



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Entwicklung und
Erprobung von
PSA-Methoden und
Werkzeugen.

Teilvorhaben:
Methoden

Vorhaben RS1166

Abschlussbericht

Abschlussbericht/ Final Report

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

Vorhabentitel / Project Title:

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

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

Autor / Author:

J. Peschke
G. Thuma
M. Türschmann et al.

Berichtszeitraum / Publication Date:

Dezember 2008

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende 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

Ziel des Vorhabens Vorhaben RS1166 war es, vorhandene Methoden zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) weiterzuentwickeln und für die Anwendung in zukünftigen PSA nutzbar zu machen. Hierbei standen die folgenden drei Themengebiete im Vordergrund:

- Berücksichtigung von Ergebnisunsicherheiten der Störfallsimulation in der Unsicherheitsanalyse zur Stufe 1 der PSA,
- Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden,
- Untersuchungen zum Einfluss extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen auf das Gesamtrisiko (in Form einer Voruntersuchung zur Klärung der Notwendigkeit vertiefter Analysen).

Berücksichtigung von Ergebnisunsicherheiten der Störfallsimulation in der Unsicherheitsanalyse zur Stufe 1 der PSA

Die bislang praktizierte Unsicherheitsanalyse im Rahmen der PSA beschränkt sich in der Regel auf die Quantifizierung der Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitskenngrößen. Weitere Unsicherheitsquellen, wie z. B. Parameter- und Modellunsicherheiten aus den Störfallsimulationen werden im Allgemeinen nicht berücksichtigt, obwohl nicht auszuschließen ist, dass auch diese Einfluss auf die PSA-Ergebnisse haben können. Daher wurde in diesem Vorhaben eine Methode entwickelt, die es erlaubt, epistemische Unsicherheiten (Kenntnisstandunsicherheiten) bei der Anwendung deterministischer Rechen-codes zu berücksichtigen, so dass die Modellunsicherheiten in die weitere PSA-Analysekette eingebunden werden können.

Da der mit den erforderlichen Rechenläufen verbundene Aufwand jedoch relativ groß ist und a-priori nicht eingeschätzt werden kann, ob die im deterministischen Rechen-codes berücksichtigten Unsicherheiten auch tatsächlich einen relevanten Einfluss auf die zu untersuchende Fragestellung haben, wurde zusätzlich eine Methodik zur frühzeitigen Abschätzung PSA-relevanter Unsicherheiten entwickelt. Mit dieser Methodik lässt sich bereits anhand weniger (2 bis 8) Dynamikrechnungen abschätzen, ob relevante Ergebnisunsicherheiten bzgl. der zugrunde liegenden Fragestellung zu erwarten sind.

Als Anwendungsfall für die Methodenentwicklung wurde die Transiente "Ausfall der Speisewasserversorgung" unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme "Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)" ausgewählt. Hierbei zeigt sich, dass die Druckaufladung des Speisewasserbehälters mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit allein aufgrund zeitlicher Effekte nicht durchführbar ist. Die maßgeblichen Probleme ergeben sich aus zeitabhängigen Wechselwirkungen zwischen menschlichen Handlungen, System- und Prozessdynamik sowie stochastischen Einflüssen.

Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden

Die Grundlage für die effektive Durchführung einer Brand-PSA stellt eine optimal strukturierte Datenbasis dar. Diese soll zum einen sämtliche Primärdaten zum automatischen Anschluss von Rechenodes bereitstellen und zum anderen in Abhängigkeit von dem jeweils bearbeiteten Problem Zusammenstellungen von Daten und Informationen zur Entscheidungsfindung für den Brandexperten liefern.

In diesem Vorhaben wurde eine Anleitung zum Aufbau einer solchen Daten- und Informationsbasis für Brand-PSA-Projekte bereit gestellt. In diesem Zusammenhang hat sich die folgende Datenstruktur als optimal herausgestellt:

- Rauminventar (Komponenten und Kabel),
- Räume und ihre brandspezifischen Eigenschaften,
- Kabeleigenschaften,
- raumbezogene brandspezifische Ereignisabläufe (für Räume, die Detailanalysen zu unterziehen sind).

Auf dieser Grundlage wurden verschiedene Möglichkeiten der Nutzung und Auswertung der in der Datenbasis enthaltenen Primärdaten entwickelt, wie z. B. die Durchführung einer Ausfalleffektanalyse für Kabel, eine automatisierte Berechnung der Feuerwiderstandsdauer von Baustrukturen und Bauelementen mittels eines vereinfachten Nachweisverfahren für die Gegebenheiten eines Kernkraftwerks, die Durchführung standardisierter Brandsimulationsrechnungen mit dem Zonenmodell CFAST sowie die Anwendung des GRS-Programms CRAVEX zur Ermittlung der Häufigkeit brandbedingter auslösender Ereignisse und der Berechnung der brandbedingten Häufigkeit von Gefährdungs- und Kernschadenszuständen.

Des Weiteren wurde gezeigt, dass es nicht möglich ist, bei einer Brand-PSA eine in sich geschlossene Unsicherheitsanalyse durchzuführen. Stattdessen ist die Brand-PSA in einzelne Arbeitsschritte zu unterteilen und die Unsicherheiten sind separat zu diskutieren. Mit einem simulativen Verfahren wären solche Unsicherheitsanalysen unverhältnismäßig aufwändig. Deshalb wird die Nutzung eines analytischen Vorgehens unter Verwendung des PSA-Rechenprogramms RiskSpectrum[®] vorgeschlagen.

Untersuchungen zum Einfluss extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen

Da es Anzeichen dafür gibt, dass durch den Klimawandel Häufigkeit und Intensität extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen zunehmen könnten, stellt sich die Frage, ob solche Einwirkungen zukünftig im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken behandelt werden sollten.

Zur Beantwortung dieser Frage wurde die internationale Betriebserfahrung mit wetter- und witterungsbedingten Einwirkungen auf Kernkraftwerke ausgewertet. Zusätzlich wurde der derzeitige Kenntnisstand hinsichtlich der Auswirkungen des Klimawandels auf die regionalen meteorologischen Bedingungen ermittelt. Aus diesen Arbeiten ergaben sich die folgenden Erkenntnisse:

- Extreme meteorologische Bedingungen führen immer wieder zu Folgeereignissen in Kernkraftwerken. Typische Einwirkungspfade sind hierbei Störungen der Elektro- und Leittechnik sowie der Nebenkühlwasserversorgung.
- Nach den aktuellen Klimaprognosen ist in den kommenden Jahrzehnten in Deutschland nur mit moderaten Klimaänderungen zu rechnen. Insbesondere werden die Niederschläge im Winter zunehmen, während im Sommer verstärkt Hitze- und Trockenperioden auftreten werden.

Eine konservative Bewertung der vollständigen Ergebnisse beider Arbeitsschritte erlaubt die Schlussfolgerung, dass derzeit aus sicherheitstechnischer Sicht eine umfassende Berücksichtigung extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen im Rahmen der PSA nicht erforderlich ist.

Summary

The project RS1166 aims on enhancing existing methods for performing probabilistic safety analyses (PSA) for application in the frame of future PSA. The corresponding research activities focus on the following three topics:

- Considering the model uncertainties of accident simulation results obtained in the frame of a Level 1 PSA;
- Assessing the contribution of fires affecting several redundancies to the overall risk;
- Assessing the impact of harsh weather conditions on the overall risk for nuclear power plants.

Considering the model uncertainties of accident simulation results obtained in the frame of a Level 1 PSA

The uncertainty analysis with respect to the results of Level 1 PSA was up to the time being principally limited to the quantification of uncertainties in the reliability parameters. Further sources of uncertainties, such as those on initiating event frequencies and on reliability parameters have not been considered. However, it cannot be excluded that these may affect the PSA results. The impact of model uncertainties from thermal-hydraulics codes was generally not taken into account.

This report outlines a methodology for considering epistemic (knowledge based) uncertainties in the application of deterministic codes making it possible to use the model uncertainties in the further steps of the PSA. Thus, the uncertainty analysis of Level 1 PSA results can be extended by the incorporation of uncertainties from thermal-hydraulics code applications.

In addition, an approach has been developed for obtaining an early indication whether relevant contributions from model uncertainties to the result uncertainties can be expected. The aim of this method is to avoid unnecessary calculations in the frame of an uncertainty analysis which would not show any relevant contribution to the problem to be analyzed. The method needs information from only a few (2 - 8) calculations. It has been successfully applied to a practical example. The corresponding results indicate that relevant uncertainties can be expected and, therefore, a complete uncertainty analysis would be needed for quantifying the model uncertainties.

The example of a transient used within this project was the 'Loss of feedwater' for a German Konvoi type PWR under consideration of the emergency procedure 'Secondary Side Bleed and Feed'. The comprehensive uncertainty analysis shows that the pressurization of the feedwater storage tank cannot be accomplished with a high certainty. Therefore, the water inventory of the feedwater storage tank cannot be used for steam generator injection. Emphasis has to be put on the fact that neither technical unavailability nor human errors 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 influences along the time axis.

Assessing the contribution of fires affecting several redundancies to the overall risk

A systematically structured database is a fundamental prerequisite for an effective Fire PSA. Such a database should provide on the one hand all primary data for an automatic use by program codes, on the other hand it should enable the fire expert to get access to all data and information needed for sound decision making.

In the frame of this project a manual has been prepared on how to compile such a database for fire PSA. The following structure has turned out to be particularly convenient:

- Inventory of the individual compartments (components and cables);
- Compartments including their fire specific characteristics;
- Cable characteristics;
- Compartment related fire specific event sequences (for those compartments to be considered within the detailed analyses).

Various possibilities of using the primary data from this database have been developed, e.g. the implementation of a failure mode and effect analysis (FMEA) for cables, the automatic calculation of fire resistance rates using a simplified verification procedure, standardized fire simulations with the simple zone model CFAST, and the application of the GRS code CRAVEX for estimating the fire induced probability for initiating events as well as the fire induced plant hazard state and core damage frequencies.

Furthermore, it has been demonstrated that it is not possible to perform a comprehensive uncertainty analysis for a fire PSA. The fire PSA has to be sub-divided into individual steps, for each of which the uncertainties have to be estimated separately. Using a simulative approach such uncertainty analyses would be relatively time-consuming. Therefore, an analytic approach based on the PSA code RiskSpectrum[®] has been developed and recommended to be applied.

Assessing the impact of harsh weather conditions on the overall risk for nuclear power plants

Recent scientific findings indicate that there is a potential for an increase in frequency and intensity of harsh weather conditions due to climate change. Against this background the question should be answered, whether such impacts should be analyzed in detail in the frame of probabilistic safety assessments for nuclear power plants.

In a first step, the international operating experience with respect to safety significant impacts of harsh weather conditions on nuclear power plants has been analyzed. In addition, information on the expected development of meteorological conditions in Central Europe has been collected.

Based on these available data, the following conclusions have been drawn:

- Harsh weather conditions have the potential to cause initiating events in nuclear power plants. Typical impacts due to thunderstorms and extreme temperatures are disturbances of the electrical and I&C equipment as well as adverse effects on the service water system.
- Regional-scale climate projections for Central Europe show only moderate changes within the next decades: Whereas during the winter months there is a trend to increased precipitation, less precipitation is expected in summer. Simultaneously heat waves will become more frequent. All in all, on a medium-term scale the hazard due to harsh weather conditions is not expected to increase significantly.

These findings allow the conclusion that a full scope probabilistic safety assessment for harsh weather conditions is not necessary at present.

Inhaltsverzeichnis

1	Einführung und Zielsetzung	1
1.1	Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)	3
1.2	Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden (AP 2).....	3
1.3	Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)	5
2	Durchgeführte Arbeiten	6
2.1	Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)	6
2.2	Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden (AP 2).....	10
2.2.1	Struktur und Inhalt der Datenbasis einer Brand-PSA.....	11
2.2.2	Nutzung der Brand-PSA-Datenbasis	12
2.2.3	Unsicherheiten bei der Durchführung von Brand-PSA.....	13
2.3	Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)	14
3	Ergebnisse und Schlussfolgerungen	17
3.1	Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)	17
3.2	Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifenden Brandschäden (AP 2).....	19
3.2.1	Struktur und Inhalt der Datenbasis einer Brand-PSA.....	19
3.2.2	Nutzung der Brand-PSA-Datenbasis	20
3.2.3	Unsicherheiten bei der Durchführung von Brand-PSA.....	22
3.3	Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)	23
4	Referenzen	25
5	Verteiler	29

1 Einführung und Zielsetzung

Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) ist heute – in Ergänzung zur deterministischen Vorgehensweise – ein unverzichtbares Instrument der Sicherheitsbeurteilung in der Kerntechnik. In der PSA werden die Kenntnisse über die Auslegung und Betriebsweise der Anlage, die Betriebserfahrung mit der untersuchten und mit ähnlichen Anlagen, Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung und der allgemeine wissenschaftlich-technische Sachverstand zu einer Gesamtbewertung des Sicherheitszustandes der untersuchten Anlage zusammengeführt. Wissenslücken werden bei dieser Vorgehensweise evident und ihr Einfluss auf das Ergebnis wird – soweit möglich – in Form von Ergebnisunsicherheiten quantifiziert. Auch in die PSA fließen – wie bei jeder Art der Sicherheitsbeurteilung – subjektive Expertenschätzungen ein. Die Methodik der PSA erlaubt es jedoch, den Einfluss von Schätzungen auf das Ergebnis quantitativ zu bewerten.

Die PSA liefert damit belastbare Grundlagen für Entscheidungen über die Notwendigkeit und den Nutzen sicherheitstechnischer Verbesserungen. PSA werden daher heute in allen Ländern, die Kernkraftwerke betreiben in Verbindung mit der deterministischen Sicherheitsanalyse angewandt, um Auslegung und Betriebsweise von Kernkraftwerken im Hinblick auf die Sicherheit zu optimieren.

Die GRS hat aufgrund ihrer Erkenntnisse aus der PSA für einen Druckwasserreaktor vom Typ Konvoi /GRS 01/ sowie aus weiteren Arbeiten, wie beispielsweise dem Forschungs- und Entwicklungsvorhaben RS 1112 (siehe u. a. /HOF 03/), einen Vorschlag für Anforderungen an die PSA /GRS 02/ formuliert, der auf den verfügbaren Methoden zur PSA aufbaut. Die in /GRS 01/ dokumentierten Arbeiten zur PSA wie auch die methodischen Weiterentwicklungen für einen Siedewasserreaktor älterer Bauart /LIN 06/ haben jedoch gezeigt, dass immer noch in einer Reihe von Punkten Methodendefizite bestehen, die die Vollständigkeit und die Aussagesicherheit der bisher durchgeführten PSA beeinträchtigen.

Darüber hinaus ist bezüglich der PSA der internationale Stand der Entwicklung aus wissenschaftlicher und regulatorischer Sicht zum Teil deutlich weiter fortgeschritten als in Deutschland.

In Wahrnehmung der Kompetenzträgerschaft für die PSA in Deutschland hat die GRS zur Schließung der bestehenden Lücken zum internationalen Stand ein "4-Säulen-Konzept" für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur PSA erstellt.

Die Gesamtziele dieses Konzeptes sind:

- die heute in Deutschland verfügbaren PSA-Methoden entsprechend dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik weiter zu entwickeln (Säule I),
- bisher bestehende Methoden-Defizite durch die Entwicklung neuer Methoden abzubauen (Säule II),
- die Werkzeuge zur effizienten Durchführung von PSA bis zur Stufe 2 zu verbessern (Säule III) und
- die weiterentwickelten Methoden und Werkzeuge in einer „Referenz-PSA“ zu erproben (Säule IV).

Insgesamt sollen diese Arbeiten dazu beitragen, die Belastbarkeit von PSA-Ergebnissen abzusichern und weiter zu verbessern. Die Erkenntnisse aus der Referenz-PSA sollen unmittelbar in die Fortschreibung der PSA-Anforderungen einfließen.

Ziel des Vorhabens RS1166 ist es dementsprechend, zunächst die vorhandenen Methoden zu ausgewählten Themenbereichen der PSA weiterzuentwickeln und für die Anwendung in zukünftigen PSA nutzbar zu machen. Nachfolgend sind die zu berücksichtigenden Themengebiete aufgelistet:

- Berücksichtigung von Ergebnisunsicherheiten der Störfallsimulation in der Unsicherheitsanalyse zur Stufe 1 der PSA,
- Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden,
- Untersuchungen zum Einfluss extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen auf das Gesamtrisiko (in Form einer Voruntersuchung zur Klärung der Notwendigkeit vertiefter Analysen).

Zu diesen drei Themengebieten wurde jeweils ein ausführlicher Fachbericht erstellt. Im vorliegenden Bericht werden die Zielsetzung, die durchgeführten Arbeiten und die erzielten Ergebnisse zusammenfassend beschrieben.

1.1 Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)

Die Quantifizierung der Ergebnisunsicherheiten, die sich aus Unsicherheiten der Zuverlässigkeitskenngrößen ergeben, ist heute ein unverzichtbarer Bestandteil einer PSA. Risikobewertungen stützen sich jedoch auch auf Ergebnisse von Störfallsimulationen mit komplexen Rechenmodellen¹, bei denen mehr oder weniger große Kenntnisstandsunsicherheiten (epistemische Unsicherheiten) hinsichtlich der Modellierung und der Eingabeparameter des Rechenmodells bestehen. Diese Modellunsicherheiten und die Unsicherheiten in den Eingabeparametern der Rechenmodelle wurden bisher in der PSA nicht berücksichtigt.

Das Ziel dieses Arbeitspaketes bestand dementsprechend in der 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 einen wichtigen Aspekt – nämlich den der zusätzlichen Berücksichtigung von Unsicherheiten aus der Anwendung von thermohydraulischen Rechenmodellen – erweitert.

1.2 Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden (AP 2)

Brandanalysen als Teil einer PSA werden üblicherweise in zwei Arbeitsschritten durchgeführt. Im ersten Schritt werden durch ein Auswahlverfahren (Screening) kritische Brandbereiche identifiziert, die dann im zweiten Arbeitsschritt unter Berücksichtigung der spezifischen brand- und systemtechnischen Aspekte detailliert untersucht werden. Die in der Vergangenheit eingesetzten Auswahlverfahren verwendeten entweder nur qualitative Kriterien oder lieferten aufgrund zu pessimistischer Annahmen eine zu hohe Anzahl von Brandbereichen, so dass die Detailanalysen teilweise mit einem unnötig hohen Aufwand verbunden waren.

¹ In der PSA der Stufe 1 werden Rechenmodelle der Thermohydraulik verwendet, insbesondere, um auf der Grundlage von simulierten Störfallabläufen Wirksamkeitsbedingungen von Notkühlssystemen festzulegen und verfügbare Zeiten für Handmaßnahmen nach einem Störfalleintritt zu bestimmen.

Des Weiteren lagen zu Projektbeginn weder für das Auswahlverfahren noch für die Detailanalysen standardisierte Methoden zur Bewertung von Brandschäden an sicherheitstechnisch relevanten Komponenten, insbesondere an Kabeln der Elektro- und Leittechnik, vor. Als Ergebnis bisheriger Brandanalysen wurden im Allgemeinen nur Schätzwerte für Kernschadenshäufigkeiten angegeben, die nicht ohne Weiteres in die sonstigen Ergebnisse der Stufe 1 einer PSA integriert werden konnten und somit nur begrenzt für eine PSA der Stufe 2 nutzbar waren.

Ziel dieses Arbeitspaketes war es daher, die Methoden hinsichtlich des Auswahlverfahrens, der Bewertung von Schäden an Kabeln der Elektro- und Leittechnik und der Berücksichtigung von Unsicherheiten weiterzuentwickeln. Im Einzelnen wurden die folgenden Verbesserungen der Brandanalysen im Rahmen der Stufe 1 der PSA angestrebt:

- Das im Vorhaben RS 1112 (siehe auch /HOF 03/) von der GRS entwickelte und im Rahmen weiterer Vorhaben erheblich verbesserte kombinierte Auswahlverfahren /LIN 05/, /LIN 06/, /TUE 05/ und /ROE 07/ sollte insbesondere in Bezug auf die systemtechnische Auswahl detailliert zu untersuchender Räume bzw. Kombinationen von Räumen weiter systematisiert und standardisiert werden. Gleichzeitig sollte das Auswahlverfahren methodisch so ergänzt werden, dass erforderlichenfalls standardisierte vereinfachte Brandsimulationsrechnungen durchgeführt werden können. Um den Aufwand für die Detailanalysen zu verringern, sollte die Methodik der Brand-PSA insoweit verbessert werden, dass bereits im Rahmen des Auswahlverfahrens genauere Schätzwerte für die brandbedingte Kernschadenshäufigkeiten ermittelt werden können.
- Die Vorgehensweise zur sicherheitstechnischen Bewertung der Folgen von Brandschäden an Kabeln der Elektro- und Leittechnik sollte ebenfalls systematisiert und standardisiert werden. Hierzu war die Entwicklung und Implementierung einer Methodik zur Ermittlung der Art und Häufigkeit brandbedingter Ausfälle (Ausfalleffektanalyse) von Kabeln erforderlich.
- Entsprechend den Anforderungen des Methodenbandes zum PSA-Leitfaden /FAK 05/ sind die Unsicherheiten der Analyseergebnisse zu quantifizieren. Dabei ist darauf zu achten, dass die Ergebnisse sich in die vorhandene Struktur der PSA für anlageninterne Ereignisse integrieren lassen. Dies ist die Voraussetzung dafür, dass die gesamte PSA der Stufe 1 geschlossen ausgewertet werden kann und die

Ergebnisse im Rahmen der mittlerweile entsprechend PSA-Leitfaden geforderten PSA der Stufe 2 genutzt werden können.

Die Ergebnisse der Weiterentwicklungen von Methoden für probabilistische Brandanalysen sind detailliert im Fachbericht /FRE 08/ dargestellt.

1.3 Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)

Obwohl Deutschland in einer gemäßigten Klimazone liegt, treten immer wieder extreme Wetterereignisse bzw. Witterungsbedingungen auf. Beispiele für solche Ereignisse sind die Orkane Lothar (1999) und Kyrill (2007), die schwere Schäden in Mitteleuropa verursachten, das Elbe-Hochwasser im Sommer 2002 sowie die Hitzewelle im Sommer 2003, die an vielen Kraftwerksstandorten zu erheblichen Betriebseinschränkungen führten.

Prinzipiell wurden derartige Einwirkungen bei der Auslegung der deutschen Kernkraftwerke berücksichtigt. Dies erfolgte jedoch nur auf deterministischer Basis. Da es Anzeichen dafür gibt, dass sich der Klimawandel auch auf die Häufigkeit und Intensität extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen auswirkt, sollte untersucht werden, ob in Anbetracht dieser Situation eine Neubewertung des Gefährdungspotentials wetter- und witterungsbedingter Einwirkungen vorzunehmen ist. Insbesondere sollte die Frage beantwortet werden, ob in Zukunft die Notwendigkeit besteht, solche Einwirkungen umfassend im Rahmen der PSA zu berücksichtigen.

2 Durchgeführte Arbeiten

2.1 Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)

Die bislang im Rahmen einer PSA der Stufe 1 praktizierte Unsicherheitsanalyse beschränkt sich im Wesentlichen immer noch auf den Einfluss der ungenauen Kenntnis von Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse sowie der Zuverlässigkeitskenngrößen in den Fehler- und Ereignisbaummodellen. 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.

Störfallanalysen werden im Rahmen einer PSA durchgeführt, um Wirksamkeits- bzw. Anforderungsbedingungen für gegebene Störfälle zu ermitteln. Deterministische Rechenprogramme (z. B. ATHLET) zur Durchführung von Störfallanalysen werden bisher nur für Punktwertrechnungen genutzt, d. h. Randbedingungen und Parameterwerte gehen als fest vorgegebene Werte in das Rechenprogramm ein. Das aus dieser Rechnung resultierende Ergebnis wird verwendet, um die entsprechenden Anforderungsbedingungen für den entsprechenden Störfall abzuleiten.

Unbestritten ist die Tatsache, dass viele Eingabeparameter von Rechenmodellen nur ungenau bekannt sind und dass die Berücksichtigung ihrer Unsicherheiten in den Störfallanalysen Einfluss auf die Rechenmodell-Ergebnisse haben kann. So können sich beispielsweise Unsicherheiten

- bzgl. der Anzahl der Systeme, die benötigt werden, um den Prozess in einem beherrschbaren Zustand zu bringen bzw. zu halten,
- über Zeitbudgets, die zur Durchführung von Personalhandlungen bei einem Störfall zur Verfügung stehen, oder
- ob und wann Ansprechwerte oder Auslegungsgrenzen erreicht werden

ergeben.

Im Arbeitspaket 1 des Vorhabens RS1166 wurde eine Methode entwickelt und angewendet, die epistemische Unsicherheiten (Kenntnisstandunsicherheiten) bei der Anwendung deterministischer Rechencodes berücksichtigt, so dass sich die aus den Rechnungen ergebenden Modellunsicherheiten in die weitere Analyseketten der PSA einbinden lassen.

Als Anwendungsfall für die Analyse der Modellunsicherheit aus Störfallsimulationen wurde die Transiente "Ausfall der Speisewasserversorgung" unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme "Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDB)" ausgewählt. Die Zielsetzung im Anwendungsfall bestand darin, insbesondere die Unsicherheiten in der probabilistischen Bewertung der Notfallmaßnahme zu quantifizieren. 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.

Der Ablauf der menschlichen Handlungen im Rahmen der Notfallmaßnahme 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 des ATHLET-Modells wurden identifiziert und die Kenntnisstandunsicherheiten durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen quantifiziert.

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 Unsicherheiten resultiert, kann z. B. in Form statistischer Toleranzgrenzen zu vorgegebenen Werten des Wahrscheinlichkeitsgehalts und des Vertrauensniveaus (z. B. 95 %, 95 %) quantifiziert werden. Zu den Unsicherheiten der Ergebnisgrößen wurden Sensitivitätsanalysen durchgeführt, um die Parameter mit dem größten Beitrag zu den Ergebnisunsicherheiten zu bestimmen.

Ein wesentlicher Grund dafür, dass epistemische Unsicherheiten in den Störfallanalysen einer PSA bisher vernachlässigt wurden, bestand darin, dass zur Quantifizierung der Unsicherheit in Modellergebnissen bis zu 100 Rechenläufe erforderlich sind. Deshalb wurde eine Unsicherheitsanalyse als nicht praktikabel erachtet, da normalerweise die benötigte Rechenzeit für eine einzige Modellrechnung schon relativ hoch ist. Mit dem Einsatz unabhängiger paralleler Rechenknoten sollte der hohe Rechenaufwand jedoch kein Argument mehr dafür sein, auf eine Unsicherheitsanalyse bei deterministischen Rechnungen zu verzichten. Außerdem wurde in diesem Vorhaben eine Methode entwickelt, um unnötigen Rechenaufwand zu vermeiden, wenn im Rahmen von deterministischen Modellrechnungen innerhalb einer PSA eine Unsicherheitsanalyse beabsichtigt ist.

Da a-priori keine Hinweise dafür vorliegen, ob die im deterministischen Rechencode berücksichtigten Unsicherheiten auch tatsächlich einen relevanten Einfluss auf die zu untersuchende Fragestellung (z. B. die Ermittlung von Wirksamkeitsanforderungen) haben, kann die Antwort dafür normalerweise erst nach Durchführung der Unsicherheitsanalyse erfolgen. Dabei kann es allerdings vorkommen, 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 deterministischen Rechnungen z. B. die gleiche Wirksamkeitsbedingung ableiten ließe. Eine komplette Unsicherheitsanalyse wäre somit überflüssig.

Um in einem solchen Fall unnötigen Rechenaufwand zu vermeiden, wurde im Rahmen dieses Arbeitspunktes 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. Wenn sich bei Anwendung dieser Methode relevante Unsicherheiten bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung zeigen, so kann auf jeden Fall davon ausgegangen werden, dass die Durchführung einer kompletten Unsicherheitsanalyse bzgl. der deterministischen Rechnungen gerechtfertigt ist, da diese mit Sicherheit relevante Unsicherheiten aufweisen wird.

Zeigen sich bei der Anwendung der entwickelten Methode keine relevanten Unsicherheiten bzgl. der zugrundeliegenden Fragestellung, so kann man ggf. zunächst auf eine komplette Unsicherheitsanalyse verzichten, da nicht sicher ist, dass die Unsicherheitsanalyse bzgl. der deterministischen Rechnungen zu relevanten Ergebnisunsicherheiten führt. Die entwickelte Methodik kann somit als ein Selektionsverfahren (Screening) betrachtet werden, das diejenigen Fälle kennzeichnet, bei denen eine komplette Unsicherheitsanalyse auf jeden Fall angebracht ist. Somit kann die Gefahr, dass die Unsicherheitsanalyse unnötigerweise durchgeführt wird, mit der entwickelten Methode deutlich reduziert werden.

Die in diesem Vorhaben neu entwickelte Methode wurde erfolgreich an dem in dieser Arbeit verwendeten Anwendungsfall "Ausfall der Speisewasserversorgung" unter Berücksichtigung der präventiven Notfallmaßnahme SDB 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. Die relevanten Unsicherheiten bezogen sich dabei auf die Fragestellung, ob das Kriterium zur Druckentlastung der Dampferzeuger, welches durch physikalische Prozessbedingungen bestimmt wird, vor oder nach Beendigung der Arbeiten zur Simulation am Reaktorschutz vorliegt. In Abhängigkeit davon zeigt sich, ob eine Druckaufladung des Speisewasserbehälters überhaupt möglich ist und somit das Kühlmittelinventar des Speisewasserbehälters zur Bespeisung der Dampferzeuger verwendet werden kann.

Es muss in diesem Zusammenhang 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 Verfahrens ist es vielmehr, anhand weniger Rechenläufe im Vorfeld abzuschätzen, ob der gesamte Rechenaufwand einer ggf. durchzuführenden Unsicherheitsanalyse für die zugrundeliegende Fragestellung im Rahmen einer Störfallanalyse für eine PSA gerechtfertigt ist oder nicht.

Im Fachbericht /KLO 08/ sind die durchgeführten Arbeiten und die erzielten Ergebnisse detailliert beschrieben.

2.2 Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden (AP 2)

Seit einigen Jahren führt die GRS methodische Untersuchungen zur Durchführung von Brand-PSA durch. Ein besonderes Augenmerk lag hierbei auf dem Auswahlverfahren, der Bestimmung von anlagenspezifischen lokalen Brandeintrittshäufigkeiten, der Nutzung von Brandsimulationsrechnungen zur Ableitung brandspezifischer Ereignisabläufe und der Frage der Unsicherheiten bei probabilistischen Branduntersuchungen. Als Referenzanlage stand für diese Untersuchungen ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor vom Typ Konvoi zur Verfügung. Die Ergebnisse sind unter anderem in /HAI 01/, /HOF 03/ und /TUE 02/ veröffentlicht. Erste verallgemeinerte Erfahrungen aus den methodischen Weiterentwicklungen sind in den im Jahr 2005 überarbeiteten Methodenband /FAK 05/ zum PSA-Leitfaden/BMU 05/ eingeflossen.

Die neuen methodischen Ansätze konnten bei weiteren Entwicklungsarbeiten zur Brand-PSA /LIN 05/ und /TUE 05/ sowie bei deren Erprobung /LIN 06/ im Rahmen einer vollständigen Brand-PSA für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor der Baulinie 69 im Rahmen der (periodischen) Sicherheitsüberprüfung (SÜ) nach Atomgesetz /ATG 05/ praxisnah eingesetzt werden /BAB 05/. Dabei wurden die Methoden nicht nur hinsichtlich ihrer Wirksamkeit überprüft, sondern es wurden auch Arbeitsfelder identifiziert, bei denen für eine sachgerechte Bearbeitung weiterer methodischer Entwicklungsbedarf besteht.

Auf dieser Grundlage wurde ein fachlich fundiertes Arbeitsprogramm für weitere Untersuchungen und methodische Entwicklungen zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender Brandschäden abgeleitet. Bei der Durchführung der Arbeiten zum Arbeitspaket 2 des Vorhabens wurde die Brand-PSA /BAB 05/ als Referenz-PSA genutzt.

Das Kernstück einer verbesserten Herangehensweise bei der Durchführung von Brand-PSA bildet eine optimal strukturierte Datenbasis, die zum einen sämtliche Primärdaten zum automatischen Anschluss von Rechencodes bereitstellt und die zum anderen in Abhängigkeit vom bearbeiteten Problem Zusammenstellungen von Daten und Informationen zur Entscheidungsfindung für den Brandexperten liefert.

2.2.1 Struktur und Inhalt der Datenbasis einer Brand-PSA

Die Datenbasis einer Brand-PSA wird im Wesentlichen von zwei Datenbanken gebildet, der Datenbank der Räume und ihrer brandspezifischen Eigenschaften und der Datenbank des Inventars der Räume. Bei den dem Fachbericht /FRE 08/, in welchem die Arbeiten zum Arbeitspaket 2 ausführlich und im Detail dargestellt sind, beigefügten Datenbanken <components.mdb> und <compartments.mdb> handelt es sich um Auszüge aus der Datenbasis der Referenz-PSA /BAB 05/. Die Datenbank <components.mdb> enthält die Inventarmatrix, die Datenbank <compartments.mdb> die brandspezifischen Eigenschaften der Räume.

In /FRE 08/ wird eine Anleitung zum Aufbau einer Daten- und Informationsbasis für weitere Brand-PSA-Projekte bereitgestellt. Anhand der Datenbank <components.mdb> kann ausgehend von den vom Kraftwerk bereitgestellten Primärdaten Schritt für Schritt die Erstellung einer für die Zwecke einer Brand-PSA benötigten Inventarmatrix nachvollzogen werden.

Die Datenbank <compartments.mdb> enthält die räumliche Struktur der Kraftwerksanlage. Jedem Raum sind über die Datenbank <components.mdb> Inventar und brandspezifische Eigenschaften zugeordnet. Aus den qualitativen Primärdaten werden wichtige quantitative Kenngrößen, wie raumbezogene Brandeintrittshäufigkeiten und Brandübergangswahrscheinlichkeiten zu benachbarten Räumen, berechnet. Zusätzlich werden über <compartments.mdb> wichtige Informationen zur Erstellung brandspezifischer Ereignisabläufe bereitgestellt.

Die Inventarmatrix <components.mdb> enthält zu jedem Raum das Anlagenkennzeichen (AKZ) der im Raum befindlichen Komponenten einschließlich der Kabel, die den Raum durchqueren. Die Kabel werden im Wesentlichen durch das AKZ der Komponente beschrieben, die vom Kabel mit Energie oder Information versorgt werden. Die Kabelart selbst ist nur grob klassifiziert (z. B. in der Referenz-PSA unterteilt in 22 Klassen). Auf der Grundlage dieser Kabelklassifikation kann nur konservativ entschieden werden, zu welchen Funktionsausfällen es infolge brandbedingter Kabelschäden kommt. Deshalb ist die Datenbasis einer Brand-PSA um eine Datenbank mit all denjenigen Kabeldaten zu ergänzen, die zur Durchführung einer kabelbezogenen Ausfallanalyse (failure mode and effect analysis, FMEA) benötigt werden.

2.2.2 Nutzung der Brand-PSA-Datenbasis

Im Rahmen des Vorhabens RS1166 wurden verschiedene Möglichkeiten der Nutzung und Auswertung der in der Brand-PSA-Datenbasis enthaltenen Primärdaten entwickelt, wie z. B. die Durchführung einer Ausfalleffektanalyse (FMEA) für Kabel, die automatische Berechnung der Feuerwiderstandsdauer von Bauteilen mittels eines vereinfachten Nachweisverfahrens, die Durchführung standardisierter Brandsimulationsrechnungen mit dem Zonenmodell CFAST und die Anwendung des GRS-Programms CRAVEX zur Ermittlung der Häufigkeit brandbedingter auslösender Ereignisse und der Berechnung der brandbedingten Häufigkeit von Gefährdungs- und Kernschadenzuständen.

Ausgehend von den Erfahrungen, die bei der probabilistischen Analyse von Brandereignissen bei der Referenz-PSA /BAB 05/ gewonnen wurden, ist eine probabilistische Methode zur Ermittlung der Auswirkungen von Brandschäden auf elektro- und leittechnische Einrichtungen einschließlich deren Kabeln abgeleitet worden. Dazu wurde eine brandspezifische Ausfalleffektanalyse (FMEA) für elektro- und leittechnische Einrichtungen zum Einsatz bei der Durchführung von Brand-PSA entwickelt.

Die Methodik der FMEA basiert auf der Definition von Versagensbedingungen für die Kabel, der Durchführung von generischen (allgemeingültigen) Fehlermodeanalysen, der Entwicklung eines Analysewerkzeugs (FMEA-Datenbank) sowie dem Aufbau einer Datenbasis für die FMEA-Analyse. Die FMEA-Methode wurde für einen ausgewählten Raum der Referenzanlage erprobt.

Im Rahmen der gesamtheitlichen Beurteilung der Brandsicherheit von Kernkraftwerken sind – entsprechend internationalem Vorgehen – für die detaillierten Analysen neben den deterministischen Sicherheitsanforderungen ergänzende probabilistische Sicherheitsanforderungen (Orientierungswerte) hinsichtlich der Summenhäufigkeit von System- und Kernschadenshäufigkeiten empfohlen worden. Dabei wurden zur Festlegung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Ertüchtigungen die Ergebnisse der probabilistischen Analysen mit in die Gesamtbeurteilung einbezogen. Im Rahmen dieser Analysen können spezielle Nachweise erforderlich sein, wie z. B. der Nachweis einer ausreichenden Feuerwiderstandsdauer. Ein entsprechendes vereinfachtes Nachweisverfahren wurde für die praxisbezogene Bemessung bautechnischer Brandschutzmaßnahmen auf der Basis von Brandsimulationsrechnungen für unterschiedliche Brandszenarien mit verschiedenen, für Kernkraftwerke typischen Brandlasten entwickelt.

Im Rahmen des Vorhabens RS1166 wurde ein MS EXCEL[®]-Programm <FWS.xls> entwickelt, das für jeden Raum der Datenbank aufgrund der gegebenen Raumeigenschaften die erforderliche Feuerwiderstandsdauer der bautechnischen Brandschutzmaßnahmen berechnet. Das Programm *FWS.xls* ist auf der dem Fachbericht /FRE 08/ beiliegenden CD enthalten.

Auf der Grundlage des weltweit verbreiteten, frei verfügbaren Brandsimulationscodes CFAST wurde ein Konzept für eine standardisierte Brandsimulation (automatischen Generierung eines Zeitverlaufs der Energiefreisetzungsrate) zur Anwendung bei Brand-PSA entwickelt. Die hierfür notwendigen Arbeiten umfassten die Zusammenstellung aller notwendigen, raumbezogenen Eingabedaten und die Festlegung von standardisierten Ausgangswerten für Gebäude und Räume. Diese Daten werden über die Datenbasis der Brand-PSA bereit gestellt. Als Beispiel wurden einige charakteristische Räume der Referenzanlage herangezogen. Es wurde aufgezeigt, wie eine Brandsimulation für einen Satz von Räumen der Datenbank <compartments.mdb> bei der Brand-PSA in einem späteren Schritt automatisiert werden könnte. In diesem Fall würden keine Räume auf Grundlage einer Kategorisierung bewertet werden, sondern die datenbankbezogenen Angaben der Räume im Wesentlichen direkt herangezogen.

Für die standardisierten CFAST-Brandsimulationen werden Festlegungen verwendet, die einer Verallgemeinerung der im Rahmen der vorgegebenen Randbedingungen exakten Berechnung eines Raumes entsprechen. Es werden allgemeine Grund- und Unterfälle für vorgegebene charakteristische Räume in Abhängigkeit von maßgeblich den Brandverlauf bzw. die Wirkung beeinflussenden Parametern festgelegt und dokumentiert. Der Brandverlauf wird hierbei durch ein sogenanntes "Designfeuer" (standardisierter Zeitverlauf der Energiefreisetzungsrate) beschrieben, welches Vorgaben der tatsächlich vorhandenen Brandlasten berücksichtigt. Die notwendigen Parameter für die Beschreibung des Designfeuers werden auf Grundlage von Untersuchungen zu realen Bränden variiert.

2.2.3 Unsicherheiten bei der Durchführung von Brand-PSA

Es wurde gezeigt, dass Unsicherheitsanalysen für probabilistische Brandanalysen im Wesentlichen mit den Methoden (und den dadurch gegebenen Grenzen) durchgeführt werden können, die bei der Durchführung von PSA der Stufe 1 für interne Ereignisse zur Anwendung kommen.

Auf der Grundlage der Referenz-PSA wurde die Gesamtanalyse in einzelne Arbeitsschritte unterteilt. Für jeden Arbeitsschritt wurden die erforderlichen Annahmen und Randbedingungen ermittelt und die möglicherweise auftretenden Unsicherheiten identifiziert. Die Unsicherheiten wurden klassifiziert und Bewertungsmöglichkeiten mit dem Ziel aufgezeigt, einen generellen Ansatz zur Behandlung von Unsicherheiten in der Brand-PSA abzuleiten.

Die Durchführung von Unsicherheitsanalysen im Rahmen von Brand-PSA ist relativ aufwändig, kurz zusammengefasst sind folgende Schritte dabei durchzuführen:

- eine Aufteilung der Brand-PSA in Arbeitsschritte,
- eine Identifizierung der mit jedem Arbeitsschritt der Brand-PSA verbundenen Unsicherheiten,
- die Durchsicht der gefundenen Unsicherheiten und Entscheidungsfindung, welche der Unsicherheiten wie zu untersuchen sind, und schließlich
- die Untersuchung der Unsicherheiten selbst.

2.3 Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)

Bisher werden extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen international nur in sehr begrenztem Umfang im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen behandelt. Da es jedoch Anzeichen dafür gibt, dass durch den Klimawandel Häufigkeit und Intensität extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen zunehmen könnten, stellt sich die Frage, ob solche Einwirkungen zukünftig im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken behandelt werden sollten.

Zur Beantwortung dieser Frage wurde in vier Schritten vorgegangen:

1. Zunächst wurde anhand der bestehenden nationalen und internationalen Regelwerke geprüft, welche extremen Wetterereignisse und Witterungsbedingungen aus sicherheitstechnischer Sicht bei der Auslegung und Bewertung von Kernkraftwerken zu unterstellen sind. Auf dieser Grundlage wurde für die weiteren Untersuchungen das folgende Spektrum zu berücksichtigender Einwirkungen definiert:
 - Sturm (Sturm und Tornado),

- Temperaturen (hohe und niedrige Luft- und Wassertemperaturen einschließlich Vereisung),
 - Hochwasser (einschließlich Strömungseffekten),
 - Niedrigwasser,
 - Niederschlag,
 - Blitzschlag sowie
 - Brand (Flächen- und Waldbrände).
2. Anschließend wurde die nationale wie auch die internationale Betriebserfahrung ausgewertet, um zu ermitteln, welche sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen auf Kernkraftwerke haben können. Diese Vorgehensweise basiert auf der Annahme, dass zumindest sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen in den entsprechenden Datenbanken zur nationalen und internationalen Betriebserfahrung dokumentiert sind und durch die Berücksichtigung der internationalen Betriebserfahrung Extremereignisse aus allen relevanten klimatischen Regionen erfasst werden. Um die Ereignisse hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung einordnen zu können, wurde auf der Grundlage ihrer Auswirkungen auf betriebliche und sicherheitstechnisch relevante Systeme eine grobe Kategorisierung vorgenommen.
3. Um die in Zukunft zu erwartende Häufigkeit und Intensität derartiger Einwirkungen abschätzen zu können, wurden Informationen zum derzeitigen wissenschaftlichen Stand hinsichtlich der konkreten Auswirkungen des Klimawandels auf Extremereignisse im Raum Mitteleuropa gesammelt. Da der Klimawandel und seine Auswirkungen seit einigen Jahren im Mittelpunkt des öffentlichen Interesses stehen und auch von Seiten der Politik immer wieder aufgegriffen werden, ist es im Vergleich zu anderen naturwissenschaftlichen Fragestellungen besonders schwierig, diesbezüglich neutrale (im wissenschaftlichen Sinn) Informationen zu bekommen. Um vor diesem Hintergrund zu einem verlässlichen Überblick über den tatsächlichen aktuellen Kenntnisstand zu gelangen, beschränkte sich die Recherche nicht auf die verfügbare Literatur, sondern stützte sich vielmehr in besonderem Maße auf die Teilnahme an Fachkonferenzen und das Gespräch mit den relevanten Fachexperten (Klimatologen, Meteorologen und Atmosphärenphysiker).

4. Unter Berücksichtigung der bei diesen Arbeiten erlangten Erkenntnisse wurden das Gefährdungspotential extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen sowie die daraus resultierende Notwendigkeit einer detaillierten probabilistischen Untersuchung bewertet: Einerseits konnten durch die Auswertung der Betriebserfahrung wichtige Klassen wetter- und witterungsbedingter Einwirkungen (Unwetter und extreme Temperaturen) sowie die zugehörigen dominanten Einwirkungspfade (Störungen der Elektro- und Leittechnik sowie der Kühlwasserversorgung) identifiziert werden. Andererseits erlauben die Informationen zur Klimaentwicklung in Mitteleuropa eine Abschätzung der zukünftigen Entwicklung der Häufigkeit und Intensität dieser Einwirkungen. Die Zusammenführung dieser Erkenntnisse ermöglichte eine Einschätzung der sicherheitstechnischen Bedeutung extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen und damit die Bewertung der Notwendigkeit einer Berücksichtigung derartiger Einwirkungen im Rahmen der PSA.

Neben diesen Arbeiten, die auf die Bewertung der zukünftigen sicherheitstechnischen Relevanz extremer Wetterereignisse und Witterungsbedingungen abzielten, wurden, soweit möglich, Institutionen und Ansprechpartner identifiziert, die bei Bedarf als Quelle für fachspezifische Informationen zum Themenbereich Wetter und Klima genutzt werden können. Durch diese Liste soll die Beantwortung in Zukunft eventuell auftretender sicherheitstechnischer Fragen hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit von Kernkraftwerken gegen extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen vereinfacht werden.

3 Ergebnisse und Schlussfolgerungen

3.1 Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA (AP 1)

Die wesentlichen Schlussfolgerungen aus den in diesem Arbeitspunkt des Vorhabens RS1166 durchgeführten Arbeiten lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Es ist unbestritten, dass Kenntnisstandsunsicherheiten in den Eingabeparametern deterministischer Rechencodes relevante Unsicherheiten in den Rechenmodellergebnissen zur Folge haben können. Werden diese Modellunsicherheiten - z. B. aus den Störfallanalysen - konsequent in der nachfolgenden PSA-Analysekette berücksichtigt, können sie auch Einfluss auf die PSA-Ergebnisse haben. Wie stark sich dieser Einfluss auf die Ergebnisse auswirkt, konnte bisher nicht beurteilt werden. Mit einer konsequenten Berücksichtigung epistemischer Unsicherheiten bei der Anwendung deterministischer Rechencodes im Rahmen einer PSA wäre eine solche Quantifizierung möglich. Mit dem Einsatz paralleler Rechenknoten und der entwickelten Methodik zur frühzeitigen Erkennung relevanter Unsicherheiten aus Modellrechnungen kann der Rechenaufwand bzw. die Rechenzeit in praktikablen Grenzen gehalten werden. Beim derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik ist es nicht mehr zu rechtfertigen, dass epistemische Unsicherheiten in den Eingabeparametern deterministischer Rechencodes und deren Einfluss auf die PSA-Ergebnisse in der PSA nicht berücksichtigt werden.

Notfallmaßnahmen werden anhand deterministischer Überlegungen konzipiert, um die Anlage bei auslegungsüberschreitenden Störfällen in einen sicheren Zustand überführen zu können. Da die in Notfallmaßnahmen vorkommenden, komplexen zeitabhängigen Wechselwirkungen zwischen menschlichem Handlungsablauf, System- und Prozessdynamik sowie stochastischen Einflüssen allein aufgrund deterministischer Überlegungen auch von Experten kaum vorausszusehen sind, ist eine probabilistische Validierung von Notfallmaßnahmen sinnvoll, wobei angemessene und fortschrittliche Methoden der dynamischen PSA zu Einsatz kommen sollten. Die von der GRS im Rahmen der Vorhaben RS 1111 und RS 1148 entwickelten Methoden zur probabilistischen Dynamikanalyse sind in der Lage, diese komplexen Wechselwirkungen zu modellieren.

Mit den Erkenntnissen aus den probabilistischen Analysen sind möglicherweise Ansatzpunkte zur Optimierung der Maßnahmen abzuleiten. Diese können somit einen wichtigen Beitrag zur Reaktorsicherheit leisten.

Die umfassende Analyse der Notfallmaßnahme SDB, in der sowohl epistemische als auch aleatorische Unsicherheiten berücksichtigt wurden, bestätigt das bereits im Vorhaben RS 1148 angedeutete Ergebnis, dass die Druckaufladung des Speisewasserbehälters mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit allein aufgrund zeitlicher Effekte – und nicht etwa durch technische Ausfälle oder menschliche Fehler – nicht durchgeführt werden kann. Die verantwortlichen zeitlichen Effekte ergeben sich durch die zeitabhängigen 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.

Als ein wichtiges Ergebnis der in diesem Vorhaben durchgeführten Arbeiten ist somit festzustellen, 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 RS 1111 und RS 1148 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.

3.2 Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifenden Brandschäden (AP 2)

Nachfolgend werden die Ergebnisse zu den drei thematischen Schwerpunkten der Untersuchungen zusammengefasst:

- Struktur und Inhalt der Datenbasis einer Brand-PSA,
- effiziente Nutzung der Brand-PSA-Datenbasis,
- Unsicherheiten bei der Durchführung von Brand-PSA.

Neben der Darstellung der Ergebnisse werden diejenigen Aspekte identifiziert, bei denen weiterer Entwicklungs- und Erprobungsbedarf besteht.

3.2.1 Struktur und Inhalt der Datenbasis einer Brand-PSA

In der Referenz-PSA /BAB 05/ wurden konservative brandspezifische Ereignisabläufe abgeleitet. Im Rahmen des Vorhabens RS1166 konnte nun gezeigt werden, dass bei Nutzung verallgemeinerter generischer brandspezifischer Ereignisabläufe die Quantifizierung der Häufigkeiten von Gefährdungs- und Kernschadenzuständen (wesentlich) kleinere Werte ergibt. Der generische Ereignisablauf kann mittels eines RiskSpectrum[®]-Projekts (PSA-Rechenprojekt) zusammen mit den Grundwerten für die anlagenspezifische Quantifizierung von Branderkennung, -meldung und -bekämpfung bereit gestellt werden.

Für die optimale Datenbasis einer Brand-PSA ergibt sich aus den Arbeiten in diesem Vorhaben folgende Datenstruktur:

- Rauminventar (Komponenten und Kabel),
- Räume und ihre brandspezifischen Eigenschaften,
- Kabeleigenschaften,
- raumbezogene brandspezifische Ereignisabläufe (für Räume, die Detailanalysen zu unterziehen sind).

Durch eine derartige Datenbasis sind sämtliche Informationen zur Durchführung einer anlagenspezifischen Brand-PSA sofort verfügbar. Alle Ergebnisse einer Brand-PSA sind nachvollziehbar und einfach zu überprüfen.

Auf der Grundlage einer derartigen Datenbasis ist eine Reihe von Arbeitsschritten einer Brand-PSA automatisiert durchführbar. Einige der Automatismen sind in den Datenbanken der Datenbasis implementiert (z. B. die Berechnung der räumlichen Eintrittshäufigkeiten oder Brandübergangswahrscheinlichkeiten für benachbarte Räume), für andere Anwendungen werden standardisierte Eingabedatensätze zur Verfügung gestellt (z. B. zur Berechnung der Häufigkeit der Gefährdungs- und Kernschadenszustände mittels des von der GRS entwickelten Programms CRAVEX).

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen nachfolgenden Forschungs-, Entwicklungs- und Erprobungsbedarf auf:

- Die Datenbasis ist um die Kabelinformationen zu erweitern, die zur Durchführung einer Ausfalleffektanalyse (FMEA) für Kabel erforderlich sind, (Eine Verknüpfung der Inventarmatrix mit der Kabeldatenbasis der Ausfalleffektanalyse ist zu prüfen.)
- Die Datenbasis ist um Raum- und Inventareigenschaften zur Unterstützung der automatischen Informationsbereitstellung (z. B. Angabe der Raumhöhe für CFAST-Brandsimulationsrechnungen, Modellierung der Lüftungssysteme für die Einschätzung der Rauchausbreitung etc.) zu ergänzen.
- Ein generischer brandspezifischer Ereignisbaum ist bereit zu stellen und zu erproben sowie automatisch an die anlagenspezifischen Gegebenheiten anzupassen.

Die Datenbasis wurde bisher für eine Brand-PSA für Anlagenzustände des Leistungsbetriebs entwickelt. Es bleibt zu untersuchen, welche Daten der Datenbasis geändert oder ergänzt werden müssen, um die entsprechenden Prozeduren auch für eine Brand-PSA für Zustände des Nichtleistungsbetriebs anwenden zu können.

3.2.2 Nutzung der Brand-PSA-Datenbasis

Die als Nutzungsmöglichkeit der Brand-PSA-Datenbasis entwickelte datenbankbasierte Kabel-FMEA (Bezeichnung CaFEA) bietet eine optimale Voraussetzung zur Durchführung einer systematischen und nachvollziehbaren Analyse der Auswirkungen brandbedingter Kabelschäden. Die von der GRS entwickelte Methodik ist geeignet, die Ana-

lyse von Kabelschäden bei übergreifenden Ereignissen, wie Brand, Überflutung und Erdbeben, nicht nur für Kernkraftwerke, sondern auch für sonstige technische Anlagen durchzuführen. Um die FMEA-Methode einschließlich der CaFEA-Werkzeuge weiterentwickeln zu können, sind dezidierte Projekte für die vollständige Erprobung der Methode anhand von Ereignisabläufen mit mehreren Brandräumen erforderlich.

Auch bei der Anwendung von CRAVEX zur Quantifizierung der sicherheitstechnischen Auswirkungen von Bränden kann die Brand-PSA-Datenbasis genutzt werden. Mit dem von der GRS entwickelten Programm CRAVEX werden zum einen die Eintrittshäufigkeiten der brandbedingten auslösenden Ereignisse und zum anderen die Häufigkeiten der Gefährdungs- bzw. Kernschadenzustände bestimmt, die durch Brandszenarien verursacht werden. CRAVEX ist bei der Brand-PSA sowohl im Auswahlverfahren als auch in den Detailanalysen einsetzbar. In /FRE 08/ wird das Programm erstmals umfassend beschrieben. Wichtige Arbeitsschritte werden an einem Beispielraum aus der Referenzanlage nachvollziehbar erläutert. Ein besonderer Vorteil von CRAVEX besteht darin, automatisch auf die Inventardatenbank zurückgreifen zu können. Dadurch wird gewährleistet, dass keine möglichen Komponenten- und Kabelausfälle übersehen werden. Weiterhin kennt CRAVEX aus der Raumdatenbank die Nachbarschaftsbeziehungen der Räume. Insofern wird bei CRAVEX-Analysen jede mögliche Brandausbreitung mit einbezogen.

Eine Sensitivitätsanalyse bei der Anwendung der Brand-PSA-Datenbasis in Verbindung mit dem Zonenmodell CFAST (für Brandsimulationsrechnungen) ergab den größten Einfluss auf die berechneten Temperaturen der Heißgasschicht durch die Vorgaben von Brandentwicklungszeiten und durch die Vorgabe einer mechanischen Luftwechselrate.

Die Analysen sowie die methodischen Weiterentwicklungen und deren Erprobung haben folgenden weiteren Forschungs-, Entwicklungs- und Erprobungsbedarf aufgezeigt:

- Eine vollständige Erprobung der Ausfalleffektanalyse für Kabel im Rahmen probabilistischer Brandanalysen für eine Referenzanlage steht noch aus.
- Die Ergebnisse einer Ausfalleffektanalyse für Kabel sind zu quantifizieren.
- Die Ausfalleffektanalyse für Kabel ist methodisch in das Ablaufschema einer Brand-PSA mit einzubeziehen. So ist z. B. zu überprüfen, ob eine Kabel-FMEA nur für Detailanalysen sinnvoll ist.

- Die Anwendbarkeit (und eventuelle Anpassung) der Ausfalleffektanalyse für Kabel auf Brände im Nichtleistungsbetrieb von Kernkraftwerken ist zu überprüfen, ggf. sind Anpassungen an die Randbedingungen des Nichtleistungsbetriebs vorzunehmen.
- Methodisch sollten CFAST-Analysen in das Ablaufschema einer Brand-PSA einbezogen werden. Dazu gehört beispielsweise die Frage, ob standardisierte CFAST-Rechnungen nur für das Auswahlverfahren genutzt werden sollen oder ob CFAST geeignet ist, auch bei Detailanalysen nach Verfeinerung der Ausgangsdaten eingesetzt zu werden.
- Die Ergebnisse von CFAST-Analysen bzw. allgemein von Analysen mit Brandsimulationsrechnungen sind in die brandspezifischen Ereignisabläufe einzubeziehen.

Für eine erste Bewertung der Wirkung eines Brandes auf sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten wurden Temperaturen der Heißgasschicht eines Primärraumes (Raum, in welchem ein Brand aufgetreten ist) untersucht. Es ist fraglich, ob die Berücksichtigung der maximalen Temperaturen ausreichend für das weitere Vorgehen ist, oder ob zusätzliche Kriterien, wie z. B. die Dauer der Wirkung (integrale Effekte), mit einbezogen werden müssen.

3.2.3 Unsicherheiten bei der Durchführung von Brand-PSA

Es wurde gezeigt, dass es nicht möglich ist, eine geschlossene Analyse der Unsicherheiten bei einer Brand-PSA durchzuführen. Die Brand-PSA ist in einzelne Arbeitsschritte zu unterteilen, und die Unsicherheiten sind separat im Gesamtkontext der Brand-PSA zu diskutieren. Eine Erprobung dieses Vorgehens an einem konkreten Beispiel war in diesem Vorhaben nicht vorgesehen.

In /FRE 08/ ist das von der GRS entwickelte Simulationsprogramm CRAVEX zur Berechnung der Häufigkeit von Gefährdungs- und Kernschadenshäufigkeiten beschrieben. Unsicherheitsanalysen wären mit diesem simulativen Verfahren unverhältnismäßig aufwändig. Deshalb wird die Nutzung eines analytischen Vorgehens mit dem Rechenprogramm RiskSpectrum[®] vorgeschlagen. Die in ihren wesentlichen Ansätzen in /FRE 08/ beschriebene analytische Methode mit RiskSpectrum[®] wird als sinnvolle Ergänzung zum simulativen Programm CRAVEX angesehen, da mit dieser Unsicher-

heitsanalysen sowie Importanz- und Sensitivitätsanalysen wesentlich einfacher durchzuführen sind.

Es ergibt sich der nachfolgend genannte, weitere Forschungs-, Entwicklungs- und Erprobungsbedarf:

- Unsicherheitsanalysen sind methodisch in das Ablaufschema einer Brand-PSA einzubeziehen.
- Eine umfassende und vollständige Unsicherheitsanalyse ist für eine Brand-PSA für eine Referenzanlage durchzuführen
- Das als Ergebnis der Untersuchungen im Vorhaben RS1166 vorgeschlagene analytische Vorgehen ist an einem praxisnahen Beispiel zu überprüfen.

3.3 Untersuchungen zu extremen Wetter- und Witterungsbedingungen (AP 3)

In Bezug auf extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen ergeben sich auf der Grundlage der im Fachbericht /KRA 08/ im Detail dargestellten Untersuchungen hinsichtlich deren heutiger und zukünftiger sicherheitstechnischen Bedeutung die folgenden Erkenntnisse:

Extreme meteorologische Bedingungen führen immer wieder zu Folgeereignissen in Kernkraftwerken. Typische Einwirkungspfade sowohl bei kurzzeitigen Unwettern (insbesondere Sturm, Starkniederschläge, Hochwasser und Gewitter) als auch während länger anhaltender Temperaturextrema (Frost- oder Hitzeperioden) sind Störungen der Elektro- und Leittechnik sowie der Nebenkühlwasserversorgung.

Insgesamt lässt sich auf der Basis der ermittelten Informationen feststellen, dass extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen, grundsätzlich sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen auf Kernkraftwerke haben können. Während im Ausland teilweise auch relativ kritische Situationen auftraten, zeigt die nationale Betriebserfahrung, dass die Auslegung der deutschen Kernkraftwerke bisher ausreichte, um schwerwiegende Folgen zu verhindern.

Eine Veränderung der meteorologischen Randbedingungen in Folge des Klimawandels könnte grundsätzlich zu einer Verschlechterung dieser Situation führen. Die Prognosen

für Mitteleuropa zeigen jedoch, dass in den kommenden Jahrzehnten in Deutschland nur mit moderaten Klimaänderungen zu rechnen ist. Insbesondere ist im Winter mit einer Zunahme von Starkniederschlägen (mit Hochwasserereignissen als möglicher Folge) zu rechnen, während im Sommer verstärkt Hitze- und Trockenperioden auftreten werden.

Unter Berücksichtigung aller zur Verfügung stehenden klimatologischen Informationen ist mittelfristig dennoch keine nennenswerte Zunahme der Gefährdung der deutschen Kernkraftwerke durch extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen zu erwarten.

Ausgehend von dieser Bewertung der Gefährdungslage und unter Berücksichtigung der Tatsache, dass bereits der erste grundlegende Schritt einer probabilistischen Analyse extremer Wetterereignisse oder Witterungsbedingungen, die Ermittlung von Eintrittswahrscheinlichkeiten für derartige Ereignisse, mit erheblichen Unsicherheiten behaftet ist, lässt sich feststellen, dass es derzeit aus sicherheitstechnischer Sicht nicht erforderlich ist, extreme Wetterereignisse und Witterungsbedingungen umfassend in der PSA zu berücksichtigen.

4 Referenzen

- /ATG 05/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)
vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565) zuletzt geändert durch Art. 1 des Gesetzes vom 12. August 2005 (BGBl I, Nr. 49, S. 2365)
- /BAB 05/ Babst, S., et al.
Brand-PSA für das Kernkraftwerk Philippsburg, Block 1 (KKP-1)
im Leistungsbetrieb, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3278, Köln, Juni 2005
- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)
Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke gemäß §19a des Atomgesetzes
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, 31. Januar 2005,
Bekanntmachung vom 30. August 2005, Bundesanzeiger, Jahrgang 57,
Nummer 207a, ISSN 0720-6100, 3. November 2005
- /FAK 05/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse für
Kernkraftwerke
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, Wirtschaftsverlag NW / Verlag für
neue Wissenschaft GmbH, Salzgitter, ISSN 0937-4469,
ISBN 3-86509-414-7, Oktober 2005
- /FRE 08/ Frey, W., et al.
Methoden zur Abschätzung des Risikobeitrags redundanzübergreifender
Brandschäden, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, GRS-A-3425, Köln, Juni 2008
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in
Deutschland. Methoden und Ergebnisse einer umfassenden
probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), GRS-175, Köln, Oktober 2001
- /GRS 02/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Vorschlag für Anforderungen an probabilistische Sicherheitsanalysen der
Stufe 2, GRS-A-3053, Köln, Januar 2002

- /HAI 01/ Haider, C., et al.
 Erweiterte PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Behandlung übergreifender Einwirkungen und die Berücksichtigung ihrer Unsicherheiten am Beispiel einer Anlage vom Typ Konvoi, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-2002-592, ISSN 0724-3316, 2001
- /HOF 03/ Hofer, E., M. Röwekamp, M. Türschmann
 Fortschrittliche Methoden für eine Brand-PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-190, Köln, Juli 2003
- /KLO 08/ Kloos, M., J. Peschke
 Berücksichtigung des Einflusses von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheit der PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3424, Köln, Juni 2008
- /KRA 08/ Krauß, M., G. Thuma
 Untersuchungen zu extremen Wetterereignissen und Witterungsbedingungen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3426, Köln, Juni 2008
- /LIN 05/ von Linden, J., W. Klein-Heßling, E. Piljugin, M. Röwekamp, M. Türschmann
 Ausgewählte probabilistische Brandanalysen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb einer Referenzanlage mit Siedewasserreaktor älterer Bauart, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3227, Köln; Oktober 2004, und Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2005-666, 2005
- /LIN 06/ von Linden, J.
 Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69), Fachband 1 – Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen aus dem Leistungsbetrieb bis zum Kernschmelzen (ohne Brand), Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheit der PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3292, 2006

- /ROE 07/ Röwekamp, M., M. Türschmann, J. von Linden, H.-P. Berg:
Advanced Methods for Screening in Fire PSA, 2007, Kerntechnik 72,
Carl-Hanser-Verlag, München, 2007
- /TUE 02/ Türschmann, M., M. Röwekamp
Die Bestimmung anlagenspezifischer Eintrittshäufigkeiten von
Entstehungsbränden in Räumen von Kernkraftwerken, Gesellschaft für
Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2977, Köln, Juni 2002
- /TUE 05/ Türschmann, M., M. Röwekamp, J. von Linden:
Systematisches Auswahlverfahren für probabilistische Brandanalysen,
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3164,
Köln, Juni 2004, und Schriftenreihe Reaktorsicherheit und
Strahlenschutz, BMU-2005-667, 2005

5 Verteiler

BMWi

Referat III B 4 1 x

GRS-PT/B

Internationale Verteilung 40 x

Projektbegleiter (bri) 3 x

GRS

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

Abteilungsleiter (gls, poi, som, teh, mem, ver) je 1 x

Projektleiter (thu) 1 x

Projektbetreuung (kgl) 1 x

Informationsverarbeitung (nit) 1 x

Autoren (pej, thu, tue) je 1 x

Bibliothek (Garching, Köln) je 1 x

Gesamtauflage 64 Exemplare