM mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 nicht bemerkt und die HKP laufen weiter. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 bemerkt der SLVM die Unterlassung des RF und gibt ihm eine erneute Anweisung, die der RF dann mit Sicherheit ausführt.

Tab. 4-4: Epistemische Unsicherheiten der spezifizierten menschlichen Fehlhandlungen für Basishandlungen, die für das Abschalten der HKP relevant sind

Handlung	Median	k-Faktor	Wahrscheinlichkeitsverteilung
SLVM* unterlässt Anweisung an RF, die 4 HKP abzustellen	0,05	5	LN(- 2,996; 0,978)**
RF stellt die HKP nicht ab	0,02	5	LN(- 3,912; 0,978)
SLVM bemerkt die unterlassene Handlung nicht (Recovery nicht erfolgreich)	0,5	5	LN(-1,609; 0,978)
SL bemerkt bei Rücknahme des Kommandos nicht, dass HKP noch laufen (Recovery nicht erfolgreich)	0,5	5	LN(- 1,609; 0,978)
SLVM unterlässt Anweisung an SLVE, den Anlagenzustand laufend zu kontrollieren	0,05	5	LN(- 2,996; 0,978)
SL bemerkt bei Rücknahme des Kommandos nicht, dass Anweisung nicht gegeben wurde (Recovery nicht erfolgreich)	0,5	5	LN(- 1,609; 0,978)
SLVE bemerkt bei der Kontrolle des Anlagenzustands nicht, dass HKP noch laufen	0,02	5	LN(- 3,912; 0,978)

* SLVM: Schichtleiter-Stellvertreter-Mechanik
 RF: Reaktorfahrer
 SL: Schichtleiter
 SLVE: Schichtleiter-Stellvertreter-Elektrik

** LN(μ, σ): bezeichnet die bei 1 gestutzte Log-Normalverteilung mit den Parametern μ und σ

Wenn die Pumpen durch menschliche Fehlhandlungen bisher nicht abgestellt wurden, so gibt es weitere mögliche Recovery-Maßnahmen zum Abschalten der HKP. Eine Recovery-Maßnahme besteht darin, dass der SL bei der Rücknahme des Kommandos bemerkt, dass die HKP noch laufen. Die Wahrscheinlichkeit, dass er es bemerkt, beträgt 0,5, und mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 ist die Recovery-Maßnahme nicht erfolgreich. In diesem Fall besteht eine weitere Recovery-Möglichkeit, und zwar dann, wenn der Anlagenzustand durch den SLVE fortlaufend kontrolliert wird. Dazu muss dem SLVE die entsprechende Anweisung durch den SLVM gegeben werden. Diese Anweisung wird mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,05 unterlassen. In diesem Fall besteht mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 die Möglichkeit, dass der SL die unterlassene Anweisung bei Rücknahme des Kommandos erkennt und SL die Anweisung an SLVE erneut gibt. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 ist diese Recovery-Möglichkeit nicht erfolgreich und die fortlaufende Kontrolle des Anlagenzustands entfällt. Wenn SLVE die fortlaufende Kontrolle des Anlagenzustands durchführt und die HKP noch nicht abgestellt wurden, dann wird er diesen Zustand mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,98 bemerken und das Abschalten der HKP veranlassen. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,02 ist auch diese Recovery-Möglichkeit nicht erfolgreich.

In der Beschreibung sind die jeweiligen menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten (**H**uman **E**rror Probabilities – HEP) durch ihre Referenzwerte ausgedrückt worden, wie sie in der Analyse im Vorhaben RS 1148 verwendet worden sind. Als Referenzwerte sind die Mediane der Log-Normalverteilungen verwendet worden, die die Kenntnisstandunsicherheiten bzgl. der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten beschreiben. Im Rahmen dieses Vorhabens werden die epistemischen Unsicherheiten bzgl. der Fehlerwahrscheinlichkeiten durch zufällig ausgespielte Werte aus den (bei 1 gestutzten) Log-Normalverteilungen berücksichtigt.

In den Abbildungen Abb. 4-1 und Abb. 4-2 sind die Wahrscheinlichkeitsverteilungen dargestellt, wann nach Einleitung der Notfallmaßnahme (d. h. Wasserstand aller 4 DE < 4 m) die Hauptkühlmittelpumpen abgeschaltet werden (Abb. 4-1) und wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz abgeschlossen sind (Abb. 4-2). Bei der im Vorhaben RS 1148 ermittelten Verteilung (schwarz) wurden nur die oben beschriebenen aleatorischen (stochastischen) Unsicherheiten bzgl. der Ausführungszeiten der jeweiligen Basishandlungen sowie die Referenzwerte der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten berücksichtigt.

Bei der in diesem Vorhaben ermittelten Wahrscheinlichkeitsverteilung (rot) wurden sowohl die stochastischen Unsicherheiten bzgl. der Ausführungszeiten der jeweiligen Basisbehandlungen als auch die epistemischen Unsicherheiten bzgl. der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten gleichzeitig variiert. Damit erhält man Aussagen über die mittlere Verteilung derjenigen Wahrscheinlichkeitsverteilungen, die sich unter der Bedingung der epistemischen Unsicherheiten ergeben. Dies ergibt sich aus der Beziehung

$$E(E(Y|\text{epistemic})) = E(Y)$$

wobei

Y - die Indikatorfunktion einer interessierenden Größe (z. B. Indikator, dass ein interessierendes Ereignis zum Zeitpunkt $T \leq t$ eintritt),

$E(Y)$ – den Erwartungswert der Indikatorfunktion Y und

$E(Y|\text{epistemic})$ - die Erwartung von Y unter der Bedingung epistemischer Vektoren.

Eine ausführlichere Diskussion dieser Beziehung ist in Abschnitt 4.7.1 zu finden.

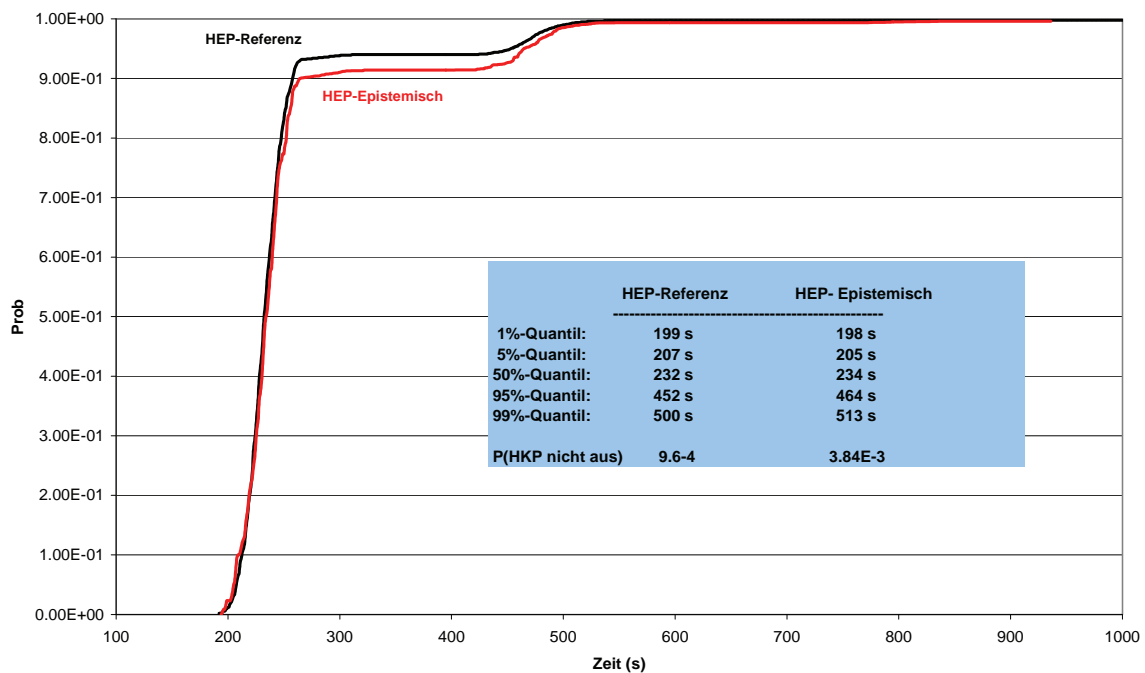


Abb. 4-1: Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zeit, wann nach Einleitung der Notfallmaßnahme die HKP abgeschaltet werden

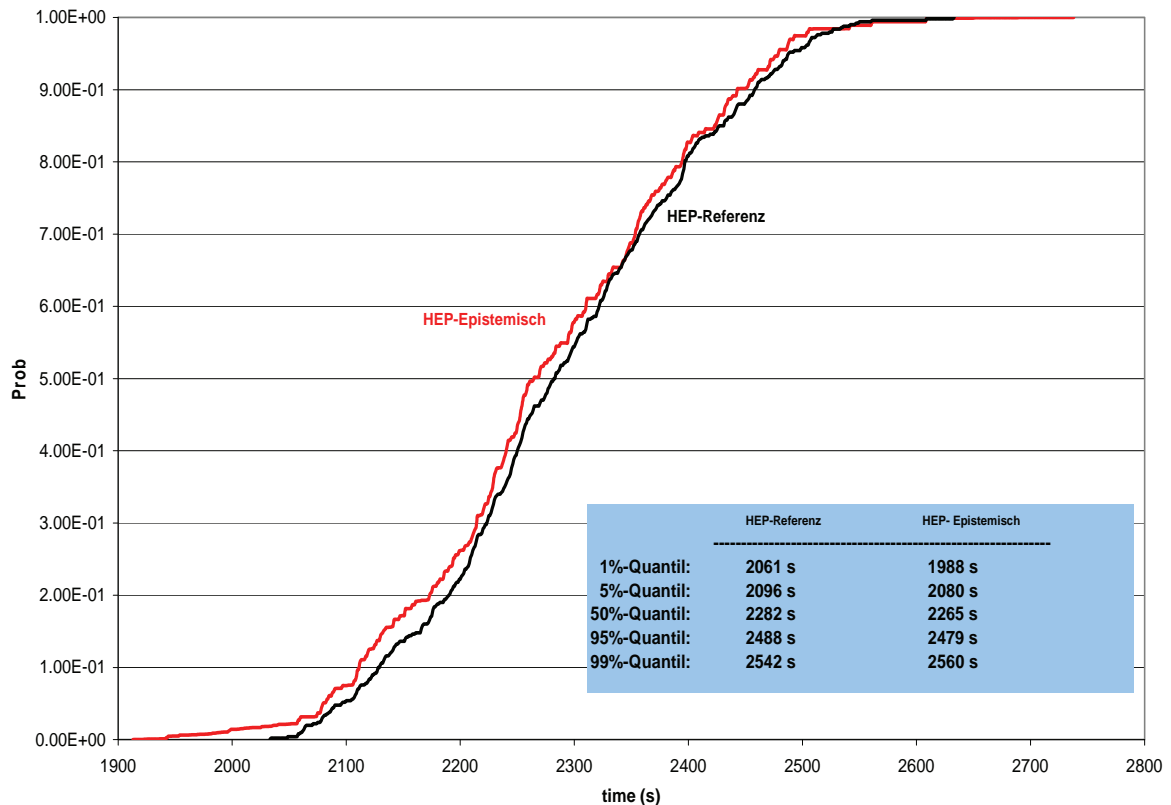


Abb. 4-2: Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zeit, wann nach Einleitung der Notfallmaßnahme die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind

Bei der Analyse mit HEP-Referenzwerten wurden die HKP mit einer mittleren Wahrscheinlichkeit von $9,6 \text{ E-}04$ nicht abgeschaltet. Dabei ergab sich ein 95 %-Konfidenzintervall von ($2,98 \text{ E-}04$, $1,62 \text{ E-}3$).

Bei der Analyse mit Berücksichtigung der Unsicherheiten bzgl. der HEP Schätzungen (im Vorhaben RS 1166) ergab sich für das Nicht-Abschalten der HKP eine mittlere Wahrscheinlichkeit von $3,84 \text{ E-}03$ mit einem 95 %-Konfidenzintervall von ($2,83 \text{ E-}03$, $4,85 \text{ E-}03$).

Die Kombination aus dem Stochastik-Modul MCDET und dem Crew-Modul wurde angewendet zur Schätzung der Verteilungen der Ausführzeiten für:

- das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (s. **Abb. 4-1**),
- die Simulationen im Reaktorschutz (s. **Abb. 4-2**),
- das Anschließen der mobilen Pumpe,
- die Besetzung des Maschinenhauses,

- die Druckaufladung des Speisewasserbehälters,
- das Blockieren der Stützdampf-SSV,
- das Durchschalten der Speisewasserleitungen,
- das Öffnen der Volllast-Absperrventile,
- das Durchschalten der Notspeisestränge,
- das Starten der mobilen Pumpe und
- die Druckentlastung der Dampferzeuger.

4.7 Analyseschritte

Das Anwendungsbeispiel im Rahmen des Vorhabens RS 1148 lieferte das Ergebnis, dass ein wesentlicher Tätigkeitsblock der Notfallprozedur SDB - nämlich die Speisewasserbehälter-Druckaufladung - mit großer Wahrscheinlichkeit nicht durchgeführt werden kann. Die Analyse berücksichtigte allerdings nur die aleatorischen (stochastischen) Unsicherheiten in den Personalhandlungen zur Notfallmaßnahme SDB. Im Rahmen der Arbeiten zum Vorhaben RS1166 wurden zusätzlich die epistemischen Unsicherheitsquellen im Thermohydraulik-Code und im Modell für die menschlichen Handlungen berücksichtigt.

4.7.1 Quantifizierung der Unsicherheit in den Ausführzeiten von Personalhandlungen

Zunächst wurden die epistemischen und aleatorischen Unsicherheiten der Crew-Modul-Anwendung spezifiziert (vgl. Abschnitt 4.6). Spezifikationen zur Zuverlässigkeit der Personalhandlungen (menschliche Fehler ja/nein, aleatorische Unsicherheit) erfolgten direkt im Stochastik-Modul MCDET. Informationen zu den aleatorischen Unsicherheiten bzgl. der Ausführzeiten von Personalhandlungen und zu allen epistemischen Unsicherheiten wurden zunächst vom GRS-Programm SUSAB /KLO 06/ verarbeitet.

SUSAB ist die um die Stochastik (Aleatorik) erweiterte Version des GRS-Programms SUSAB. D. h. SUSAB unterstützt eine Unsicherheitsanalyse, die sowohl epistemische als auch aleatorische Unsicherheiten berücksichtigt. Einsatzgebiet von SUSAB sind

Anwendungen von deterministischen Rechenmodellen, die bei geringem Prozessorzeitbedarf Ergebnisse für Teilaufgaben einer PSA liefern. Die Anwendungen dürfen allerdings keine komplexen Abhängigkeiten der aleatorischen sowie der epistemischen Unsicherheiten von Rechenmodell-Zwischenergebnissen aufweisen. So dürfen z. B. die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen und/oder der Kenntnisstand zu den Zuverlässigkeitskenngrößen nur in einfacher Form von der dynamischen Entwicklung der Personalhandlungen, der Prozessgrößen und dem Systemverhalten abhängen. Abhängigkeiten z. B. der Dynamik der Personalhandlungen von den Stochastik-Einflüssen und Kenntnisstandunsicherheiten dürfen dagegen in beliebigem Maße bestehen.

Mit SUSA-AB wurde eine gemeinsame Stichprobe von Wertekombinationen für alle epistemischen Unsicherheiten und einen Teil der aleatorischen Unsicherheiten erzeugt. Dabei wurden alle diejenigen aleatorischen Unsicherheiten einbezogen, die über Monte Carlo Simulation angemessen berücksichtigt werden konnten. Dazu zählten z. B. die Unsicherheiten bzgl. der Ausführzeiten von Basishandlungen. Es wurden zunächst 100 Wertekombinationen für die epistemischen Unsicherheiten und anschließend 100 Wertekombinationen für die aleatorischen Unsicherheiten ausgespielt. Wenn die Verteilungsparameter von aleatorischen Unsicherheiten nur ungenau bekannt waren, d. h. wenn die Verteilungsparameter epistemische Unsicherheiten darstellten, erfolgte die Zufallsauswahl für die aleatorischen Unsicherheiten aus den bedingten Verteilungen, die durch die ausgespielten Werte für die epistemischen Unsicherheiten bestimmt werden. Die Wertekombinationen für die aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten wurden zu einer Stichprobe vom Umfang 100 zusammengefasst. Diese Stichprobe wurde zusammen mit den Informationen zur Zuverlässigkeit der Personalhandlungen (menschliche Fehler ja/nein, aleatorische Unsicherheit) im Stochastik-Modul MCDET berücksichtigt.

Mit der Kombination aus dem Stochastik-Modul MCDET und dem Crew-Modul wurden unter Berücksichtigung der mit SUSA-AB generierten Stichprobe für die epistemischen und aleatorischen Unsicherheiten insgesamt 100 diskrete dynamische Ereignisbäume erzeugt. Jeder Ereignisbaum wurde unter der Bedingung einer Wertekombination aus der Stichprobe konstruiert, wobei bei für jede Wertekombination epistemische und aleatorische Unsicherheiten gleichzeitig variiert wurden.

Mit jedem diskreten dynamischen Ereignisbaum i erhält man eine bedingte Wahrscheinlichkeitsverteilung $F_{T|epi,al}(t) = P(T \leq t | Ep=ep_i, Al_{MC}=al_i)$ für die Ausführzeit T der Personalhandlungen im Rahmen der Notfallmaßnahme SDB.

Bedingung ist die jeweilige von SUSANA-AB erzeugte Wertekombination für die epistemischen (E_p) und aleatorischen Unsicherheiten (AL_{MC}).

Die mittlere Wahrscheinlichkeitsverteilung aus den bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilungen $F_{T|epi,al}(t)$ kann als Schätzung für die Wahrscheinlichkeitsverteilung $F_T(t) = P(T \leq t)$ der Ausführzeit T herangezogen werden. Dies ergibt sich aus den folgenden bekannten Beziehungen:

1. $E[E(Y|E_p, AL_{MC})] = E[Y]$,

wobei

E = Erwartungswert,

E_p = Gesamtheit der Vektoren für die epistemischen Unsicherheiten,

AL_{MC} = Gesamtheit der Vektoren für die aleatorischen Unsicherheiten, die über Monte Carlo Simulation berücksichtigt werden,

Y = Unsichere Größe aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge,

$Y|E_p, AL_{MC}$ = Unsichere Größe aufgrund aleatorischer Unsicherheitsbeiträge.

2. Die Wahrscheinlichkeit $P(T \leq t)$ für das Ereignis $\{T \leq t\}$ (z. B. Ausführzeit $T \leq t$) kann als Erwartungswert $E(I_{\{T \leq t\}})$ der Indikatorfunktion $I_{\{T \leq t\}}$ des Ereignisses $\{T \leq t\}$ dargestellt werden: $I_{\{T \leq t\}} = 1$, wenn $T \leq t$ bzw. $I_{\{T \leq t\}} = 0$, sonst. Entsprechend kann auch die Verteilungsfunktion $F_T(t) = P(T \leq t)$ für jedes t als Erwartungswert dargestellt werden.

Mit $Y = I_{\{T \leq t\}}$ gilt: $E(Y) = E(I_{\{T \leq t\}}) = P(T \leq t)$, $E(Y|E_p, AL_{MC}) = P(T \leq t|E_p, AL_{MC})$.

Weiter gilt nach Punkt 1: $E[P(T \leq t|E_p, AL_{MC})] = E[E(Y|E_p, AL_{MC})] = E(Y) = P(T \leq t)$

3. Die bedingten Wahrscheinlichkeiten $p_i = P(T \leq t|E_p = ep_i, AL_{MC} = al_i)$ für jeden Wert t und $i = 1, \dots, n$ ($n = 100$), die man für die diskreten dynamischen Ereignisbäume erhält, stellen eine Stichprobe (einfache Zufallsauswahl) aus der unbekanntem Verteilung von $P = P(T \leq t|E_p, AL_{MC})$ dar.

Der Stichprobenmittelwert

$$\bar{p} = \frac{1}{n} \sum_i p_i$$

ist Schätzwert für $E[P] = E[E(Y|E_p, AL_{MC})] = E[Y] = P(T \leq t)$.

Schätzwert für die Varianz $Var[P] = Var [E(Y|Ep, Al_{MC})]$ ist:

$$s^2 = \frac{1}{n-1} \sum_i (p_i - \bar{p})^2 .$$

Die mittlere Wahrscheinlichkeit \bar{p} für jeden Wert t liefert eine Quantifizierung der Unsicherheit in der Ausführzeit T aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge.

Da zur Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit aus der Störfallsimulation mit ATHLET die GRS-Methode zur Unsicherheitsanalyse angewendet wurde (vgl. Abschnitt 2.2), mussten Stichproben aus den Verteilungen der Ausführzeiten generiert werden. Eine Stichprobe (einfache Zufallsauswahl) vom Umfang n ($= 100$) aus der Verteilung der Ausführzeit T wurde nach dem folgenden Vorgehen erzeugt:

1. Auswahl einer Wertekombination (ep_i, al_i) (nach dem Verfahren einer einfachen Zufallsauswahl) für alle epistemischen Unsicherheiten Ep und die aleatorischen Unsicherheiten Al_{MC} , die über Monte Carlo-Simulation berücksichtigt werden.
2. Erzeugung eines diskreten dynamischen Ereignisbaums i aufgrund der Wertekombination (ep_i, al_i) für die epistemischen und aleatorischen Unsicherheiten und Ermittlung der bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilung $F_{T|ep_i, al_i}(t)$ für die Ausführzeit T .
3. Einfache Zufallsauswahl eines Wertes t_i für die Ausführzeit T aus der bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilung $F_{T|ep_i, al_i}(t)$.
4. Anwendung der Schritte 1 bis 3 für $i = 1, \dots, n$ liefert eine Stichprobe t_1, t_2, \dots, t_n für die Ausführzeit T .

4.7.2 Schritte der Unsicherheitsanalyse für die Rechenergebnisse aus der Störfallsimulation mit ATHLET

Für die Untersuchung, wie sich die Berücksichtigung aller - sowohl der epistemischen als auch der aleatorischen - Unsicherheitsquellen auf die Ergebnisunsicherheit aus der Störfallsimulation auswirkt, wurde die in Abschnitt 2.2 beschriebene GRS-Methode zur Unsicherheitsanalyse unter zusätzlicher Berücksichtigung der aleatorischen Unsicherheiten angewendet.

Zur Durchführung der Unsicherheitsanalyse wurde die GRS-Software SUSAs-PC für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen /KLO 08/ eingesetzt. Zunächst wurden innerhalb von SUSAs-PC alle Unsicherheitsquellen spezifiziert. Für die epistemischen Unsicherheiten wurden die subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen und Abhängigkeiten quantifiziert (vgl. Tab. 4-2). Auf der Basis der spezifizierten Verteilungen und Abhängigkeiten wurden von SUSAs-PC nach dem Verfahren einer einfachen Zufallsstichprobe insgesamt $n = 100$ Wertekombinationen für die epistemischen Unsicherheiten erzeugt. Diese Wertekombinationen wurden mit den $n = 100$ Wertekombinationen für die Unsicherheiten bzgl. der Ausführzeiten von Personalhandlungen (vgl. Abschnitt 4.7.1) verbunden. Es wurden also insgesamt $n = 100$ Wertekombinationen für die Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung erzeugt, wobei aleatorische und epistemische Unsicherheiten gleichzeitig variiert wurden.

Der vorliegende ATHLET-Referenzdatensatz für die Transiente 'Ausfall der Speisewasserversorgung' unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen' wurde so modifiziert, dass er für die Unsicherheitsanalyse eingesetzt werden kann. Ein wesentlicher Bestandteil des modifizierten Datensatzes ist der Eingabedatenblock mit dem Kontrollwort 'C---- PARAMETERS'. Die Werte der unsicheren Parameter in den jeweiligen Eingabeblocks wurden im modifizierten Datensatz durch speziell gekennzeichnete Parameternamen ersetzt.

Auf der Basis des modifizierten ATHLET-Referenzdatensatzes und den Wertekombinationen für die Unsicherheitsquellen wurden $n = 100$ ATHLET-Eingabedatensätze erzeugt. Unter der Kontrolle von SUSAs-PC wurden anschließend die Rechenläufe automatisch gestartet.

Jeder Lauf wurde erfolgreich durchgeführt, so dass nach Beendigung der Läufe für jedes Rechenergebnis eine Stichprobe vom Umfang $n = 100$ vorlag. Die Auswertung der Rechenergebnisse im Hinblick auf eine Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit erfolgte mit SUSAs-PC und ist in Abschnitt 4.7.3 beschrieben.

4.7.3 Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit

Aus jedem der mit ATHLET durchgeführten 100 Rechenläufe resultierten alternative zeitliche Verläufe für die Ergebnisgrößen. Aus der Gesamtheit der errechneten Ergebnisse können quantitative Aussagen zur Ergebnisunsicherheit aufgrund des gemeinsamen Einflusses epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge hergeleitet werden. Die Ergebnisunsicherheit kann z. B. in Form statistischer Toleranzgrenzen zu vorgegebenen Werten des Wahrscheinlichkeitsgehalts und des Vertrauensniveaus (z. B. 95 %, 95 %) ausgedrückt werden.

Im Folgenden wird exemplarisch die Unsicherheit bzgl. ausgewählter Ergebnisgrößen dargestellt. Für einige Ergebnisgrößen werden Sensitivitätsmaße dargestellt, die die Beiträge der unsicheren Eingangsparameter zur Ergebnisunsicherheit verdeutlichen. Es ist zu beachten, dass für die meisten Ergebnisgrößen die dargestellte Unsicherheit aus dem gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge resultiert. Sie stellt weder ausschließliche epistemische noch aleatorische Unsicherheit dar.

Unsicherheit bzgl. der Dampferzeuger-Füllstände

Die Transiente beginnt mit dem kompletten Ausfall der Hauptspeisepumpen, der An- und Abfahrpumpen sowie der Notspeisepumpen zum Zeitpunkt $t = 600$ s. Die frühe Störfallphase ist durch zahlreiche, u. a. vom Reaktorschutz automatisch ausgelöste Ereignisse geprägt. Wenn die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter den Grenzwert von vier Metern absinken, wird die Notfallmaßnahme SDB eingeleitet, um die Dampferzeugerbespeisung wiederherzustellen.

Abb. 4-3 zeigt die Unsicherheit im zeitlichen Verlauf des Füllstands von Dampferzeuger DE 1. Die Unsicherheit im Zeitpunkt, wann die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter vier Metern gesunken sind, d. h. wann die Notfallmaßnahme frühestens eingeleitet werden kann, ist in Abb. 4-4 dargestellt. Das (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (1238 s, 1734 s). Diese Unsicherheit ist ausschließlich auf die Beiträge der epistemischen Unsicherheiten zurückzuführen.

In Abb. 4-5 werden die Sensitivitätsmaße dargestellt. Sie zeigen die Beiträge der einzelnen epistemischen Parameter zur Ergebnisunsicherheit. Man erkennt, dass die Unsicherheit bzgl. der relativen Geschwindigkeit zwischen Dampf und Wasser im Bündel der Dampferzeuger U-Rohre (positive Korrelation) und bzgl. der Nachzerfallswärme (negative Korrelation) am meisten zur Ergebnisunsicherheit bzgl. des Zeitpunkts beitragen, wann die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter vier Metern abgesunken sind. Je höher die relative Geschwindigkeit ist, desto später liegt (tendenziell) der Zeitpunkt; und je höher die Nachzerfallswärme ausfällt, desto früher liegt (tendenziell) der Zeitpunkt. Weitere Unsicherheitsbeiträge kommen von der Unsicherheit bzgl. des Wärmeübergangskoeffizienten (HTC) in der Großzone und von der Unsicherheit bzgl. des Messfehlers beim Grenzsinal DE-Füllstand min1.

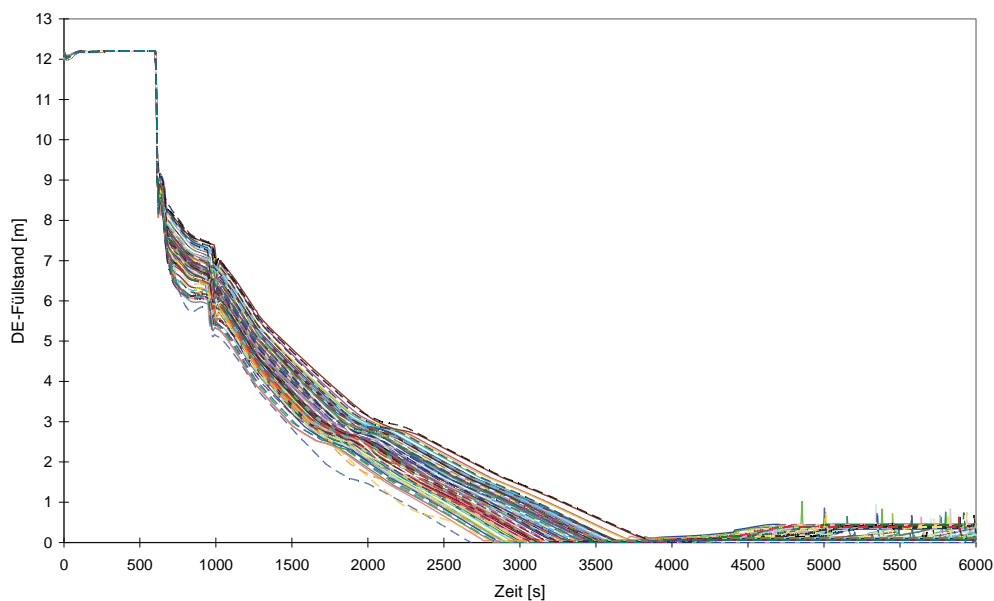


Abb. 4-3: Zeitliche Verläufe des Füllstands von Dampferzeuger DE 1 aus 100 ATHLET-Rechnungen

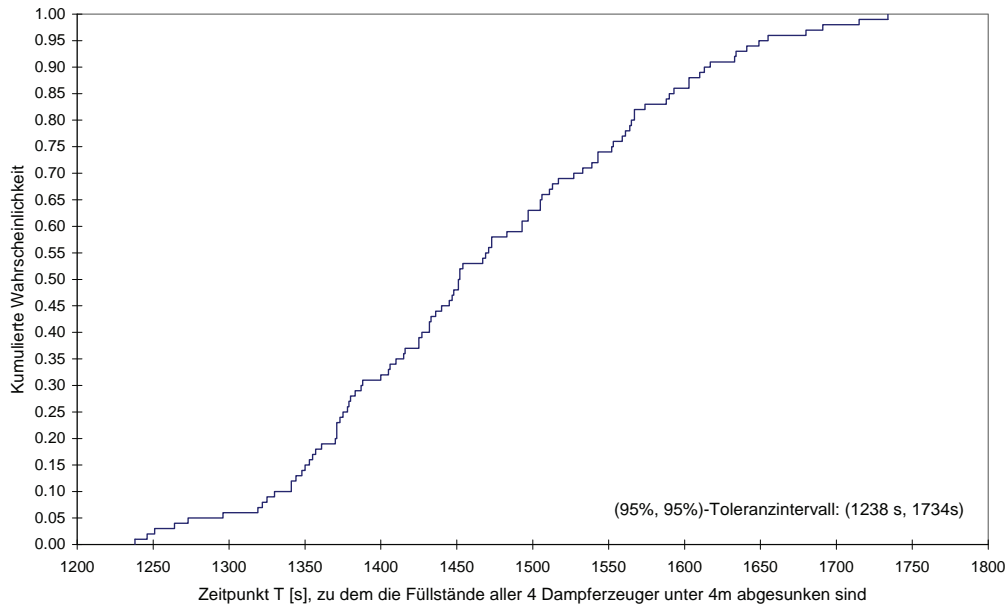


Abb. 4-4: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Zeitpunkt, wann die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter 4m gesunken sind.

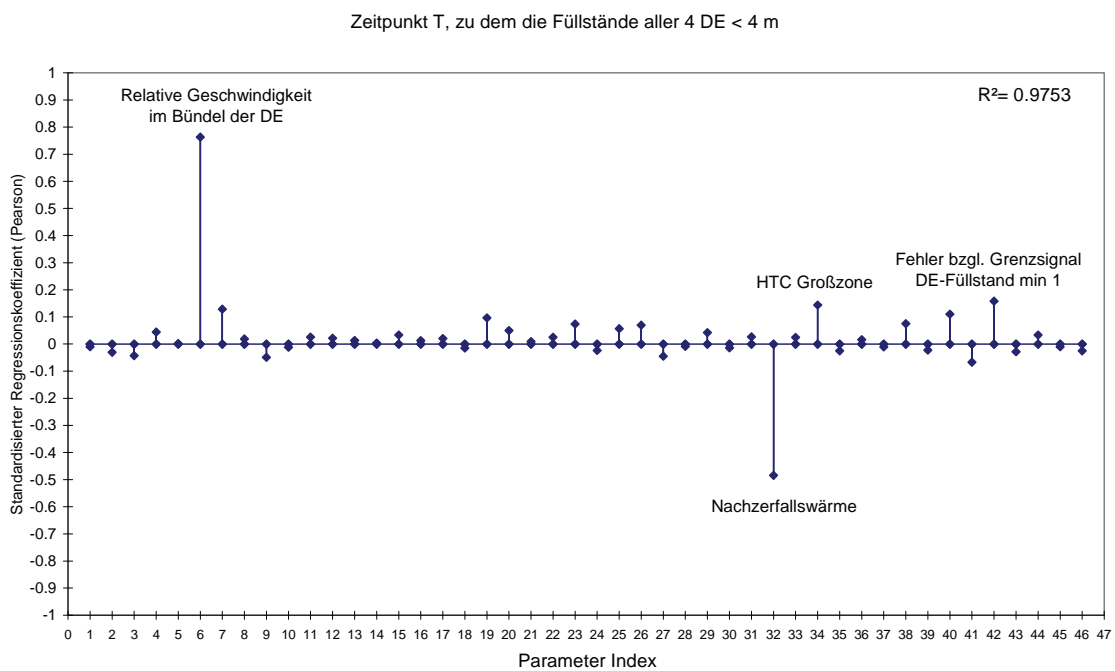


Abb. 4-5: Sensitivitätsmaße bzgl. des Zeitpunkts, zu dem die Füllstände aller vier Dampferzeuger unter 4 m gesunken sind, und den 46 epistemischen Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung

Unsicherheit in der Abschaltzeit der vier Hauptkühlmittelpumpen (HKP)

Das Notfallhandbuch sieht vor, dass alle Hauptkühlmittelpumpen manuell abgeschaltet werden, wenn der Füllstand in 4 von 4 Dampferzeugern (DE) < 4 m abgefallen ist. Dadurch wird der Energieeintrag der HKP in den Reaktorkreislauf begrenzt und es steht dem Personal mehr Zeit zur Durchführung der Notfallmaßnahme zur Verfügung.

In dieser Anwendung wird angenommen, dass die 4 HKP immer abgeschaltet werden. Die Analyse im Vorhaben RS 1148 hat gezeigt, dass die Wahrscheinlichkeit dafür 99.9% beträgt.

Abb. 4-6 zeigt die empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Zeitpunkt, wann die HKP abgestellt werden (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme). Die Unsicherheit bzgl. dieses Zeitpunkts ist auf den gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge im Crew-Modul zurückzuführen. Das entsprechende (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (192 s, 832 s).

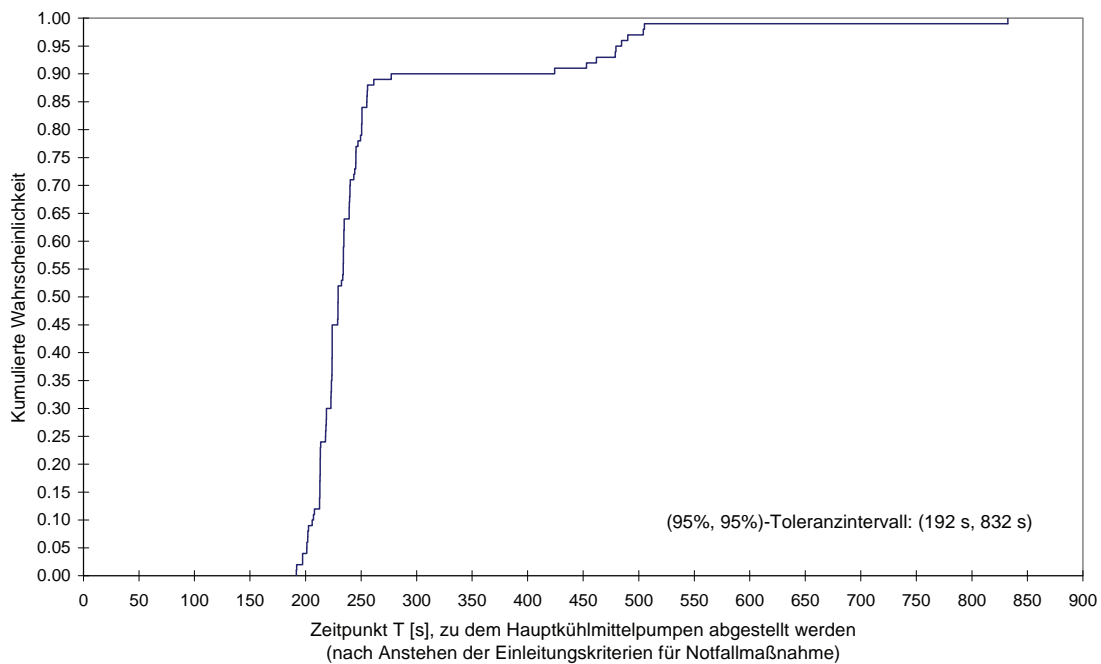


Abb. 4-6: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit, wann die HKP abgestellt werden (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme)

Unsicherheit im Zeitpunkt, wann die Simulationen im Reaktorschutz beendet sind

Um die Druckentlastung der Dampferzeuger einleiten zu können, sind weitere vorbereitende Maßnahmen vorzunehmen wie z. B. die Simulationen im Reaktorschutz oder das Druckaufladen des Speisewasserbehälters. Gemäß Notfallhandbuch dürfen die Arbeiten zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung erst dann begonnen werden, wenn die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind und das Einleitungskriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung noch nicht ansteht. Die Simulationsarbeiten im Reaktorschutz sollen die Auslösung von Reaktorschutzsignalen infolge eines durch Handmaßnahmen ausgelösten Frischdampfdruckabfalls verhindern.

Abb. 4-7 zeigt die empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Zeitpunkt, wann die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme). Das (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (1938 s, 2646 s). Die Unsicherheit bzgl. dieses Zeitpunkts ist auf den gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheiten im Crew-Modul zurückzuführen.

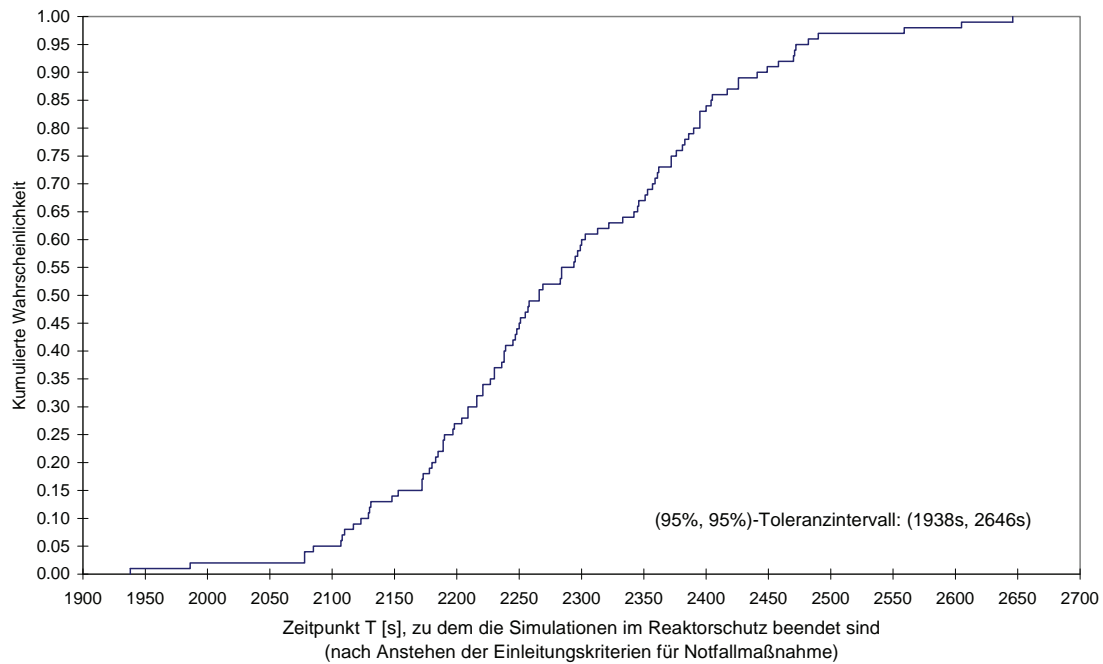


Abb. 4-7: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit, wann die Simulationen am Reaktorschutz abgeschlossen sind (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme)

Aus Abb. 4-7 ist ersichtlich, dass der früheste Zeitpunkt, wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind, bei ca. 1930 s nach dem Anstehen der Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme liegt. Im Notfallhandbuch wird ein Zeitbedarf von ca. 1800 s für die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz und für den Weg von der Warte in das Notspeisegebäude angegeben.

Die Ursache, dass bereits der früheste Zeitpunkt der Verteilung in Abb. 4-7 größer als der im Notfallhandbuch angegebene Zeitbedarf ist, liegt darin, dass in der Analyse zusätzlich zum im Notfallhandbuch angegebenen Zeitbedarf diejenigen Zeiten berücksichtigt wurden, die z. B. für folgende Aktionen benötigt werden:

- Aufgabenübertragung vom Schichtleiter an seinen Stellvertreter,
- Rückruf des Anlagenwärters (Elektriker) vom Notspeisegebäude in die Warte,
- Weg des Anlagenwärters vom Notspeisegebäude in die Warte,
- Anweisungen des Schichtleiters bzw. Schichtleiterstellvertreter an den zuständigen Anlagenwärter.

Durch die Zeiten der zusätzlich berücksichtigten Aktionen werden die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz entsprechend später beendet. Diese Situation zeigt beispielhaft, dass eine detaillierte Beschreibung der durchzuführenden Aktionen sowie die Berücksichtigung der entsprechenden Ausführungszeiten einen relevanten Einfluss auf die zu bewertende Maßnahme haben können.

Unsicherheit bzgl. des Zeitpunkts, wann die Einleitungskriterien für die DE-Druckentlastung anstehen

Die Druckentlastung der DE findet durch das Öffnen der FD-Abblaseventile statt, wenn mindestens eines der folgenden Kriterien erfüllt ist:

- mehrfaches Ansprechen des Druckhalter-Abblaseventils oder
- Kühlmittelintrittstemperatur $> 310\text{ °C}$ oder
- Druckhalter-Füllstand $> 9,5\text{ m}$.

Abb. 4-8 und Abb. 4-9 zeigen die Unsicherheit im zeitlichen Verlauf der Kühlmittelintrittstemperatur und des Druckhalter-Füllstands. Die Unsicherheit bzgl. der Eintrittszeit des Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung ist in Abb. 4-10 dargestellt. Das entsprechende (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (1695 s, 2736 s). In allen 100 Rechenläufen ist das Einleitungskriterium durch einen Druckhalter-Füllstand über 9,5 m ausgelöst worden.

Die Unsicherheit bzgl. der Eintrittszeit ist auf epistemische Unsicherheitsbeiträge und auf den Beitrag der (aufgrund epistemischer und aleatorischer Beiträge) unsicheren Größe ‚Ausführzeit für das Abschalten der 4 HKP‘ zurückzuführen. Abb. 4-11 zeigt die Sensitivitätsmaße. Der größte Beitrag resultiert von der Unsicherheit bzgl. der Nachzerfallswärme. Hier ist eine negative Korrelation zu verzeichnen, d. h. höhere Werte für die Nachzerfallswärme gehen tendenziell einher mit einem frühen Eintrittszeitpunkt für die Einleitungskriterien und umgekehrt. Weitere Unsicherheitsbeiträge kommen von der Unsicherheit bzgl. der relativen Geschwindigkeit im U-Rohr Bündel der Dampferzeuger (positive Korrelation), den Wärmeverlusten an die Umgebung bei den Außenflächen im Primärkreislauf und in den Dampferzeugern (positive Korrelation) und von der Unsicherheit bzgl. der Ausführzeit für das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen (negative Korrelation).

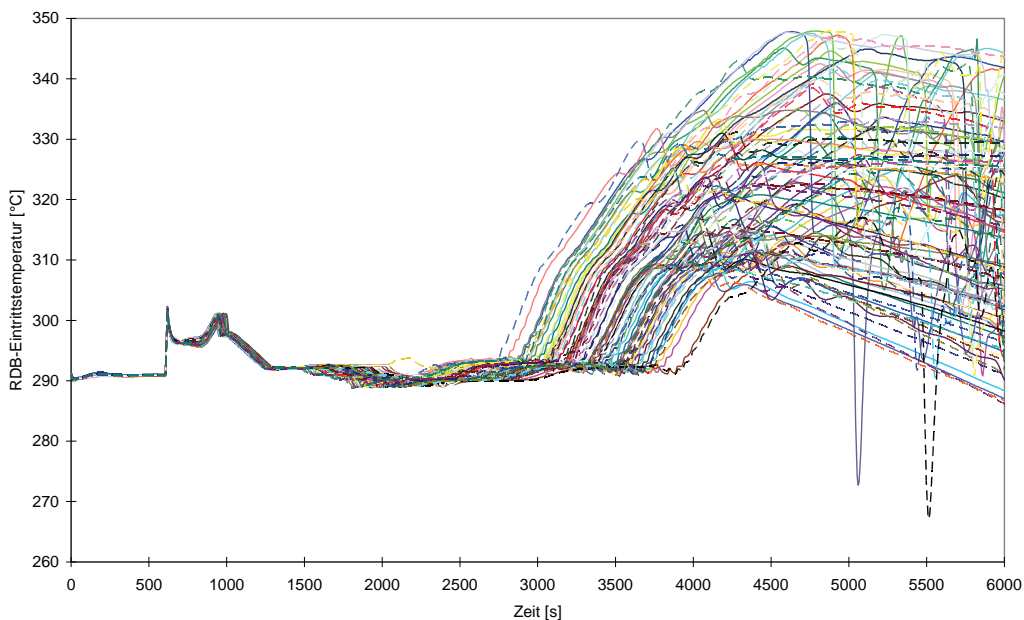


Abb. 4-8: Zeitliche Verläufe der RDB-Eintrittstemperatur aus 100 ATHLET-Rechnungen

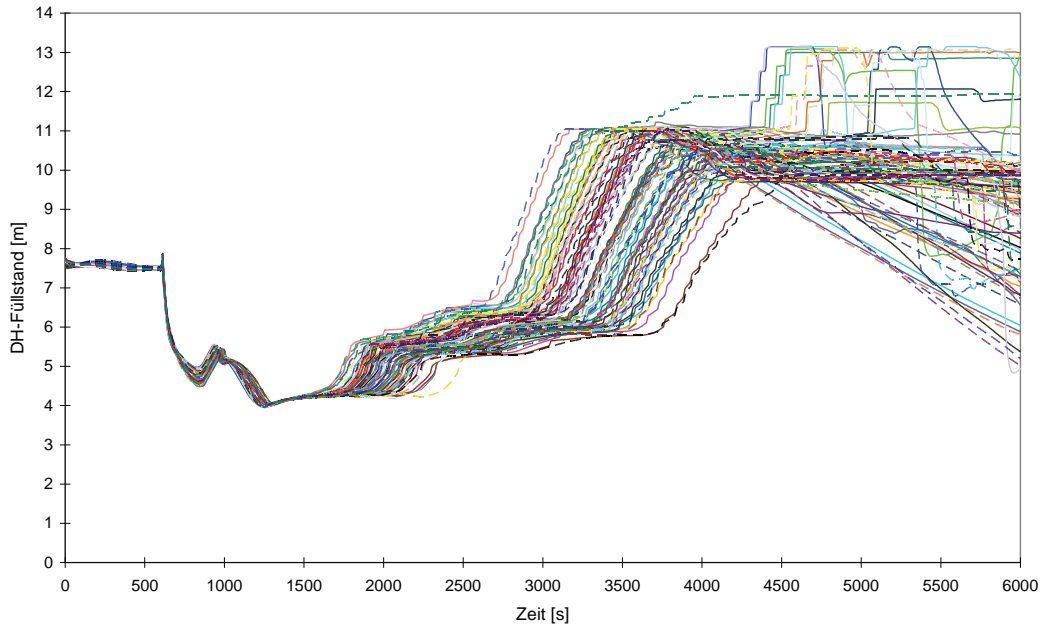


Abb. 4-9: Zeitliche Verläufe des Druckhalter-Füllstands aus 100 ATHLET-Rechnungen

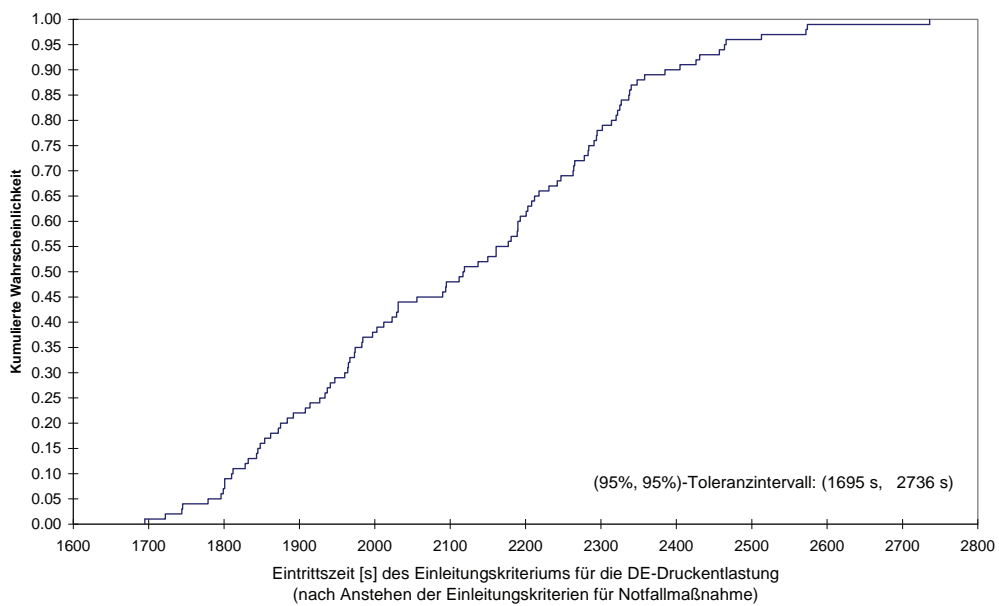


Abb. 4-10: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Eintrittszeit des Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung (nach Anstehen der Einleitungskriterien für Notfallmaßnahme)

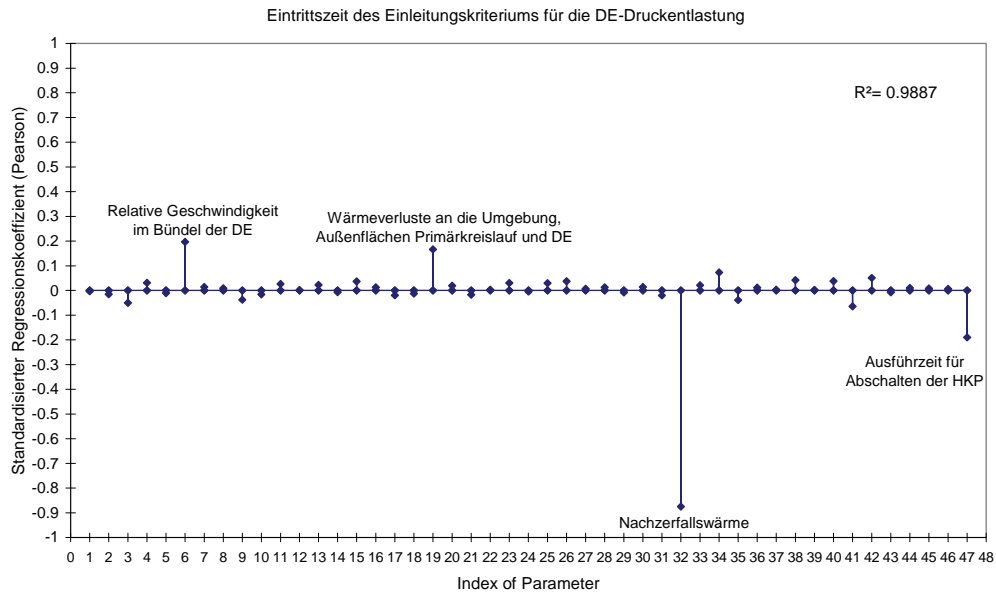


Abb. 4-11: Sensitivitätsmaße bzgl. der Eintrittszeit des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger-Druckentlastung und 47 Unsicherheiten der ATHLET-Anwendung (46 epistemische Unsicherheiten und Unsicherheit bzgl. der Ausführzeit für das Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen)

Unsicherheit im zeitlichen Verlauf des Dampferzeuger-Drucks

Nach dem kompletten Ausfall der Hauptspeisepumpen, der An- und Abfahrpumpen sowie der Notspeisepumpen zum Zeitpunkt $t = 600$ s, erfolgen die Reaktorschnellabschaltung und die Turbinenschnellabschaltung. Der Druck in den Dampferzeuger steigt an und wird automatisch mit einem Gradienten von 100 K/h auf einen Druck von 7,5 MPa zurück gefahren und dort gehalten.

Wenn die Simulationen im Reaktorschutz abgeschlossen sind und das Einleitungskriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung ansteht, erfolgt die Druckentlastung der DE durch das Öffnen der FD-Abblaseventile. Stehen das Kriterium zur sekundärseitigen Druckentlastung noch nicht an, wird mit den vorbereitenden Tätigkeiten zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung begonnen, d. h. es werden die Stützdampf-Schnellschlussventile und die Regelventile geöffnet. Nach 130 s, die die vorbereitenden Maßnahmen zur Druckaufladung des Speisewasserbehälters benötigen, erfolgt dann die eigentliche Druckaufladung des Speisewasserbehälters durch die Druckentlastung von mindestens zwei Dampferzeugern.

Wenn während des Druckaufladens das Einleitungskriterium zur DE-Druckentlastung erreicht wird, werden die Stützdampf-Ventile geschlossen und die Stützdampf-Schnellschlussventile blockiert. Es erfolgt die Druckentlastung der DE. Abb. 4-12 zeigt die Unsicherheit des zeitlichen Druckverlaufs von Dampferzeuger DE 1. Die Unsicherheit ist auf epistemische und aleatorische Unsicherheitsbeiträge zurückzuführen.

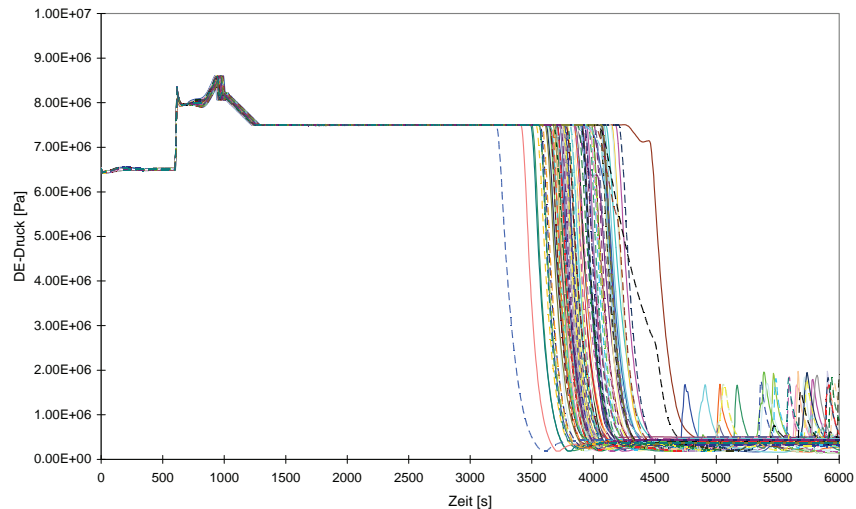


Abb. 4-12: Zeitliche Verläufe des Drucks im Dampferzeuger DE 1 aus 100 ATHLET-Rechnungen

Unsicherheit bzgl. der Zeit zwischen dem Ende der Simulationen am Reaktorschutz und dem Anstehen des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger - Druckentlastung

Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden. zeigt die empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung als Ausdruck der Unsicherheit bzgl. der Zeit zwischen dem Ende der Simulationen am Reaktorschutz und dem Anstehen des Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung. Positive Zeiten weisen darauf hin, dass die Simulationen nach dem Anstehen des Einleitungskriteriums beendet werden. Umgekehrt weisen negative Zeiten darauf hin, dass die Arbeiten am Reaktorschutz beendet werden, bevor das Einleitungskriterium für die DE-Druckentlastung ansteht. Das bedeutet, in diesen Fällen kann mit den Tätigkeiten zur Druckaufladung des Speisewasserbehälters begonnen werden.

Das (95 %, 95 %)-Toleranzintervall für die Zeit zwischen dem Ende der Simulationen am Reaktorschutz und dem Anstehen des Einleitungskriteriums für die Druckentlastung des Dampferzeugers beträgt (- 605 s, 834 s). Die Unsicherheit bzgl. dieser Zeit resultiert aus dem gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge.

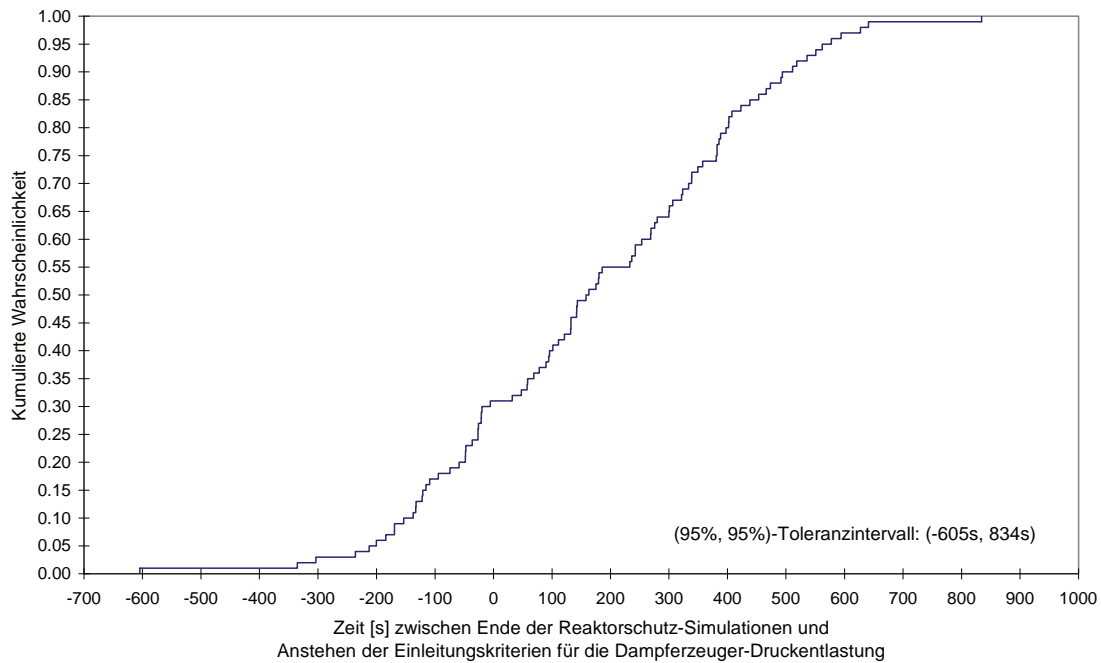


Abb. 4-13: Empirische Wahrscheinlichkeitsverteilung aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge für die Zeit zwischen Ende der Reaktorschutz-Simulationen und Anstehen des Einleitungskriteriums für die DE-Druckentlastung

4.7.4 Wahrscheinlichkeitsaussagen

Alle Wahrscheinlichkeitsangaben (z. B. $P(T \leq t)$), die aus den Ergebnissen der 100 ATHLET-Rechenläufe hergeleitet werden können, sind Schätzungen für die Erwartungswerte (z. B. $E[P(T \leq t | E_p)]$) der entsprechenden durch die epistemischen Unsicherheiten E_p bedingten Wahrscheinlichkeiten (z. B. $P(T \leq t | E_p)$). Dies folgt aus der bekannten Beziehung (vgl. Abschnitt 4.7.1):

$$E(Y) = E(E(Y|E_p))$$

mit:

E = Erwartungswert,

Y = Indikatorfunktion für das interessierende Ereignis, (z. B. für das Ereignis $\{T_{HKP} \leq 300 \text{ s}\}$, T_{HKP} = Zeit, zu der die HKP abgestellt werden),

E_p = Gesamtheit der Vektoren für die epistemischen Unsicherheiten,

$E(Y|E_p)$ = bedingter Erwartungswert von Y (über die bedingten aleatorischen Unsicherheiten genommen) mit dem Vektor der epistemischen Unsicherheiten als Bedingung.

Beispielsweise gilt für $Y = I_{\{T_{HKP} \leq 300\}}$ mit T_{HKP} = Zeit, zu der die HKP abgestellt werden:

$$E(Y) = P(T_{HKP} \leq 300) = E(E(Y|E_p)) = E(P(T_{HKP} \leq 300|E_p))$$

Schätzungen für die mittlere Wahrscheinlichkeit $E(Y)$ ($= E(E(Y|E_p))$) des interessierenden Ereignisses sind z. B. die relative Häufigkeit k/n

(= Stichprobenmittelwert $\bar{y} = \frac{1}{n} \sum_i y_i$) oder die folgenden $(1-\alpha) \cdot 100$ %-Konfidenzgrenzen (z. B. $\alpha = 0,05$):

Formel für die einseitige untere $(1 - \alpha) \cdot 100$ %-Konfidenzgrenze p_u :

$$p_u = \frac{k}{k + (n - k + 1) F_{2(n - k + 1), 2k; 1 - \alpha}}$$

Formel für die einseitige obere $(1 - \alpha) \cdot 100$ %-Konfidenzgrenze p_o :

$$p_o = \frac{(k + 1)F_{2(k + 1), 2(n - k); 1 - \alpha}}{n - k + (k + 1)F_{2(k + 1), 2(n - k); 1 - \alpha}},$$

wobei:

n = Zahl der Rechenläufe (z. B. $n = 100$),

k = Zahl der Rechenläufe, bei denen das interessierende Ereignis eintritt (z. B. $k = 90$ = Zahl der Rechenläufe, bei denen die Zeit, zu der die Hauptkühlmittelpumpen abgestellt werden, ≤ 300 s),

$F_{i,j;1-\alpha} = (1 - \alpha) \cdot 100$ %-Quantil der F-Verteilung mit den Freiheitsgraden i und j (z. B. $i = 2(n-k+1)$, $j = 2k$).

Für das $(1 - \alpha) \cdot 100$ %-Konfidenzintervall (p'_u, p'_o) wird in den obigen Formeln das $(1 - \alpha) \cdot 100$ %-Quantil $F_{i,j;1-\alpha}$ durch das $(1 - \frac{\alpha}{2}) \cdot 100$ %-Quantil $F_{i,j;1-\alpha/2}$ der F-Verteilung ersetzt.

Zeit T_{HKP} , wann die Hauptkühlmittelpumpen abgestellt werden (nach Anstehen des Einleitungskriteriums für die Notfallmaßnahme):

Aus Abb. 4-6 kann man ablesen, dass T_{HKP} den Wert von ca. 300 s mit einer mittleren Wahrscheinlichkeit von etwa 0,90 nicht überschreitet.

Aus der Anwendung der Formel für die untere 95 %-Konfidenzgrenze p_u folgt, dass mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % die mittlere Wahrscheinlichkeit mindestens 83,6% beträgt, dass die Hauptkühlmittelpumpen innerhalb von 300 s abgestellt werden. Die obere einseitige (95 %, 95 %-)Toleranzgrenze für T_{HKP} beträgt ca. 500 s. D. h. mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % beträgt die Wahrscheinlichkeit mindestens 95%, dass die Hauptkühlmittelpumpen innerhalb von 500 s nach Anstehen des Einleitungskriteriums für die Notfallmaßnahme abgestellt werden.

Zeit T_{RS} , wann die Arbeiten am Reaktorschutz beendet sind (nach Anstehen des Einleitungskriteriums für die Notfallmaßnahme):

Aus Abb. 4-7 erhält man Wahrscheinlichkeitsangaben für T_{RS} . In /PRE 98/ wurde im Rahmen der konventionellen Analyse eine Zeit von ca. 37 min angegeben, nach der die Arbeiten am Reaktorschutz beendet sind. Diese Zeitangabe wurde anhand von

Punktwerten abgeschätzt. Aus Abb. 4-7 erhält man die Information, dass mit einer mittleren Wahrscheinlichkeit von ca. 66 % die Zeit von 2225 s (ca. 37 min) nach Anstehen der Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme überschritten wird. Das (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (1938 s, 2646 s). D. h. mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % beträgt die mittlere Wahrscheinlichkeit mindestens 95 %, dass die Arbeiten am Reaktorschutz zwischen 1938 s und 2646 s nach Anstehen des Einleitungskriteriums für die Notfallmaßnahme beendet sind.

Eintrittszeit T_{DE} des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger-Druckentlastung (nach Anstehen des Einleitungskriteriums für die Notfallmaßnahme):

Aus **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** geht hervor, dass mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % die mittlere Wahrscheinlichkeit mindestens 95 % beträgt, dass das Einleitungskriterium für die Dampferzeuger-Druckentlastung zwischen 1695 s und 2736 s nach Anstehen der Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme erfüllt ist. D. h. das entsprechende (95 %, 95 %)-Toleranzintervall beträgt (1695 s, 2736 s).

Zeit T_{RS_DE} zwischen Ende der Simulationen am Reaktorschutz und dem Anstehen des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger-Druckentlastung:

Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden. liefert Wahrscheinlichkeitsangaben für T_{RS_DE} . Man kann z. B. ablesen, dass die mittlere Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Arbeiten am Reaktorschutz vor dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen sind (negative Zeiten), ca. 31% beträgt. Aus der Anwendung der Formeln für die untere und obere Konfidenzgrenze folgt, dass mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % die mittlere Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Arbeiten am Reaktorschutz vorher beendet sind, zwischen 22 % und 41 % liegt. Die obere einseitige (95 %, 95 %)-Toleranzgrenze für T_{RS_DE} beträgt ca. 641 s. D. h. mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % beträgt die Wahrscheinlichkeit mindestens 95 %, dass die Arbeiten am Reaktorschutz 641 s nach dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen werden.

Wenn die Arbeiten am Reaktorschutz vor dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen werden, wird mit den vorbereitenden Arbeiten für die Speisewasserbehälter-Druckaufladung begonnen. Diese Arbeiten nehmen ca. 130 s in Anspruch. Danach beginnt die eigentliche Druckaufladung. Aus **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** geht hervor, dass die mittlere Wahrscheinlichkeit für das Er-

ereignis $\{T_{RS_DE} \geq -130 \text{ s}\}$ ca. 87 % beträgt. Das 95 %-Konfidenzintervall beträgt ca. (79 %, 93 %). Das bedeutet mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % liegt die Wahrscheinlichkeit zwischen 79 % und 93 %, dass es nicht zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung kommt.

Aus **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** kann man entnehmen, dass die mittlere Wahrscheinlichkeit für das Ereignis $\{T_{RS_DE} \leq -230 \text{ s}\}$ ca. 4 % beträgt. Die obere 95 %-Konfidenzgrenze beträgt 9 %. D. h. mit statistischer Sicherheit von mindestens 95 % beträgt die Wahrscheinlichkeit höchstens 9 %, dass es länger als 100 s zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung kommt.

4.7.5 Quantifizierung des Einflusses der epistemischen Unsicherheiten

Die dargestellte Unsicherheit im Rechenmodellergebnis resultiert aus dem gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge. Sie stellt weder ausschließliche epistemische noch aleatorische Unsicherheit dar. Eine Quantifizierung des Einflusses der epistemischen Unsicherheitsbeiträge auf die aleatorische Ergebnisunsicherheit erhält man z. B. durch eine zweistufige geschachtelte Monte Carlo-Simulation. Dabei werden in der äußeren Schleife die epistemischen Unsicherheiten und in der inneren Schleife die aleatorischen Unsicherheiten variiert. Aus den Ergebnissen der Rechenläufe kann mittels statistischer Methoden der Einfluss der epistemischen Unsicherheiten auf die aus aleatorischen Unsicherheitsbeiträgen resultierende bedingte Wahrscheinlichkeitsverteilung des Rechenmodellergebnisses Y bzw. auf statistische Kennwerte dieser Verteilung quantifiziert werden.

Allerdings, wenn das Rechenmodell sehr komplex und die Rechenzeit entsprechend lang ist, ist das Verfahren der zweistufigen geschachtelten Monte Carlo-Simulation nicht mehr praktikabel. Für diesen Fall wurde in der GRS /HOF 01/ eine Methode für eine approximative Unsicherheitsanalyse entwickelt.

Diese Methode beruht auf einer Verteilungsannahme für $E(Y|E_p)$ und einer Schätzung jeweils für den Erwartungswert $E(E(Y|E_p))$ und für die Varianz $VAR(E(Y|E_p))$. $E(Y|E_p)$ ist Erwartungswert der durch den Vektor der epistemischen Unsicherheiten bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilung der aleatorischen Ergebnisgröße Y . Y ist aufgrund der aleatorischen Unsicherheitsbeiträge AL für jeden festen Wert e_p der epistemischen Unsicherheiten E_p eine aleatorische Größe. Die Verteilung von $E(Y|E_p)$ ist Ausdruck der

epistemischen Unsicherheit im Erwartungswert der bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilung der aleatorischen Ergebnisgröße Y .

Als mögliche Verteilungen für $E(Y|E_p)$ eignen sich z. B. die Standard Beta-Verteilung oder die Log. Normalverteilung. Die Schätzungen von Erwartungswert und Varianz beruhen auf den folgenden bekannten Beziehungen:

$$E(E(Y|E_p)) = E(Y)$$

$$VAR[E(Y|E_p)] = VAR(Y) - E[VAR(Y|E_p)]$$

wobei

E = Erwartungswert,

VAR = Varianz,

Y = Unsichere Ergebnisgröße aufgrund epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge,

E_p = Gesamtheit der Vektoren für die epistemischen Unsicherheiten,

$E(Y|E_p)$ = bedingter Erwartungswert von Y (über die bedingten aleatorischen Unsicherheiten genommen) mit dem Vektor der epistemischen Unsicherheiten als Bedingung

$VAR(Y|E_p)$ = bedingte Varianz von Y (über die bedingten aleatorischen Unsicherheiten genommen) mit dem Vektor der epistemischen Unsicherheiten als Bedingung.

4.7.5.1 Schätzungen

Die Schätzung von $E(Y)$ und $VAR(Y)$ erfordert eine einstufige Monte Carlo-Simulation, bei der die epistemischen und aleatorischen Unsicherheitsbeiträge gemeinsam variiert werden.

Der aus dieser Monte Carlo-Simulation resultierende Stichprobenmittelwert $\bar{y} = \frac{1}{n} \sum_i y_i$ ist Schätzwert für $E[Y]$. Damit hat man einen Schätzwert für den Erwartungswert $E(E(Y|E_p))$ der Verteilung von $E(Y|E_p)$.

Schätzwert für die Varianz $Var[Y]$ ist:
$$s^2 = \frac{1}{n-1} \sum_i (y_i - \bar{y})^2$$

Im nächsten Schritt gilt es, eine Schätzung für $E[VAR(Y|Ep)]$ herzuleiten. $E[VAR(Y|Ep)]$ ist der Erwartungswert der Varianz $VAR[Y|Ep]$ der durch epistemische Unsicherheiten bedingten Verteilung der aleatorischen Größe Y . Eine Schätzung hierfür erhielte man über die oben beschriebene zweifach geschachtelte Monte Carlo-Simulation. Diesen Aufwand erspart man sich bei der approximativen Unsicherheitsanalyse und nimmt als Approximation des Erwartungswertes $E[VAR(Y|Ep)]$ die bedingte Varianz $VAR[Y|Ep = ep_{Ref}]$ der aleatorischen Größe Y , wobei die Bedingung durch den Referenzwert ep_{Ref} der epistemische Unsicherheiten gegeben ist.

Die Schätzung von $VAR[Y|Ep=ep_{Ref}]$ erfordert eine zusätzliche einstufige Monte Carlo Simulation, bei der die epistemischen Größen auf ihre Referenzwerte gesetzt und nur die aleatorischen Größen variiert werden. Mit dem Schätzwert $s_{Ep=Ref}^2$ für die Varianz aus dieser Monte Carlo Simulation erhält man dann eine Schätzung für $VAR[E(Y|Ep)]$:

$$\hat{s}_{E(Y|Ep)}^2 = s^2 - s_{Ep=Ref}^2$$

4.7.5.2 Alternative Schätzung von $VAR[E(Y|Ep)]$

Eine zusätzliche einstufige Monte Carlo Simulation wurde im Rahmen dieses Vorhabens nicht durchgeführt, da aus dem Vorhaben RS 1148 Informationen vorliegen, die zur Schätzung von $VAR[E(Y|Ep)]$ herangezogen werden können. Zu diesen Informationen zählen die Wahrscheinlichkeiten, die aus jedem diskreten dynamischen Ereignisbaum resultierten. Alle diskreten dynamischen Ereignisbäume wurden durch das MCDET-Verfahren erzeugt, wobei die epistemischen Größen auf ihren Referenzwert gesetzt wurden.

Es liegt also eine Stichprobe zu $E(Y|Ep = ep_{Ref}, Al_{MC}) = E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}$ vor,

wobei

E = Erwartungswert,

Y = Indikatorfunktion für das interessierende Ereignis,

Ep = Gesamtheit der Vektoren für die epistemischen Unsicherheiten,

ep_{Ref} = Referenzwerte für die epistemischen Unsicherheiten,

Al_{MC} = Gesamtheit der Vektoren für die aleatorischen Unsicherheiten, die über Monte Carlo-Simulation berücksichtigt werden.

Aufgrund der Beziehungen

$$\begin{aligned} \text{VAR}(Y) &= \text{VAR}[E(Y|Ep, Al_{MC})] + E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})] \\ &= \text{VAR}[E\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep\}] + E[\text{VAR}\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep\}] + E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})] \\ &= \text{VAR}[E(Y|Ep)] + E[\text{VAR}\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep\}] + E\{E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})|Ep]\} \end{aligned}$$

erhält man für $\text{VAR}[E(Y|Ep)]$ folgende Approximation:

$$\text{VAR}[E(Y|Ep)] = \text{VAR}(Y) - \text{VAR}\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}\} - E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}]$$

Dabei werden für die Erwartungswerte $E[\text{VAR}\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep\}]$ und $E\{E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})|Ep]\}$ die entsprechenden Werte $\text{VAR}\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}\}$ und $E[\text{VAR}(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}]$ unter der Bedingung $Ep = ep_{Ref}$ genommen.

4.7.5.3 Einfluss der epistemischen Unsicherheiten auf Wahrscheinlichkeitsangaben bzgl. der Speisewasserbehälter-Druckaufladung

Im ersten Fall wird zunächst das Ereignis betrachtet, bei dem die Arbeiten am Reaktorschutz vor dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen sind (siehe Abschnitt 1.1.1). Wenn die Arbeiten am Reaktorschutz vor dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen werden, wird mit den vorbereitenden Arbeiten für die Speisewasserbehälter-Druckaufladung begonnen. Von Interesse ist der Einfluss der epistemischen Unsicherheiten auf die Wahrscheinlichkeit des Ereignisses.

Es sei

T_{RS_DE} = Zeit zwischen Ende der Simulationen am Reaktorschutz und dem Anstehen des Einleitungskriteriums für die Dampferzeuger-Druckentlastung

$Y = I_{\{T_{RS_DE} < 0\}}$ = Indikatorfunktion für das Ereignis $\{T_{RS_DE} < 0\}$

Aus den entsprechenden Ergebnissen y_i , $i = 1, \dots, 100$, der einstufigen Monte Carlo-Simulation, bei der die epistemischen und aleatorischen Unsicherheitsbeiträge gemeinsam variiert wurden, erhält man:

$$\bar{y} = \frac{1}{n} \sum_i y_i = 0,31 \text{ als Schätzung für } E(E(Y | Ep)) = E(Y) = P\{T_{RS_DE} < 0\}$$

$$s^2 = \frac{1}{n-1} \sum_i (y_i - \bar{y})^2 = 0,2161 \text{ als Schätzung für } VAR(Y)$$

Das MCDET-Verfahren im Vorhaben RS 1148 lieferte eine Stichprobe vom Umfang 500 für $E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref} = P\{T_{RS_DE} < 0 | Ep, Al_{MC} \} | Ep = ep_{Ref}$. Die daraus ermittelten Schätzwerte für $VAR\{E(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}\}$ und $E[VAR(Y|Ep, Al_{MC})|Ep = ep_{Ref}]$ betragen 0,1442 und 8,27 E-03.

Damit erhält man für $VAR[E(Y|Ep)]$ den Schätzwert 0,0636.

Aus den Schätzwerten für $E[E(Y|Ep)]$ und $VAR[E(Y|Ep)]$ werden die Parameter a und b der Standard Betaverteilung berechnet. Man erhält $a = 0,7321$, $b = 1,6296$. Die Beta-Verteilung ist in **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** zu sehen. Sie stellt den Einfluss der epistemischen Unsicherheiten auf die Wahrscheinlichkeit des Ereignisses $\{ T_{RS_DE} < 0 \}$ dar.

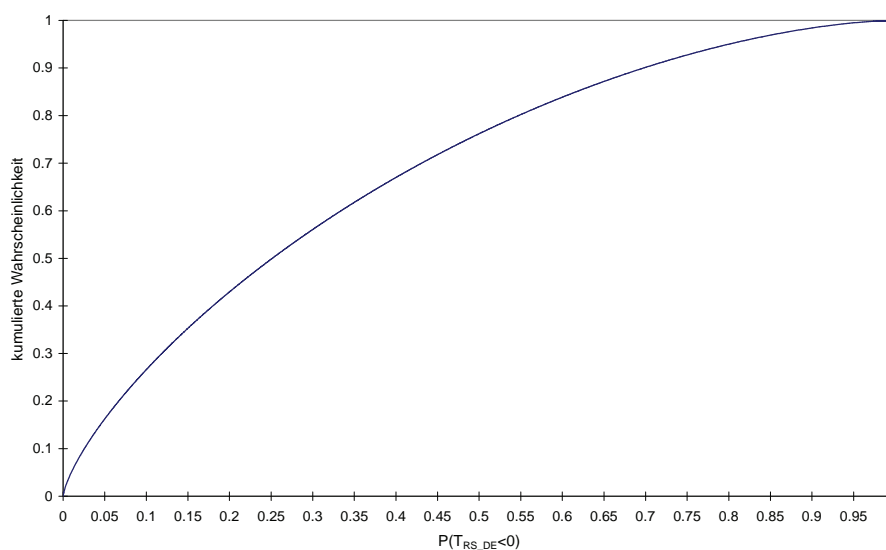


Abb. 4-14: Verteilungsfunktion der Standard Betaverteilung mit den Parametern $a = 0,7321$, $b = 1,6296$

Die vorbereitenden Arbeiten für die Speisewasserbehälter-Druckaufladung nehmen ca. 130 s in Anspruch. Danach beginnt die eigentliche Druckaufladung. Deswegen wird im zweiten Fall das Ereignis betrachtet, bei dem die Arbeiten am Reaktorschutz früher als 130 s vor dem Anstehen des Einleitungskriteriums abgeschlossen sind.

Es sei also $Y = I_{\{T_{RS_DE} < -130\}}$ =Indikatorfunktion für das Ereignis $\{T_{RS_DE} < -130\}$.

Die Schätzwerte für $E[E(Y|E_p)]$ und $VAR[E(Y|E_p)]$ betragen 0,13 und 0,1087. Für die Parameter a und b der Standard Betaverteilung erhält man $a = 0,0053$, $b = 0,0355$.

Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden. zeigt die Verteilungsfunktion der Beta-Verteilung.

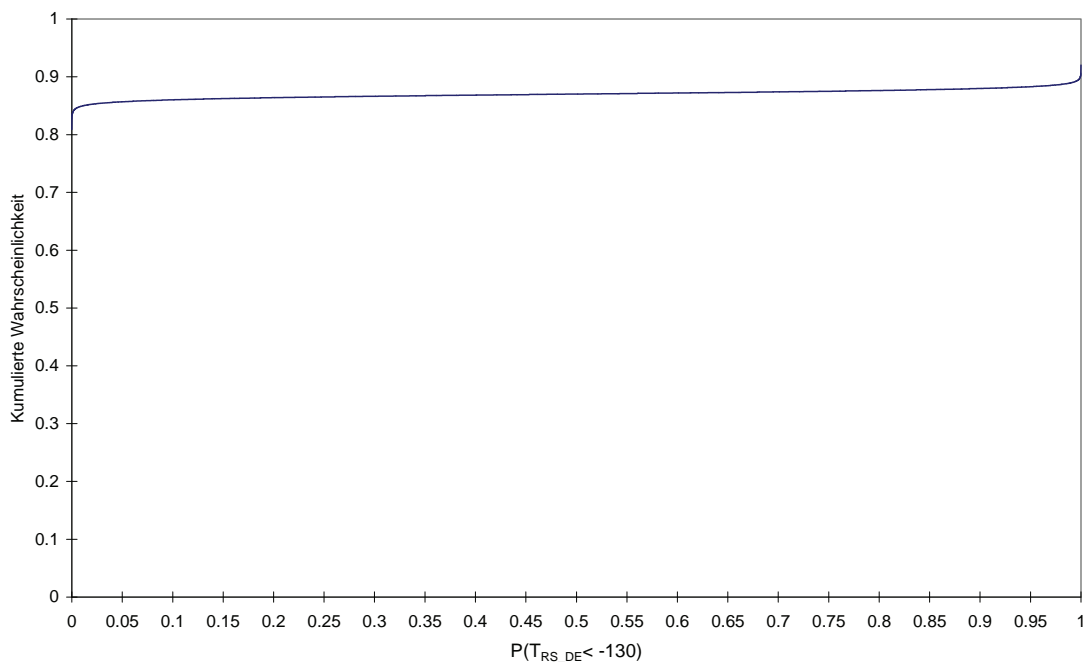


Abb. 4-15: Verteilungsfunktion der Standard Betaverteilung mit den Parametern $a = 0,0053$, $b = 0,0355$

5 Methodenentwicklung zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten aus Störfallsimulationen

Zur Quantifizierung der Ergebnisunsicherheit aus der Anwendung eines deterministischen Rechengodes werden mindestens N Rechenläufe benötigt. Beispielsweise müssen mindestens $N = 93$ Rechenläufe durchgeführt werden, um zweiseitige (95 %, 95 %)-Toleranzgrenzen zu berechnen. Dazu müssen für die unsicheren Parameter der Rechengode-Anwendung N Wertekombinationen vorliegen, welche jeweils als Eingabe für einen Rechenlauf verwendet werden. Die N Wertekombinationen werden zufällig aus der gemeinsamen subjektiven gezogen, die sich aus den jeweiligen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die unsicheren Parameter und den Kenntnisstand-Abhängigkeiten zwischen den Parametern ergibt.

Da a-priori keine Hinweise dafür vorliegen, ob die berücksichtigten Unsicherheiten auch tatsächlich einen relevanten Einfluss auf die zu untersuchende Fragestellung (z. B. Ermittlung von Wirksamkeitsanforderungen) haben, kann die Antwort dazu erst nach Durchführung der N Rechnungen erfolgen. Dabei kann es vorkommen, dass sich bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung keine relevanten Unsicherheiten in den Ergebnissen zeigen. Dies wäre beispielsweise der Fall, wenn alle N Rechnungen das gleiche Ergebnis bzgl. der Wirksamkeitsanforderung liefern würden.

Um unnötigen Rechenaufwand zu vermeiden, wurde im Rahmen des Vorhabens RS 1166 eine Methodik zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten entwickelt. Mit der Methodik soll bereits anhand weniger (2 bis 8) Dynamikrechnungen abgeschätzt werden, ob relevante Ergebnisunsicherheiten bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zu erwarten sind oder nicht. Sollte die Methode zur frühzeitigen Abschätzung keine relevanten Unsicherheiten anzeigen, so ist der Aufwand einer kompletten Unsicherheitsanalyse von üblicherweise $N = 100$ Dynamikrechnungen zunächst nicht gerechtfertigt und kann vernachlässigt werden. Voraussetzung dieser Entscheidung ist allerdings, dass das Verfahren relativ zuverlässige Aussagen über die zu erwartenden Unsicherheiten liefert, was nur durch eine gewissenhafte Validierung der Methode gewährleistet werden kann.

Schon an dieser Stelle sei ausdrücklich betont, dass die Aufgabe der Methode nicht darin besteht, statistische Aussagen der Unsicherheitsanalyse mit einem derart verringerten Rechenaufwand zu ermöglichen. Die Unsicherheitsanalyse ist mit dieser Me-

thode nicht zu ersetzen. Aufgabe und Ziel des Verfahrens ist es, anhand weniger Rechenläufe im Vorfeld abzuschätzen, ob der benötigte Rechenaufwand für eine Unsicherheitsanalyse für die zugrunde liegende Fragestellung im Rahmen einer Störfallanalyse gerechtfertigt ist oder nicht.

Als mögliche Vorgehensweise wird ein sequentielles Verfahren vorgeschlagen, das mit mindestens 2 und höchstens 8 Rechnungen auskommen soll, um abschätzen zu können, ob relevante Unsicherheiten zu erwarten sind oder nicht. Eine Bestimmung der Zuverlässigkeit der Methode kann jedoch erst mit zunehmender Anzahl konkreter Anwendungen des Verfahrens und der damit gewonnen Erfahrungen erfolgen.

In Abschnitt 5.1 wird die Herleitung der Methodik zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten beschrieben und in Abschnitt 5.2 die Vorgehensweise erläutert. In Abschnitt 5.3 wird die Methode auf eine wichtige Fragestellung bzgl. des Demonstrationsbeispiels angewendet sowie das Ergebnis diskutiert, das sich aus der Anwendung ergeben hat.

5.1 Herleitung der Methodik

In den folgenden Ausführungen seien

- $G(\mathbf{x}, \boldsymbol{\xi})$ der angewendete deterministische Rechencode,
- $\mathbf{x} = x_1, \dots, x_m$ die Eingabeparameter von $G(\mathbf{x}, \boldsymbol{\xi})$, für die Kenntnisstandunsicherheiten (epistemische Unsicherheiten) vorliegen und
- $\boldsymbol{\xi} = \xi_1, \dots, \xi_k$ die Eingabeparameter, die in $G(\mathbf{x}, \boldsymbol{\xi})$ als feste Punktwerte eingehen.

Bei den epistemischen Unsicherheiten der Rechencode-Anwendung kann es sich sowohl um Parameter- als auch um Modellunsicherheiten handeln. Modellunsicherheiten existieren z. B., wenn alternative Modelle bzw. Algorithmen zur Berechnung eines physikalischen Phänomens vorliegen.

Die Unsicherheiten bzgl. der Größen x_1, \dots, x_m werden in Form von subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen $F_1(x_1), \dots, F_m(x_m)$ spezifiziert. Diese drücken den jeweiligen

Grad an Vertrauen aus, mit dem die möglichen Werte eines Parameters für zutreffend gehalten werden.

Zur Durchführung einer Unsicherheitsanalyse wird in Abhängigkeit der spezifizierten Wahrscheinlichkeitsverteilungen $F_1(x_1), \dots, F_m(x_m)$ und eventueller Abhängigkeiten zwischen den unsicheren Parametern eine multivariate Stichprobe erzeugt. Die Stichprobe besteht aus N zufällig ausgespielten Wertekombinationen V_1, \dots, V_N für die unsicheren Parameter. In der Regel wird ein Umfang von $N = 100$ als ausreichend erachtet, um statistische Aussagen aus der Unsicherheitsanalyse ableiten zu können. Z. B. müssen mindestens $N = 93$ Rechenläufe durchgeführt werden, um zweiseitige (95 %, 95 %)-Toleranzgrenzen zu berechnen.

$$\mathbf{V} = \begin{pmatrix} V_1 \\ V_2 \\ \vdots \\ V_N \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} x_{1,1} & x_{2,1} & \dots & x_{m,1} \\ x_{1,2} & x_{2,2} & \dots & x_{m,2} \\ \vdots & \vdots & \vdots & \vdots \\ x_{1,N} & x_{2,N} & \dots & x_{m,N} \end{pmatrix} \quad (1)$$

N = Anzahl der Rechenläufe

m = Anzahl der unsicheren Parameter

Für jeden einzelnen Vektor V_i , $i = 1, \dots, N$, der als Eingabe für das Rechenmodell dient, ergibt sich: $G(V_i, \boldsymbol{\xi}) = G(x_1^{(i)}, x_2^{(i)}, \dots, x_m^{(i)}, \boldsymbol{\xi}) = y_i$, für $i = 1, \dots, N$.

y_i ist das Ergebnis des Rechenlaufs, das unter der Bedingung des Vektors V_i ermittelt worden ist. Die Variabilität der Ergebnisse $y_i, i = 1, \dots, N$, die sich unter der Bedingung der N Vektoren V_1, \dots, V_N ergibt, drückt die Unsicherheit der Ergebnisses aufgrund der epistemischen Größen x_1, \dots, x_m aus. Zur Bestimmung der Unsicherheit des Ergebnisses werden somit N Rechnungen mit dem deterministischen Rechencode $G(\mathbf{x}, \boldsymbol{\xi})$ durchgeführt.

Störfallanalysen liefern wichtige Informationen zu Fragestellungen, die die PSA Modellierung bestimmen. Deshalb sind die Unsicherheiten, die sich aus den Störfallanalysen ergeben, immer in Bezug darauf zu bewerten, ob die Unsicherheiten aus den Störfall-

analysen Einfluss auf die weitere PSA-Modellierung haben. Es ist durchaus möglich, dass sich Unsicherheiten in den Ergebnissen der deterministischen Rechnung ergeben, diese aber keine Relevanz bzgl. der PSA-Modellierung haben. Wenn beispielsweise das verfügbare Zeitfenster für eine Handmaßnahme über eine Störfallanalyse bestimmt wird, dann können, obwohl Unsicherheiten in den Ergebnissen der Störfallanalyse - d. h. in den Zeitfenstern - auftreten, die Zeitfenster jedoch alle ausreichend groß sein, so dass die Maßnahme auf jeden Fall innerhalb der Zeitfenster durchgeführt werden kann. In diesem Falle wären zwar Unsicherheiten vorhanden, hätten jedoch für die weitere Berücksichtigung in der Human Factor-Analyse keine Relevanz.

Da Störfallanalysen sehr zeitintensiv sein können und die Unsicherheiten aus den Störfallanalysen nur dann interessieren, wenn sie sich auf die PSA-Modelle auswirken, ist es vorteilhaft, die Relevanz der zu erwartenden Unsicherheiten durch einen Bruchteil der normalerweise notwendigen N Rechenläufe abschätzen zu können.

Zur Anwendung der Methodik, die eine Abschätzung der Relevanz der zu erwartenden Unsicherheiten aus der Störfallanalyse anhand nur weniger Rechenläufe erlaubt, muss folgende Ausgangssituation vorliegen:

- (i) Der Störfall muss im deterministischen Rechencode (z. B. ATHLET), der zur Bestimmung der Mindestanforderungen eingesetzt wird, modelliert sein.
- (ii) Die unsicheren Parameter des deterministischen Rechencodes müssen identifiziert und deren unsicherer Kenntnisstand durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen spezifiziert sein.
- (iii) Es liegt eine Stichprobe von N Vektoren V_1, \dots, V_N vor, die als Eingabe für die mit dem deterministischen Code durchzuführenden Rechenläufe verwendet werden.

D. h., zur Anwendung der Methode sind die genannten Voraussetzungen (i) - (iii) unabdingbar, da zur vorzeitigen Abschätzung der Relevanz der zu erwartenden Unsicherheiten auf jeden Fall konkrete Rechnungen mit dem deterministischen Code durchzuführen sind.

Es wurde ein Ansatz entwickelt, die frühzeitige Abschätzung unter Verwendung eines bestimmten Versuchsplans (Experimental Design) in Verbindung mit Expertenangaben

durchzuführen. Unter einem Versuchsplan ist hier eine bestimmte Wahl von Daten für die Eingabeparameter zu verstehen, mit denen eine deterministische Rechnung zur Simulation des Störfalls durchgeführt wird. Die Simulation wird hier als Versuch bzw. Experiment betrachtet.

Bei Fragestellungen, bei denen man insbesondere daran interessiert ist, in welchem Maße ein Ergebnis von den Werten bestimmter Faktoren x_1, \dots, x_m beeinflusst wird, kann durch eine speziell gewählte Versuchsanordnung eine erhebliche Zeit- und Kosteneinsparung bzgl. der notwendigen Experimente bzw. Rechnungen erreicht werden.

Die Matrix

$$\mathbf{D} = \begin{bmatrix} d_{1,1} & \cdots & d_{r,1} \\ \vdots & \vdots & \vdots \\ d_{1,k} & \cdots & d_{r,k} \end{bmatrix}$$

wird als Design-Matrix bezeichnet, wobei r die Anzahl der Parameter für den Versuchsplan und k die Anzahl der Werte für die jeweiligen Parameter bezeichnen, die im Versuchsplan berücksichtigt werden. Die i -te Reihe, $1 \leq i \leq k$, repräsentiert somit die Werte der Parameter, die für den Rechenlauf i verwendet werden.

Die Aufgabe bzgl. der zu entwickelnden Methode besteht darin, die benötigte Anzahl an Rechenläufen zu minimieren, um bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung abschätzen zu können, ob PSA relevante Unsicherheiten vorliegen. Dazu wird eine systematische Auswahl von 2 - 3 Parametern aus der Menge der Einflussfaktoren, die als unsichere Eingabegrößen des zugrundeliegenden deterministischen Rechencodes spezifiziert wurden, mit entsprechenden Parameterwerten festgelegt. Die ausgewählten Parameter und die Werte, die für die ausgewählten Parameter in den durchzuführenden Rechenläufen eingesetzt werden, stellen den zu verwendenden Versuchsplan **D** dar.

Zur Beantwortung der Frage, ob PSA relevante Unsicherheiten aus der Störfallanalyse zu erwarten sind, soll ein Versuchsplan verwendet werden, der dadurch charakterisiert ist, dass der Einfluss der Veränderung eines Parameters (Faktors) auf das Rechenresultat in bestimmten vorgewählten Stufen und in Kombination mit den Stufen anderer Faktoren (Parameter) ermittelt wird. Diese Versuchsanordnung wird im Allgemeinen auch als 'Factorial Design' bezeichnet.

Seien z. B. die Faktoren d_1 - Temperatur [°C] im Containment mit den Stufen 80, 100, 120 und d_2 - Druck [MPa] im Containment mit den Stufen 0,1, 0,2, 0,3 gegeben, dann hat die Matrix des Factorial Designs die Form:

$$D = \begin{pmatrix} 80 & 0.1 \\ 80 & 0.2 \\ 80 & 0.3 \\ 100 & 0.1 \\ 100 & 0.2 \\ 100 & 0.3 \\ 120 & 0.1 \\ 120 & 0.2 \\ 120 & 0.3 \end{pmatrix}$$

Aus den spezifizierten drei Stufen der zwei Faktoren resultieren neun Wertekombinationen, die in die Rechnungen eingehen. Ein wichtiger Vorteil des Factorial Designs besteht darin, dass es den gemeinsamen Einfluss von mehreren Faktoren ausweist. Die elementarste Klasse ist das 2^k -Factorial Design, welches dadurch charakterisiert ist, dass jeder der zu berücksichtigenden k Faktoren nur durch zwei Stufen (Werte) beschrieben wird.

Das Methodenkonzept sieht nun vor, aus den verfügbaren Daten der Stichprobe \mathbf{V} in Gleichung (1) die Voraussetzungen zur Anwendung eines 2^k -Factorial Design-Versuchsplans für die frühzeitige Abschätzung relevanter Unsicherheiten zu schaffen. Zur Erreichung einer möglichst großen Effizienz besteht bei der Methodenentwicklung ein weiteres Ziel darin, dass zum Aufwand der Unsicherheitsanalyse keine zusätzlichen Rechenläufe durch die Anwendung der Methode erzeugt werden. Das bedeutet, sollte sich bei der Anwendung der Methode ergeben, dass relevante Unsicherheiten zu erwarten sind und demzufolge eine komplette Unsicherheitsanalyse durchzuführen ist, so sollten die bereits erfolgten Rechnungen auch gleich als gültige Rechenläufe für die Unsicherheitsanalyse verwendet werden können.

Angenommen für die Methode zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten wurden 8 Rechenläufe benötigt, und es wurden relevante Unsicherheiten festgestellt. Für die Unsicherheitsanalyse wären dann noch $N - 8$ Rechenläufe durchzuführen, weil die für die frühzeitige Abschätzung erfolgten 8 Rechenläufe für die Unsicherheitsanalyse verwendet werden können. Diese Effizienzeigenschaft setzt jedoch vor-

aus, dass die Eingabewerte der für das Factorial Design verwendeten Parameter durch eine einfache Zufallsstichprobe und nicht durch eine systematische Auswahl festgelegt werden. Der Grund dafür ist, dass die Aussagen der Unsicherheitsanalyse auf der Anwendung statistischer Methoden basieren, die eine einfache Zufallsauswahl voraussetzen. Mit Einschränkungen für die Unsicherheitsanalyse kann auch eine Stichprobe verwendet werden, die über das 'Latin Hypercube'-Verfahren erzeugt wird.

Wenn die Werte der für das Factorial Design betrachteten Parameter unter Verwendung einer bestimmten systematischen Festlegung durch den Experten bestimmt werden, dann können diese Rechnungen zwar Auskunft darüber geben, ob relevante Unsicherheiten zu erwarten sind. Diese Rechnungen wären jedoch wegen der systematischen Festlegung der Parameterwerte im Rahmen der Unsicherheitsanalyse nicht verwendbar.

Wie oben bereits erwähnt, ist es vor der Anwendung der Methode zur frühzeitigen Abschätzung notwendig, dass die Unsicherheiten der Störfallanalyse identifiziert und quantifiziert werden. Aus den subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen $F_1(x_1), \dots, F_m(x_m)$ für die unsicheren Eingabeparameter x_1, \dots, x_m kann mittels des Programmsystems SUSA /KLO 08/ eine multidimensionale Stichprobe \mathbf{V} gemäß (1) erzeugt werden.

Sowohl bei der Bestimmung der unsicheren Parameter x_1, \dots, x_m , als auch bei der Quantifizierung der Unsicherheiten durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen $F_1(x_1), \dots, F_m(x_m)$ ist man auf Informationen von Experten angewiesen.

Um aus den Daten der durch einfache Zufallsauswahl ermittelten multidimensionalen Stichprobe \mathbf{V} ein 2^k -Factorial Design \mathbf{D} für die frühzeitige Abschätzung abzuleiten, könnte man wiederum auf eine Expertenabschätzung zurückgreifen, und zwar in der Form, dass durch den Experten diejenigen Parameter spezifiziert werden, die den größten Einfluss auf die Ergebnisse haben könnten. Da dies aber genau die Aussage ist, die durch eine Sensitivitätsanalyse zu ermitteln ist, würde dem Experten hiermit die schwierige Aufgabe zukommen, im Vorfeld eine Abschätzung der Ergebnisse aus der Sensitivitätsanalyse abzugeben. Um diese Situation zu vermeiden bzw. falls sich ein Experte dazu nicht in der Lage sieht, soll das Verfahren diejenigen Parameter, die im Factorial Design zu berücksichtigen sind, anhand eines objektiven Kriteriums und unter Vermeidung einer Expertenabschätzung ermitteln.

Die Herleitung eines Auswahlkriteriums für die Parameter, die im Factorial Design zu berücksichtigen sind, beruhen auf dem vereinfachenden Gedanken, dass ein Parameter umso mehr zur Ergebnisvariation beiträgt, je größer seine eigene Variationsbreite ist. Vereinfachend ist der Gedanke deshalb, da dies keine allgemeingültige Regel darstellt und Parameter mit geringerer Variationsbreite durchaus einen großen Einfluss auf die Ergebnisunsicherheiten haben können. Als Beispiel seien hierzu Modellunsicherheiten genannt, bei denen alternative Sub-Modelle, die in den deterministischen Rechnungen berücksichtigt werden sollen, durch willkürlich gewählte Indexwerte gekennzeichnet sind. Dementsprechend können sie eine geringe Variation aufweisen, obwohl sie erheblichen Einfluss auf die Ergebnisunsicherheiten haben können. Da jedoch über den Einfluss der unsicheren Parameter auf die Modellergebnisse zunächst nichts bekannt ist und der Rechencode als 'Black Box' betrachtet werden muss, erscheint dieser vereinfachende Ansatzpunkt zunächst der einzig sinnvolle zu sein.

Gängige Maße zur Ermittlung der Streuung einer Größe sind z. B. Varianz, Standardabweichung, Spannweite, Quantilsabstand etc. Da eine Auswahl aus einer Menge unterschiedlicher Größen mit unterschiedlichen Maßeinheiten zu treffen ist, wird ein Kriterium benötigt, dass die Variation zwischen Größen mit unterschiedlichen Maßeinheiten vergleichbar macht. Varianz und Standardabweichung sind dafür nicht geeignet. Beide Streuungsmaße messen den mittleren quadratischen Abstand der Stichprobenwerte vom Mittelwert und beide haben den Nachteil, dass ihr Wert abhängig vom Lagemaß der jeweiligen Größe ist. Dies hat die Konsequenz, dass Varianzen bzw. Standardabweichungen von Größen mit unterschiedlichen Maßeinheiten nicht vergleichbar sind. Ist beispielsweise der Mittelwert einer Größe 10000, so ist eine Standardabweichung von 10 als relativ klein zu bewerten. Ist der Mittelwert einer Größe jedoch 1 so wird eine Standardabweichung von 10 als extrem groß bewertet. Für das Auswahlkriterium wird somit entweder ein Maß benötigt, das es erlaubt, die Streuung von Größen mit unterschiedlichen Einheiten direkt zu vergleichen oder die Werte der unterschiedlichen Größen müssen angemessen standardisiert werden, so dass ein Vergleich der Streuungen der Größen möglich ist.

Ein Maß, das die Vergleichbarkeit der Streuung unterschiedlicher Größen gewährleistet, ist der Variationskoeffizient, der die Standardabweichung s in das Verhältnis zum Mittelwert \bar{x} einer Größe setzt, d. h. Variationskoeffizient = $\frac{s}{\bar{x}}$. Der Variationskoeffizient ist allerdings nur für solche Größen ein sinnvolles Maß, wenn alle Werte einer Größe positiv sind. Da das zu entwickelnde Verfahren allgemeingültig für alle Größen

sein soll, also auch für diejenigen Größen, die negative Werte annehmen können, ist der Variationskoeffizient als Auswahlkriterium weniger geeignet.

Als mögliches Maß zum Vergleich der Streuung verschiedener Größen mit unterschiedlichen Maßeinheiten, wird die Spannweite der standardisierten Werte der jeweiligen unsicheren Größen vorgeschlagen. Die standardisierten Werte z_i , $i = 1, \dots, n$ einer unsicheren Größe X werden ermittelt durch $z_i = \frac{x_i - \bar{x}_i}{s}$, wobei $\bar{x}_i = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n x_i$ der Mittel-

wert und $s_i = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x}_i)^2}{n-1}}$ die Standardabweichung bzgl. der Stichprobe ist, die durch eine Zufallsstichprobe aus der Verteilung $F(X)$ der unsicheren Größe X ermittelt wurde.

Die Spannweite der standardisierten Werte wird aus der Differenz des Maximums und des Minimums der standardisierten Werte z_i gebildet, d. h., Spannweite der standardisierten Werte von $X = \text{Maximum}(z_i)_X - \text{Minimum}(z_i)_X$.

5.2 Beschreibung der Methodik

Das Auswahlkriterium, mit dem aus der Menge der unsicheren Parameter X_1, \dots, X_m diejenigen selektiert werden, die für das Factorial Design verwendet werden, kann folgendermaßen beschrieben werden:

- i) Gegeben sei die Stichprobenmatrix \mathbf{V} (siehe Gleichung (1)), aus der die standardisierten Werte $(z_i)_{X_j}$ der einzelnen Parameter X_j , $j=1, \dots, m$ bestimmt werden.
- ii) Für jede Größe X_j , $j = 1, \dots, m$ wird die standardisierte Spannweite aus den jeweiligen standardisierten Werten $(z_i)_{X_j}$, $i = 1, \dots, n$ ermittelt, d. h. $SR(X_j) = \text{Maximum}(z_i)_{X_j} - \text{Minimum}(z_i)_{X_j}$. Die standardisierte Spannweite (Standardized Range) einer Größe X_j wird hier mit $SR(X_j)$ bezeichnet.
- iii) Aus den für jeden der m unsicheren Parameter ermittelten standardisierten Spannweiten $SR(X_j)$ werden diejenigen 2 Parameter k_1 und k_2 mit $k_1, k_2 \in \{1, \dots, m\}$ ausgewählt, deren standardisierten Spannweiten die größten

Werte aufweisen. Diese 2 Parameter werden dann zunächst für ein 2²-Factorial Design verwendet.

- iv) Für das 2²-Factorial Design wird aus der Menge der Stichprobenwerte $x_{k1,1}, \dots, x_{k1,n}$ für den Parameter k1 und $x_{k2,1}, \dots, x_{k2,n}$ für den Parameter k2 diejenigen 4 Stichprobenvektoren i_1, \dots, i_4 aus \mathbf{V} ausgewählt, die folgendes Datenmuster erfüllen:

Stichprobenvektor i_1 :	Der Stichprobenwert ist sowohl für Parameter k1 als auch für Parameter k2 groß.
Stichprobenvektor i_2 :	Der Stichprobenwert für Parameter k1 ist groß und der für Parameter k2 klein.
Stichprobenvektor i_3 :	Der Stichprobenwert für Parameter k1 ist klein und der für Parameter k2 groß.
Stichprobenvektor i_4 :	Der Stichprobenwert ist sowohl für Parameter k1 als auch für Parameter k2 klein.

mit: $i_1, i_2, i_3, i_4 \in \{V_1, \dots, V_N\}$

- v) Die Stichprobenwerte der anderen Parameter k_i mit $k_i \neq k_1, k_2$ bleiben so, wie sie in den jeweiligen aus \mathbf{V} ausgewählten 4 Stichprobenvektoren vorliegen.
- vi) Für jeden der 4 aus \mathbf{V} ausgewählten Stichprobenvektoren i_1, \dots, i_4 wird jeweils ein Rechenlauf durchgeführt. Die Ergebnisse aus den 4 durchgeführten Rechenläufen sind nun daraufhin zu untersuchen und zu bewerten, ob die Variation der Ergebnisse im Hinblick auf die zugrunde liegende Fragestellung eine relevante Unsicherheit darstellt oder nicht. Es ist dabei im Vorfeld festzulegen, was als relevante Unsicherheit betrachtet wird, die Einfluss auf die PSA-Modellierung, d. h. auf die zu erstellenden Fehler- und Ereignisbäume hat.
- vii) Lassen sich bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellungen aus den vier Rechenläufen relevante Unsicherheiten erkennen, so rechtfertigt diese Erkenntnis eine komplette Durchführung der Unsicherheitsanalyse. Aufgrund der effizienten Auswahl der Stichprobenvektoren aus der Stichprobenmatrix \mathbf{V} können die 4 Rechenläufe, die zur frühzeitigen Abschätzung durchgeführt wurden, für die Unsicherheitsanalyse verwendet werden. D. h., für die Unsicherheitsanalyse sind nur noch die restlichen $N - 4$ Rechenläufe durchzu-

führen. Die Methodik hat somit die wünschenswerte Effizienzeigenschaft, dass im Falle einer durchzuführenden Unsicherheitsanalyse durch die Methode zur frühzeitigen Abschätzung keine zusätzlichen Rechenläufe benötigt werden.

- viii) Lassen sich durch die 4 erfolgten Rechenläufe im Rahmen der frühzeitigen Abschätzung keine relevanten Unsicherheiten erkennen, so erfolgt eine sequentielle Erweiterung des Screenings auf ein 2^3 -Factorial Design. Dies erscheint sinnvoll, da die Entscheidung gegen eine Unsicherheitsanalyse aufgrund von nur 4 Rechenläufen einer gewissen Absicherung bedarf. Zur sequentiellen Erweiterung von einem 2^2 - auf ein 2^3 - Factorial Design muss ein zusätzlicher dritter Parameter aus der Menge der unsicheren Parameter ausgewählt werden. Dies ist der Parameter k_3 , der den größten Wert bzgl. der restlichen Parameter, d. h. außer k_1 und k_2 , aufweist.
- ix) Durch die Auswahl des Parameters k_3 , der zusätzlich im Factorial Design berücksichtigt werden soll, erweitert sich das 2^2 - auf ein 2^3 -Factorial Design. Damit erweitert sich gleichzeitig auch die unter Punkt iv) beschriebene Datenstruktur.

Stichprobenvektor/Parameter	Werte des Stichprobenvektors	
	k_1	k_2
i_1	groß	groß
i_2	groß	klein
i_3	klein	groß
i_4	klein	klein

mit: $i_1, i_2, i_3, i_4 \in \{V_1, \dots, V_N\}$

auf die Datenstruktur

Stichprobenvektor/Parameter	Werte des Stichprobenvektors		
	k_1	k_2	k_3
j_1	groß	groß	groß
j_2	groß	groß	klein
j_3	groß	klein	groß
j_4	groß	klein	klein
j_5	klein	groß	groß
j_6	klein	groß	klein
j_7	klein	klein	groß
j_8	klein	klein	klein

mit: $j_1, \dots, j_8 \in \{V_1, \dots, V_N\}$

Bei der Erweiterung des 2^2 - auf das 2^3 -Factorial Design würde der günstigste Fall darin bestehen, dass die für das 2^2 -Factorial Design ausgewählten Vektoren i_1, i_2, i_3, i_4 in die Struktur des 2^3 -Factorial Designs passen. D. h., wenn beispielsweise der bereits vorhandene Vektor i_1 einen großen (bzw. einen kleinen) Wert für die Komponente k_3 aufweist, dann könnte der Vektor i_1 als Vektor j_1 (bzw. j_2) für das 2^3 -Factorial Design verwendet werden. Da der Vektor i_1 schon für das 2^2 -Factorial Design berechnet wurde, bräuchte für den Vektor j_1 (bzw. j_2) für das 2^3 -Factorial Design keine Rechnung mehr durchgeführt werden. Diese Effizienzbetrachtungen sollten bereits bei der Auswahl der Vektoren für das 2^2 -Factorial Design berücksichtigt werden.

- x) Aus der Datenstruktur des 2^3 -Factorial Design werden diejenigen Vektoren j_1, \dots, j_8 bestimmt, die durch die Vektoren i_1, \dots, i_4 des bereits berechneten 2^2 -Factorial Designs noch nicht abgedeckt sind. Aus den noch nicht berechneten Vektoren des 2^3 -Factorial Designs wird sequentiell jeweils ein weiterer Vektor berechnet. Mit den bereits berechneten Vektoren i_1, \dots, i_4 wird nach jedem zusätzlich berechneten Vektor erneut überprüft, ob relevante Unsicherheiten vorliegen. Stellt man relevante Unsicherheiten fest, sollte eine komplette Unsicherheitsanalyse durchgeführt werden. Dabei gelten die unter Punkt vii) getroffenen Aussagen. Zeigen die Ergebnisse auch nach Abarbeitung des 2^3 -Factorial Design keine relevanten Unsicherheiten, so kann die Entscheidung für einen vorläufigen Verzicht der kompletten Unsicherheitsanalyse fallen. Falls diese Entscheidung aufgrund der relativ wenig durchgeführten Rechnungen (bei einem 2^3 -Factorial Design sind dies acht Rechnungen) zu unsicher erscheint, kann eine Erweiterung des 2^3 - auf ein 2^4 -Factorial Design durchführen, die analog zur Erweiterung vom 2^2 - auf ein 2^3 -Factorial Design ist.
- xi) Bezüglich der zu untersuchenden Fragestellung ist eine Entscheidungsregel festzulegen, anhand der entschieden wird, ob die Ergebnisse relevante Unsicherheiten aufweisen oder nicht.

Unter Verwendung dieses methodischen Vorgehens ist beabsichtigt, mit einem Bruchteil des Rechenaufwands (ca. 4 – 8 % einer gesamten Unsicherheitsanalyse) einen Hinweis darüber zu bekommen, ob bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung signifikante Unsicherheiten zu erwarten sind oder nicht. Bei der Erweiterung auf ein 2^4 -Facto-

rial Design wären 16 % des Rechenaufwandes der Unsicherheitsanalyse mit 100 Rechenläufen erforderlich. Zunächst ist beabsichtigt, die Wirksamkeit der Methode zu untersuchen, indem maximal ein 2^3 -Factorial Design verwendet werden soll.

Im nächsten Abschnitt wird der entwickelte Ansatz an einem Demonstrationsbeispiel angewendet werden.

5.3 Anwendung der Methode zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten

Die Anwendung der entwickelten Methodik zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten soll an der Frage erprobt werden, wann das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung, das durch physikalische Prozessbedingungen bestimmt wird, im Vergleich zu dem Zeitpunkt ansteht, zu welchem die Arbeiten zur Simulation am Reaktorschutz beendet werden.

Liegt das Kriterium zur Druckentlastung der Dampferzeuger bereits vor, wenn die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind, so ist die Crew laut Notfallhandbuch gezwungen, die Dampferzeuger-Druckentlastung durchzuführen und die Druckaufladung des Speisewasserbehälters kommt nicht mehr zur Ausführung. Wenn die Simulationen am Reaktorschutz beendet sind und das Kriterium zur Druckentlastung der Dampferzeuger durch den physikalischen Prozess noch nicht vorliegt, kann mit den Arbeiten zur Druckaufladung des Speisewasserbehälters begonnen werden.

Der Zeitpunkt, zu welchem das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung ansteht, wird vom Zustand des physikalischen Prozesses bestimmt. Das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung ist gegeben, wenn entweder

- die Eintrittstemperatur des Kühlmittel in den Primärkreis > 310 °C oder
- der Druckhalter-Füllstand $> 9,5$ m oder
- das Druckhalter-Abblaseventil mehrmals geöffnet wurde.

Die Kenntnisstandunsicherheiten bzgl. der Eingabeparameter der Rechencode-Anwendung pflanzen sich fort zur Unsicherheit in der zeitlichen Entwicklung des physikalischen Prozesses. Entsprechend ist davon auszugehen, dass Unsicherheiten bzgl. des zeitlichen Zusammenhangs auftreten, ob das Kriterium zur Dampferzeuger-Druck-

entlastung vor oder nach Beendigung der Simulationen am Reaktorschutz vorliegt. Dadurch kann die Frage, ob die Speisewasserbehälter-Druckaufladung durchgeführt werden kann oder nicht, eventuell nicht eindeutig beantwortet werden.

Auf der Basis dieser Fragestellung wäre der Aufwand einer kompletten Unsicherheitsanalyse nicht sinnvoll, wenn das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung z. B. immer vor der Beendigung der Simulationen am Reaktorschutz auftreten würde. In diesem Falle würde es nicht zur Druckaufladung des Speisewasserbehälters kommen. Andererseits wäre eine Unsicherheitsanalyse dann sinnvoll, wenn aufgrund der gegebenen Unsicherheiten der Eingabeparameter der Einfluss auf die Variation der Zeiten so stark ist, dass das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung sowohl vor als auch nach der Beendigung der Simulationsarbeiten am Reaktorschutz auftreten kann. Die Entscheidung, ob bzgl. dieser Frage relevante Unsicherheiten vorliegen, soll mit der in Abschnitt 5.2 beschriebenen Vorgehensweise angewendet.

Die relevante Ergebnisgröße aus den deterministischen Rechnungen ist der Zeitpunkt t_{crit} , wann das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung durch den Prozess vorliegt. Dieser Zeitpunkt ist genau dann gegeben, wenn eines der drei oben genannten System- und Prozesskriterien eingetreten ist. Die andere relevante Größe ist der Zeitpunkt t_{RS} , wann die Simulationsarbeiten am Reaktorschutz beendet sind. Aufgrund der den menschlichen Handlungen zugrundeliegenden stochastischen Einflüssen (z. B. zufällige Ausführungszeiten von Handlungen, menschliche Fehler) ist der Zeitpunkt t_{RS} als Zufallsvariable zu betrachten, die einer bestimmten Wahrscheinlichkeitsverteilung folgt. Die dem Zeitpunkt t_{RS} zugrundeliegende Wahrscheinlichkeitsverteilung wurde durch Methoden, die im Vorgängervorhaben RS 1148 entwickelt wurden /PES 06/, ermittelt.

Durch die Differenz der Zeitpunkte $t_{RS} - t_{crit}$ ergibt sich folgende Beziehung:

Wenn $t_{RS} - t_{crit} < 0 \rightarrow t_{crit} > t_{RS} \rightarrow$ Schichtmannschaft kann mit den Arbeiten zur Druckaufladung des Speisewasserbehälters beginnen.

Wenn $t_{RS} - t_{crit} > 0 \rightarrow t_{crit} < t_{RS} \rightarrow$ Druckaufladung des Speisewasserbehälters nicht möglich, da die Dampferzeuger-Druckentlastung durchgeführt werden muss.

Die Spezifikation, was als relevante Unsicherheit bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zu betrachten ist und das die Entscheidung zugunsten einer kompletten Unsicherheitsanalyse festlegt, sollte vor der Anwendung der Methode erfolgen. Eine rele-

vante Unsicherheit liegt bzgl. der Fragestellung für den vorliegenden Anwendungsfall vor, wenn sich bei der Anwendung der Methode zur frühzeitigen Erkennung Differenzwerte $t_{RS} - t_{crit}$ ergeben, die sowohl kleiner als 0 als auch größer als 0 sind. In diesem Fall weist die Methode darauf hin, dass eine komplette Unsicherheitsanalyse durchzuführen ist da feststeht, dass relevante Unsicherheiten zu erwarten sind.

Insgesamt wurden für die ATHLET-Anwendung 46 epistemische Unsicherheiten identifiziert sowie deren unsicherer Kenntnisstand durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen quantifiziert (siehe Tab. 4-1 und Tab. 4-2). Für die 46 unsicheren Parameter wurden jeweils die Spannweiten der standardisierten Werte (im Folgenden mit 'Standard Range' SR bezeichnet) bestimmt. Die 3 Parameter mit den größten Spannweiten der standardisierten Werte sind die Parameter 26 mit $SR(X_{26}) = 4,997$, Parameter 39 mit $SR(X_{39}) = 4,535$ und Parameter 25 mit $SR(X_{25}) = 4,244$.

Welche Größen durch die Parameter beschrieben werden, ist für die Anwendung der Methode nicht von Bedeutung, sie können jedoch **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** entnommen werden.

Aus der Stichprobenmatrix \mathbf{V} (siehe Gleichung (1)), werden diejenigen Vektoren bestimmt, die dem 2^2 -Factorial Design (siehe Abschnitt 5.2 (ix)) am besten entsprechen. Zur Einhaltung einer möglichst großen Effizienz für den Fall, dass das 2^2 - auf ein 2^3 -Factorial Design erweitert werden muss, wird bei der Auswahl der Vektoren gleich darauf geachtet, dass der Parameter X_{25} des ausgewählten Vektors einen möglichst kleinen oder einen möglichst großen Wert annimmt, so dass der für das 2^2 -Factorial Design ausgewählte Stichprobenvektor ggf. auch für das 2^3 -Factorial Design weiter verwendet werden kann.

Die Stichprobenvektoren, die aus der Stichprobenmatrix \mathbf{V} am besten dem 2^2 -Factorial Design entsprechen, sind in **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** zusammen mit den Ergebnissen aufgeführt, die sich aus den entsprechenden ATHLET-Rechnungen ergeben haben. Außerdem werden die Quantile der jeweiligen Parameterwerte angegeben, wie sie in den ausgewählten Stichprobenvektoren vorliegen. Beispielsweise erfüllt der Stichprobenvektor Nr. 64 das Datenmuster, dass für den Parameter X_{26} ein möglichst großer Wert und für den Parameter X_{39} ein möglichst kleiner Wert vorliegt. Der Wert der im Stichprobenvektor 64 für den Parameter X_{26} vorliegt ist der größte Wert (100 %-Quantil) der für den Parameter X_{26} in der Stichprobenmatrix \mathbf{V} vorliegt. Der Wert des Parameters X_{39} der im Stichprobenvektor 64 vorliegt, ent-

spricht dem 12 %-Quantil des Parameters X_{39} . Der Wert des Parameters X_{25} des Stichprobenvektors 64 entspricht seinem 83 %-Quantil. D. h., der Stichprobenvektor 64 kann ohne weiteres auch für das 2^3 -Factorial Design verwendet werden, falls die Notwendigkeit einer sequentiellen Erweiterung besteht.

Tab. 5-1: Ergebnisse des 2^2 -Factorial Designs

Parameter			Nr. des Stichprobenvektors	Ergebnis $t_{RS} - t_{crit}$ [s]
26	39	25		
Quantile der Parameter				
groß 91 %	groß 89 %	groß 63 %	66	100
groß 100 %	klein 12 %	groß 83 %	64	- 14
klein 17 %	groß 93 %	groß 89 %	11	- 165
klein 18 %	klein 9 %	groß 87 %	63	53

Die Ergebnisse des 2^2 -Factorial Designs in **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** zeigen, dass in zwei durchgeführten Rechnungen, und zwar in den Rechnungen mit den Stichprobenvektoren 66 und 63, $t_{RS} > t_{crit}$ gilt und es deshalb zu keiner Druckaufladung des Speisewasserbehälters kommt.

In den beiden ATHLET-Rechnungen unter Verwendung der Stichprobenvektoren 64 und 11 ergab sich $t_{RS} < t_{crit}$, d. h. dass mit den Arbeiten zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung begonnen werden kann. Nach der oben festgelegten Spezifikation sind damit bereits mit dem 2^2 -Factorial Design relevante Unsicherheiten nachgewiesen worden. Somit wird die Unsicherheitsanalyse hier mit der Gewissheit durchgeführt, dass sich auf jeden Fall relevante Unsicherheiten bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung ergeben.

Es soll an dieser Stelle jedoch nochmals ausdrücklich betont werden, dass mit dieser Methode keine Quantifizierung der Unsicherheiten erfolgen kann. Diese kann nur über eine Unsicherheitsanalyse erfolgen.

Wären in allen vier Rechenläufen des 2^2 -Factorial Designs alle Ergebnisse entweder jeweils positiv oder negativ, müsste die sukzessive Erweiterung zu einem 2^3 -Factorial Design durchgeführt werden. Aufgrund von Effizienzüberlegungen wurden die Stich-

probenvektoren für das 2^2 -Factorial Design so ausgewählt, dass diese auch für das 2^3 -Factorial Design verwendet werden können (vgl. **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**).

Von den für das 2^3 -Factorial Design aus \mathbf{V} auszuwählenden acht Stichprobenvektoren liegen somit bereits vier Stichprobenvektoren vor. Da z. B. der Stichprobenvektor Nr. 66 für die Parameter X_{26} , X_{39} und X_{25} das Datenmuster groß, groß, groß aufweist, ist im nächsten Schritt derjenige Stichprobenvektor aus \mathbf{V} auszuwählen, der für die drei Parameter dem Datenmuster groß, groß, klein am besten entspricht, d. h. der für die Parameter X_{26} und X_{39} einen möglichst großen Wert und für den Parameter X_{25} einen möglichst kleinen Wert aufweist. Die sukzessive Erweiterung auf ein 2^3 -Factorial Design wird durchgeführt, bis entweder relevante Unsicherheiten entdeckt werden oder bis das 2^3 -Factorial Design komplett durchgeführt worden ist.

Da im vorliegenden Fall bereits im Rahmen des 2^2 -Factorial Designs relevante Unsicherheiten entdeckt wurden, kann auf die Erweiterung auf das 2^3 -Factorial Design verzichtet werden. Das Vorliegen relevanter Unsicherheiten, das die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse rechtfertigt, konnte in diesem Fall mit nur vier Rechnungen gezeigt werden. Da die vier Rechnungen mit Stichprobenvektoren aus der Stichprobenmatrix \mathbf{V} durchgeführt worden sind und \mathbf{V} diejenigen Stichprobenvektoren enthält, die für die Unsicherheitsanalyse verwendet werden, können die vier durchgeführten Rechnungen auch für die Unsicherheitsanalyse verwendet werden. Für die komplette Unsicherheitsanalyse wären in diesem Fall somit noch ATHLET-Rechnungen für die restlichen 96 Vektoren der Stichprobenmatrix \mathbf{V} durchzuführen.

Für die Durchführung der Unsicherheitsanalyse hat man durch die Anwendung der entwickelten Methodik keinen zusätzlichen Rechenaufwand zu leisten. Durch die Anwendung der Methode hat man allerdings die Gewissheit, dass relevante Unsicherheiten bestehen. Damit umgeht man die Gefahr, dass die Unsicherheitsanalyse bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung umsonst durchgeführt wird, weil sie zu Ergebnissen führt, die keinen nennenswerten Einfluss auf die nachfolgenden PSA-Modelle haben.

Bei der Anwendung der Methodik zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten treten die folgenden beiden kritischen Aspekte auf:

- Die Spezifikation, welche Unsicherheiten bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung für die PSA-Ergebnisse als relevant zu betrachten sind, kann ggf. schwierig

sein und auf einer rein subjektiven Einschätzung beruhen. Im Rahmen von Störfallanalysen zur Bestimmung von Wirksamkeitsbedingungen oder von verfügbaren Zeitfenstern für Personalhandlungen sollte jedoch die Spezifikation, welche Unsicherheiten für die weitere PSA als relevant zu bewerten sind, keine besonderen Schwierigkeiten bereiten.

- Wenn mit der Methode relevante Unsicherheiten entdeckt werden, dann kann mit Sicherheit gesagt werden, dass auch die Unsicherheitsanalyse relevante Unsicherheiten aufweist. Somit können bei Anwendung der Methode falsch-positive Entscheidungen zugunsten einer Unsicherheitsanalyse ausgeschlossen werden. Wenn die Methode allerdings nach Durchführung des 2^3 -Factorial Designs keine relevanten Unsicherheiten festgestellt hat und man sich demzufolge gegen die Durchführung einer kompletten Unsicherheitsanalyse entscheidet, können diese Entscheidungen dennoch falsch sein. Um Aussagen möglicher falsch-negativer Entscheidungen der Methode machen zu können, sollte in diesem Zusammenhang die Methode für Fragestellungen angewendet werden, bei denen bereits eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde. Dabei ist zu untersuchen, wie oft und in welchen Fällen die Methode bestehende relevante Unsicherheiten erkannt bzw. nicht erkannt hat.

Auf jeden Fall konnten die für das Anwendungsbeispiel vorliegenden relevanten Unsicherheiten mit der entwickelten Methode erfolgreich identifiziert werden.

6 Ergebnisse und Ausblick

Zusammenfassung der durchgeführten Arbeiten

Die bislang praktizierte Unsicherheitsanalyse im Rahmen einer PSA der Stufe 1 beschränkt sich in der Regel auf die Quantifizierung der Unsicherheiten in den Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse sowie in den Zuverlässigkeitskenngrößen, die als Eingabedaten für die Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen verwendet werden. Weitere Unsicherheitsquellen, wie z. B. Parameter- und Modellunsicherheiten aus den Störfallsimulationen mit Thermohydraulik-Codes, werden im Allgemeinen nicht berücksichtigt, obwohl nicht auszuschließen ist, dass auch sie Einfluss auf die PSA-Ergebnisse und ihre Unsicherheiten haben können.

Störfallanalysen mit deterministischen Rechenprogrammen (z. B. ATHLET) werden durchgeführt, um Wirksamkeits- bzw. Anforderungsbedingungen für gegebene Störfälle zu ermitteln. Die entsprechenden Rechenläufe wurden bisher nur als Punktwertrechnungen durchgeführt. Randbedingungen, Parameterwerte und Auswahl von Modellalternativen (aus den verfügbaren Modellen zu physikalischen Phänomenen) gehen somit als fest vorgegebene Werte in das Rechenprogramm ein. Das aus einer Rechnung resultierende Ergebnis wird verwendet, um die Anforderungsbedingungen für den entsprechenden Störfall abzuleiten.

Unbestritten ist die Tatsache, dass viele Eingabeparameter von Rechenmodellen nur ungenau bekannt sind und dass aufgrund dieser Unsicherheiten auch das Rechenmodell-Ergebnis unsicher sein kann. So können sich z. B. Unsicherheiten ergeben bzgl.:

- der Anzahl der Systeme, die benötigt werden, um den Störfall zu beherrschen,
- der verfügbaren Zeitbudgets zur Durchführung von Personalhandlungen,
- der Antwort auf die Frage, ob und wann Ansprechwerte oder Auslegungsgrenzen erreicht werden,
- etc.

Im Rahmen des Vorhabens RS1166 wurde eine Methode entwickelt und angewendet, welche epistemische Unsicherheiten (Kenntnisstandunsicherheiten) bei der Anwendung deterministischer Rechencodes berücksichtigt, so dass die resultierenden Ergebnisunsicherheiten in die PSA-Modellierung eingebunden werden können. Als Anwendungsfall wurde die Transiente 'Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung' unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme, 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)' ausgewählt. Die Zielsetzung der Anwendung bestand darin, die Unsicherheiten in der probabilistischen Bewertung der Notfallmaßnahme zu quantifizieren.

Der Ablauf der menschlichen Handlungen im Rahmen der Notfallmaßnahme SDB wurde mit dem im Vorhaben RS 1148 entwickelten Crew-Modul von MCDet simuliert. Als stochastische Größen der Notfallmaßnahme wurden die Zeitdauern berücksichtigt, die zur Durchführung der menschlichen Handlungen benötigt werden, sowie die Zuverlässigkeit der menschlichen Handlungen. Für die Simulation der System- und Prozessdynamik wurde der Thermohydraulik-Code ATHLET eingesetzt. Unsichere Eingabeparameter der ATHLET-Anwendung wurden identifiziert und die Unsicherheiten durch (subjektive) Wahrscheinlichkeitsverteilungen quantifiziert. Anschließend wurde eine einfache Zufallsstichprobe von 100 Wertekombinationen für die unsicheren Parameter generiert.

Aus den mit ATHLET durchgeführten 100 Rechenläufen resultierten alternative zeitliche Verläufe für die Ergebnisgrößen. Die Ergebnisunsicherheit, die zu einem Großteil aus dem gemeinsamen Einfluss epistemischer und aleatorischer Unsicherheitsbeiträge resultiert, wurde z. B. in Form statistischer, z. B. (95 %, 95 %)-Toleranzgrenzen quantifiziert. Die (95 %, 95 %)-Toleranzgrenzen drücken aus, dass mit 95 %-iger Sicherheit 95 % der Verteilungswerte innerhalb der Toleranzgrenzen liegen. Sensitivitätsanalysen wurden durchgeführt, um die unsicheren Eingabeparameter mit dem größten Beitrag zur Ergebnisunsicherheit zu ermitteln.

Die durchgeführte umfassendere Analyse der Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen', in der sowohl epistemische als auch aleatorische Unsicherheiten berücksichtigt wurden, bestätigt das bereits im Vorhaben RS 1148 erzielte Ergebnis, dass ein wichtiger Tätigkeitsblock der Notfallmaßnahme SDB - nämlich die Druckaufladung des Speisewasserbehälters - mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit allein aufgrund zeitlicher Effekte und nicht etwa durch technische Ausfälle oder mensch-

liche Fehler, nicht durchgeführt werden kann. Die verantwortlichen zeitlichen Effekte ergeben sich aus den Wechselwirkungen zwischen menschlichen Handlungen, System- und Prozessdynamik sowie stochastischen Einflüssen.

Das Ergebnis dieser Arbeit zeigt insbesondere, wie wichtig die Berücksichtigung dieser zeitlichen Wechselwirkungen bei der probabilistischen Analyse komplexer Systeme sein kann.

Ein Hauptgrund dafür, dass epistemische Unsicherheiten in den Störfallanalysen einer PSA bisher vernachlässigt wurden, war, dass zur Quantifizierung der Unsicherheit in Modellergebnissen bis zu 100 Rechenläufe erforderlich sind. Da normalerweise die benötigte Rechenzeit für eine Modellrechnung allein schon relativ hoch ist, wurde eine Unsicherheitsanalyse als nicht praktikabel erachtet. Mit dem Einsatz unabhängiger paralleler Rechenknoten zur Erstellung einer kompletten Unsicherheitsanalyse sollte der hohe Rechenaufwand jedoch kein Argument mehr dafür sein, auf eine Unsicherheitsanalyse zu verzichten. Außerdem wurde in diesem Vorhaben eine Methode entwickelt, um unnötigen Rechenaufwand im Zusammenhang mit der Bestimmung von Ergebnisunsicherheiten aus Störfallsimulationen zu vermeiden.

Da a-priori keine Hinweise dafür vorliegen, ob die in der Rechencode-Anwendung berücksichtigten Unsicherheiten auch tatsächlich einen relevanten Einfluss auf die zu untersuchende Fragestellung (z. B. Ermittlung von Wirksamkeitsanforderungen) haben, kann die Antwort dafür normalerweise erst nach Durchführung der Unsicherheitsanalyse erfolgen. Dabei ist es möglich, dass sich bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung keine relevanten Unsicherheiten in den Ergebnissen zeigen. Dies wäre beispielsweise der Fall, wenn sich für alle in einer Unsicherheitsanalyse erfolgten Rechnungen die gleiche Wirksamkeitsbedingung ableiten ließe.

Um in einem solchen Fall unnötigen Rechenaufwand zu vermeiden, wurde eine Methodik zu einer frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten entwickelt, mit der bereits anhand weniger (2 bis 8) Dynamikrechnungen abgeschätzt werden kann, ob relevante Ergebnisunsicherheiten bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zu erwarten sind oder nicht. Die Methode wurde erfolgreich an dem Anwendungsfall erprobt. Mit lediglich vier ATHLET-Rechnungen konnte sichergestellt werden, dass sich relevante Unsicherheiten aus den Modellrechnungen bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung ergeben und somit eine komplette Unsicherheitsanalyse gerechtfertigt ist.

Somit kann die Gefahr, dass die Unsicherheitsanalyse unnötigerweise durchgeführt wird, mit der entwickelten Methode vermieden werden.

Es muss in diesem Zusammenhang jedoch ausdrücklich betont werden, dass der Zweck der entwickelten Methode zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten aus Modellrechnungen nicht darin besteht, die statistischen Aussagen der Unsicherheitsanalyse mit einem derart verringerten Rechenaufwand zu ermöglichen. Die Unsicherheitsanalyse ist mit dieser Methode nicht zu ersetzen. Aufgabe und Ziel des hier entwickelten Verfahrens ist es, anhand weniger Rechenläufe im Vorfeld abzuschätzen, ob der gesamte durchzuführende Rechenaufwand für eine komplette Unsicherheitsanalyse im Rahmen einer Störfallanalyse für eine PSA gerechtfertigt ist oder nicht.

Schlussfolgerungen

Die wesentlichen Schlussfolgerungen aus den im Rahmen des Vorhabens RS 1166 durchgeführten Arbeiten beziehen sich auf die folgenden beiden Aspekte:

1. Es ist unbestritten, dass Kenntnisstandunsicherheiten in den Eingabeparametern von Rechencode-Anwendungen zu relevanten Unsicherheiten in den Ergebnissen führen können. Werden die Ergebnisunsicherheiten aus Störfallanalysen konsequent in der PSA-Modellierung berücksichtigt, können diese auch Einfluss auf die PSA-Ergebnisse haben. Wie stark sich dieser Einfluss auf die Unsicherheit der PSA-Ergebnisse auswirkt, kann bisher nicht beurteilt werden. Mit einer konsequenten Berücksichtigung epistemischer Unsicherheiten bei der Anwendung von Rechencodes im Rahmen einer PSA wäre eine solche Quantifizierung möglich. Mit dem Einsatz paralleler Rechenknoten zur Durchführung einer kompletten Unsicherheitsanalyse und der entwickelten Methodik zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten aus Modellrechnungen kann der Rechenaufwand bzw. die Rechenzeit in praktikablen Grenzen gehalten werden. Bei dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik ist es nicht mehr zu rechtfertigen, die epistemischen Unsicherheiten aus der Anwendung von Rechencodes und deren Einfluss auf die PSA-Ergebnisse nicht zu berücksichtigen.
2. Notfallmaßnahmen sind anhand deterministischer Überlegungen konzipiert worden, um die Anlage bei auslegungsüberschreitenden Störfällen in einen sicheren Zustand überführen zu können. Da die dabei im Allgemeinen auftretenden komplexen zeitabhängigen Wechselwirkungen zwischen menschlichem Handlungsablauf, System- und Prozessdynamik sowie stochastischen Einflüssen allein aufgrund de-

terministischer Überlegungen auch von Experten kaum vorausszusehen sind, wäre eine probabilistische Validierung von Notfallmaßnahmen sinnvoll, wobei angemessene und fortschrittliche Methoden der dynamischen PSA zum Einsatz kommen sollten. Die Erkenntnisse aus den probabilistischen Analysen können möglicherweise Ansatzpunkte zur Optimierung der Maßnahmen liefern und somit einen wichtigen Beitrag zur Reaktorsicherheit leisten.

Notwendige Weiterentwicklungen

Die in diesem Vorhaben durchgeführte Analyse legt nahe, dass eine Validierung von Notfallmaßnahmen unter Verwendung fortschrittlicher probabilistischer Methoden grundsätzlich möglich ist. Ziel weiterer Vorhaben sollte deshalb die explizite Untersuchung sein, in wieweit sich die in RS1111 und RS1148 entwickelten probabilistischen Dynamik Methoden zur Validierung von Notfallmaßnahmen einsetzen lassen.

Als erster Schritt wäre dabei zu untersuchen, in welcher Form und Qualität eine Validierung der Notfallmaßnahme ‚Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen‘ mit dynamischen Methoden möglich ist. Dabei sollten insbesondere anlagenspezifische Informationen bzgl. der menschlichen Handlungsprozesse sowie der Ausführungszeiten und Fehlermöglichkeiten von menschlichen Handlungen berücksichtigt werden. Bisher wurden diese Informationen lediglich beispielhaft von GRS-Experten spezifiziert. Die anlagenspezifischen Informationen sollten – soweit möglich – in Zusammenarbeit mit dem Betriebspersonal der entsprechenden Anlage ermittelt werden.

Die Möglichkeit einer Validierung und ggf. Optimierung von Notfallmaßnahmen mittels dynamischer PSA Methoden wurde bisher noch nicht verfolgt und würde einen sinnvollen und wichtigen Beitrag zur Reaktorsicherheit darstellen.

7 Literatur

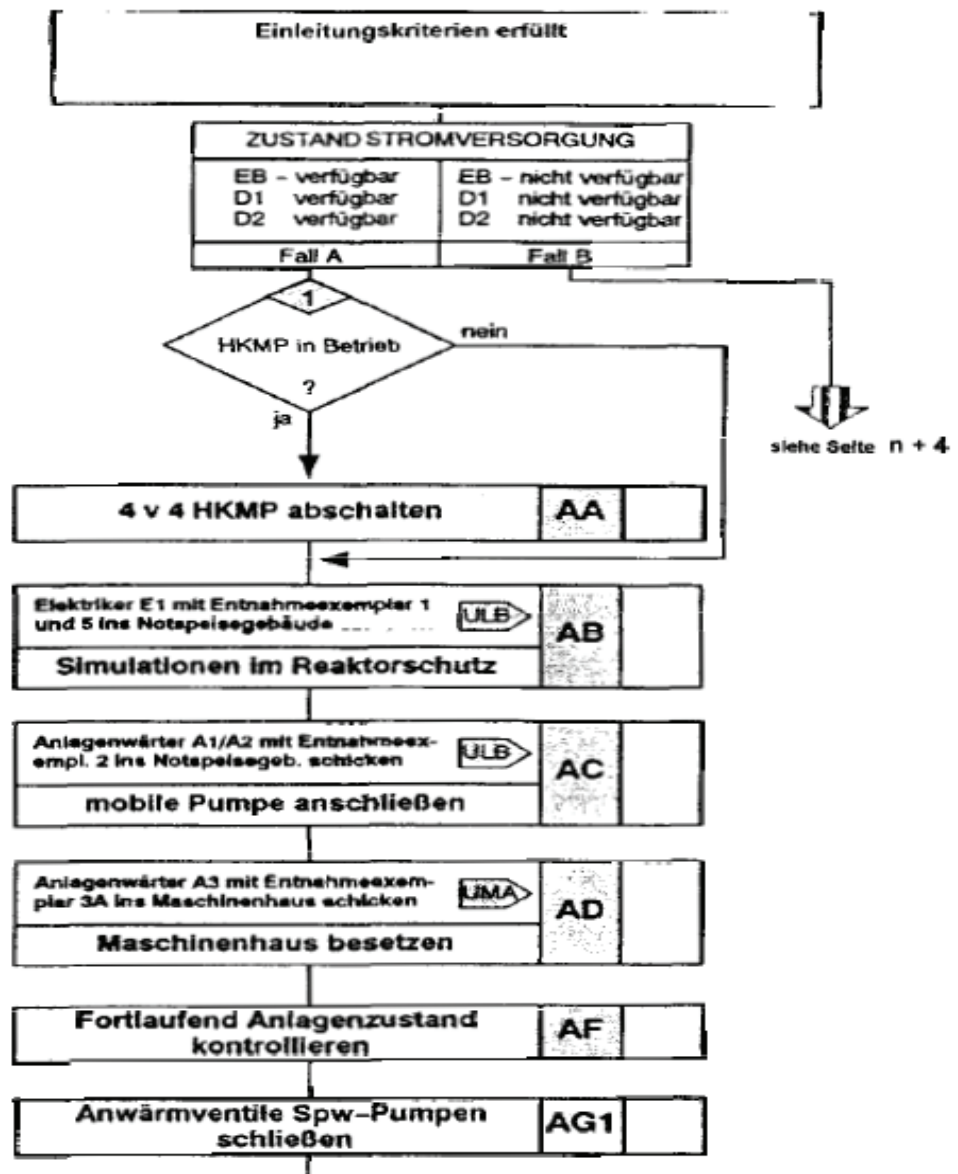
- /ALD 96/ Alder, G.M.
Compressible Subcritical Flow through Axially Symmetric Sharp-Lipped Orifices and Nozzles; in: B.L. Hewitt et al.: Computational Methods and Problems in Aeronautical Fluid Dynamic, London, Academic Press, 1976, oder in: D. Rist: Dynamik realer Gase, Springer, Berlin, Heidelberg, 1996
- /ATH 03/ Austregesilo, H., et al.
ATHLET Mod 2.0 Models and Methods, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-P-1, Vol. 4, November 2003
- /GLA 97/ Glaeser H., E. Hofer, M. Kloos, T. Skorek
Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen von Thermohydraulik-Rechenprogramm-Ergebnissen für das Integralexperiment LSTF-SB-CL-18, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2496, 1997
- /GOT 85/ Gottula, R.C., et al.
Forced convective, nonequilibrium, post-CHF heat transfer experiment data and correlations comparison report; NUREG/CR-3193, EGG-2245, March 1985
- /HOF 01/ Hofer, E., et al.
Methodenentwicklung zur simulativen Behandlung der Stochastik in probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2997, Garching, 2001
- /IDE 66/ Idelchik, I.E.
Handbook of Hydraulic Resistance, Coefficients of Local Resistance and of Friction; Israel Program for Scientific Translations, Jerusalem 1966
- /JOB 55/ Jobson, D.A.
On the Flow of a Compressible Fluid through Orifices; Proc. Instn. Mech. Engrs, 169 (37), 1955, pp. 767-776

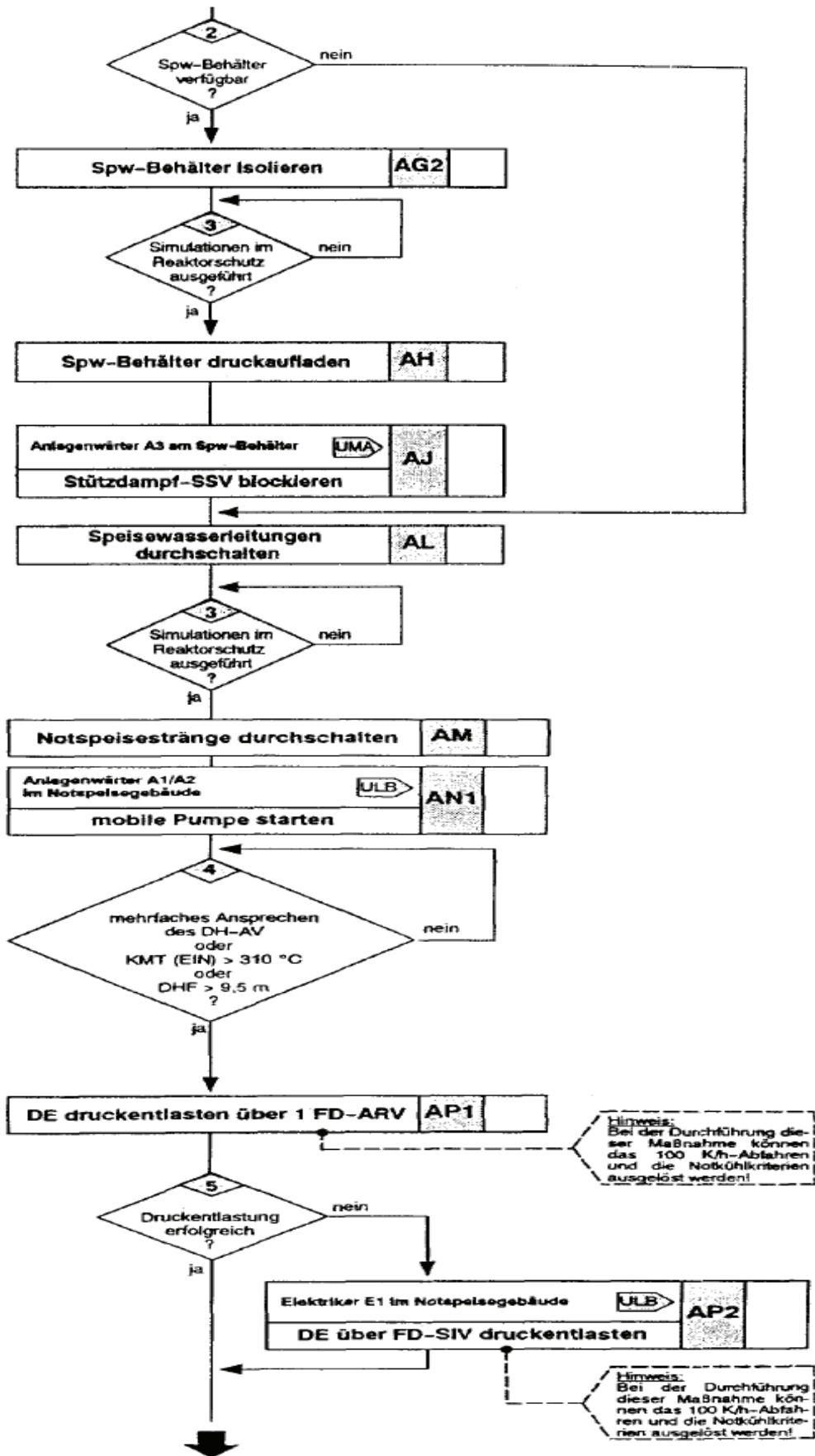
- /KLO 06/ Kloos, M., E. Hofer
SUSA-AB, A Program System for Uncertainty and Sensitivity Analysis
Including Type A and Type B Uncertainties, Version 1.0, User's Guide and
Tutorial, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Garching, April 2006
- /KLO 08/ Kloos, M.
SUSA – The PC-Version of the software System for Uncertainty- and
Sensitivity Analysis of Results from Computer Models, Version 3.6, User's
Guide and Tutorial, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, Garching, 2008
- /NIJ 80/ Nijhawan, S., et al.
Measurement of vapor superheat in post-critical-heat-flux boiling; J. Heat
Transfer, Vol. 102, August 1980
- /PES 06/ Peschke, J., M. Kloos, W. Faßmann, M. Sonnenkalb
Methodenentwicklung zur Berücksichtigung menschlicher Eingriffe im
Rahmen einer dynamischen PSA der Stufen 1 und 2, Gesellschaft für
Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3340, Garching, 2006
- /PRE 98/ Preischl, W., et al.
Untersuchungen zu Handlungen des Betriebspersonals bei
Notfallmaßnahmen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, GRS-A-2617, Garching, Oktober 1998
- /SON 01/ Sonnenkalb, M.
Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI (GKN-2) mit dem Integralcode
MELCOR 1.8.4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, GRS-A-2954, Köln, 2001
- /TRU 68/ Truckenbrodt, E.
Strömungsmechanik, Grundlagen und technische Anwendungen, Springer,
Berlin, Heidelberg, New York, 1968

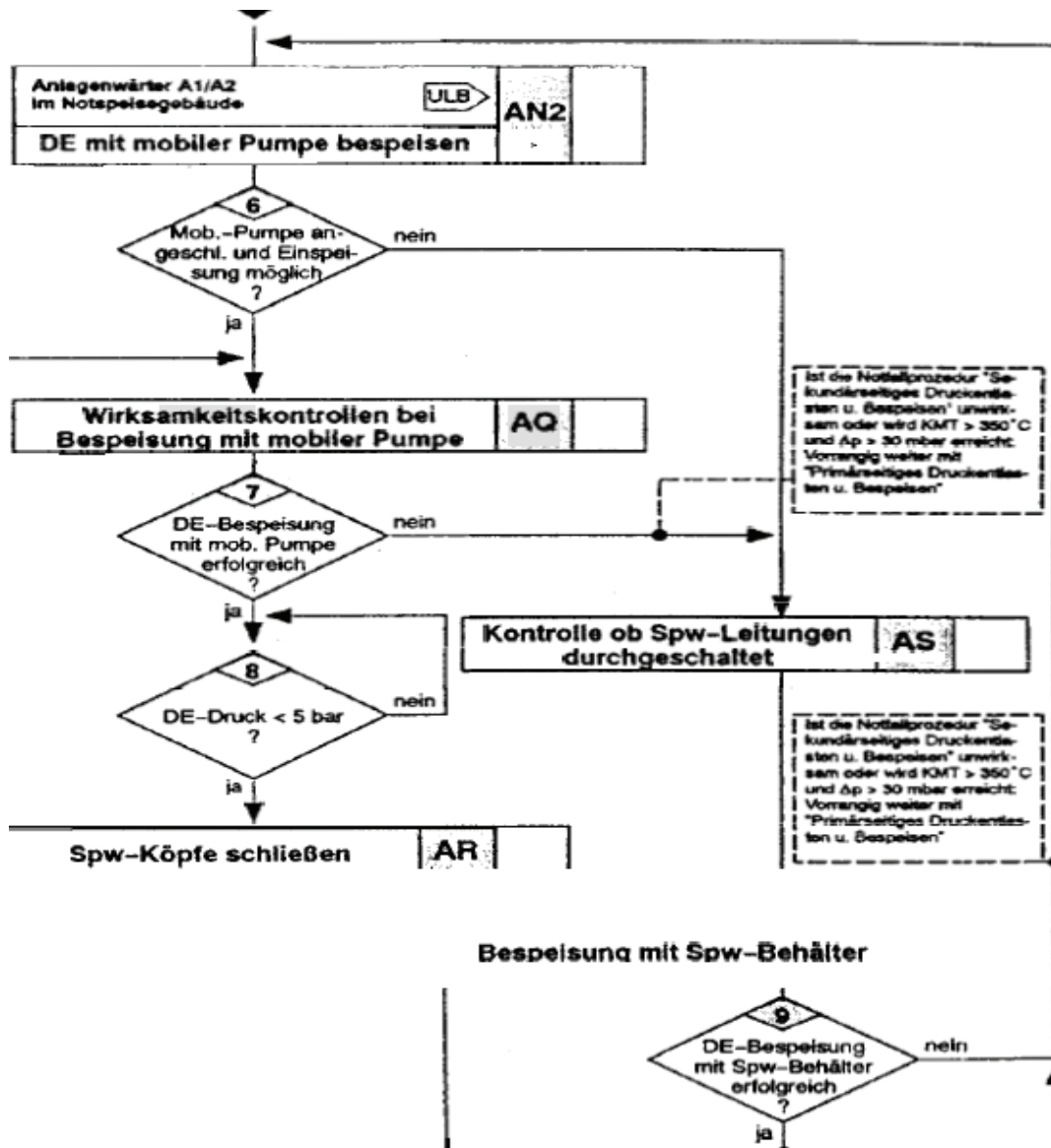
- /VOJ 82/ Vojtek, I.
Untersuchung der Wärmeübertragungsverhältnisse in der Hochdruckphase eines Kühlmittelverluststörfalls mit mittlerem und großem Bruchquerschnitt; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-709, Garching, März 1982
- /WAN 83/ Wang, S.W., J. Weisman
Post-critical heat flux heat transfer: A survey of current correlations and their applicability; Progress in Nuclear Energy, Vol.2, No. 2, pp. 149-168, 1983
- /WIC 91/ Wickett, A.J., J.C. Birchley, B.J. Holmes
Quantification of large LOCA uncertainties; PWR/TUG/P(91)124, AEA Reactor Services, Winfrith, November 1991

Anhang 1: Fließdiagramm der Notfallmaßnahme 'Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen'

Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen	Fließdiagramm, Handmaßnahmen
--	---







8 Verteiler

BMWi

Referat III B 4 1 x

GRS-PT/B

Internationale Verteilung 40 x

Projektbegleiter (bri) 3 x

GRS

Geschäftsführung (hah, stj) je 1 x

Bereichsleiter (erv, lim, prg, tes, rot, zir) je 1 x

Abteilungsleiter (gls, poi, paa, som) je 1 x

Projektleiter (thu) 1 x

Projektbetreuung (kgl) 1 x

Informationsverarbeitung (nit) 1 x

Autoren (pej, kls) je 1 x

Bibliothek (Garching, Köln) je 1 x

Gesamtauflage 64 Exemplare