

**Entwicklung einer
Methode zur einheit-
lichen Durchführung
von Sensitivitätsstudien
im Rahmen von PSA**

Vorhaben 3610R01341

Entwicklung einer Methode
zur einheitlichen
Durchführung von
Sensitivitätsstudien im
Rahmen von PSA

Vorhaben 3610R01341

M. Kloos
G. Mayer

September 2012

Auftrags-Nr.: 865070

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 3610R01341 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

Kurzfassung

In diesem Vorhaben wurde ein Vorgehen zur Durchführung von sogenannten globalen Sensitivitätsanalysen für die in einer PSA ermittelten Häufigkeiten von Kern- und Anlagenschäden entwickelt. Diese Sensitivitätsanalysen werden zusätzlich zu den Unsicherheitsanalysen durchgeführt, die nach internationaler Praxis bereits seit langem zum Stand von Wissenschaft und Technik in der PSA gehören. In Unsicherheitsanalysen wird die Unsicherheit bzw. Aussagesicherheit einer Schadenshäufigkeit quantifiziert, die auf den Einfluss von Eingangsunsicherheiten (z. B. bzgl. der Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten und Systemen) bei der Ermittlung der Schadenshäufigkeiten zurückzuführen ist. In zusätzlichen Sensitivitätsanalysen (genauer ausgedrückt: Unsicherheitsimportanzanalysen) werden diejenigen Eingangsunsicherheiten ermittelt, die am meisten zur Aussagesicherheit einer Schadenshäufigkeit beitragen. Sie können also konkrete Hinweise darüber geben, wo der Kenntnisstand primär zu verbessern ist, um die Aussagesicherheit hinsichtlich einer Schadenshäufigkeit zu verbessern. Das im Rahmen des Vorhabens entwickelte Vorgehen für eine Sensitivitätsanalyse kann für die Ergebnisse der Stufen 1 und 2 einer PSA angewendet werden. In den Analysen für die Stufe 2 können neben den spezifischen Eingangsunsicherheiten aus der Stufe 2 auch alle Eingangsunsicherheiten aus der Stufe 1 berücksichtigt werden. Die Sensitivitätsanalysen entsprechend des hier entwickelten Vorgehens verwenden eine Auswahl der Daten, die aus den Unsicherheitsanalysen einer PSA zur Verfügung stehen. Diese Daten werden mit dem GRS-Rechenwerkzeug SUSA entsprechend der Methode für Sensitivitätsanalysen ausgewertet.

Abstract

The method developed in this project allows for performing so-called global sensitivity analyses for the core and plant damage frequencies derived in a PSA. The sensitivity analyses can be supplemented to the uncertainty analyses which are already state-of-the-art in a PSA for a long time. Uncertainty analyses are performed to quantify the uncertainty of damage frequencies which is due to the combined influence of input uncertainties (for instance, on reliability parameters of components and systems) which are involved in the calculation of the frequencies. Extra global sensitivity analyses or, more precisely, uncertainty importance analyses are performed to obtain those input uncertainties which mostly contribute to the uncertainty of the damage frequencies. They indicate for which input uncertainties it would be most effective to improve the state of knowledge in order to reduce the uncertainty of a damage frequency. The sensitivity analysis method developed in this project can be applied to the results of both a Level 1 and a Level 2 PSA. Sensitivity analyses for Level 2 PSA results need not to be restricted to the specific input uncertainties of Level 2. They can account for all input uncertainties of Level 1 as well. The kind of sensitivity analyses handled in this project can be performed with a selection of the data generated for the uncertainty analyses of a PSA. The data is supplied as input to the GRS tool SUSA which is used to perform the sensitivity analyses.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Unsicherheitsanalysen in einer PSA.....	4
2.1	Prinzipielles Vorgehen	4
2.2	Vorgehensweise in der Stufe 1	6
2.2.1	Ereignisbaum-Fehlerbaummodellierung	7
2.2.2	Analyseschritte und verwendete Rechenwerkzeuge	8
2.2.3	Bisher nicht berücksichtigte Unsicherheiten.....	11
2.3	Vorgehensweise in der Stufe 2	12
2.3.1	Übergang von der Stufe 1 in die Stufe 2	12
2.3.2	Klassische Ereignisbaummodellierung.....	14
2.3.3	Analyseschritte und verwendetet Rechenwerkzeuge	15
2.3.4	Bisher nicht berücksichtigte Unsicherheiten.....	16
3	Importanzanalysen	17
4	Sensitivitätsanalysen	18
4.1	Prinzipielles Vorgehen aufbauend auf vorausgegangenen Unsicherheitsanalysen.....	20
4.2	Sensitivitätsmaße	21
4.2.1	Korrelationsbasierte Sensitivitätsmaße	22
4.2.2	Regressionsbasierte Sensitivitätsmaße	24
4.2.3	Varianzbasierte Sensitivitätsmaße.....	25
4.2.4	Schätzung der Sensitivitätsmaße.....	27
4.3	Sensitivitätsanalysen für Kernschadenshäufigkeiten der Stufe 1	28
4.4	Sensitivitätsanalysen für die Gesamthäufigkeit von Kernschäden sowie für die Häufigkeiten von Kernschäden mit bestimmten Merkmalen	30
4.5	Sensitivitätsanalysen für die Häufigkeiten von Anlagenschadenzuständen bzw. von Freisetzungskategorien	31

5	Exemplarische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen.....	33
5.1	PSA Stufe 1: Analyse eines ausgewählten Ereignisablaufs mit Kernschaden	36
5.1.1	Beschreibung.....	36
5.1.2	Charakteristische Merkmale des Kernschadens	38
5.1.3	Unsicherheitsanalyse.....	39
5.1.4	Importanzanalyse	40
5.1.5	Sensitivitätsanalyse	43
5.2	PSA Stufe 1: Analyse von mehreren Ereignisabläufen mit demselben Kernschaden aufgrund gemeinsamer Merkmale.....	48
5.2.1	Beschreibung.....	48
5.2.2	Charakteristische Merkmale des Kernschadens	49
5.2.3	Unsicherheitsanalyse pro Ereignisablauf	50
5.2.4	Importanzanalyse pro Ereignisablauf	51
5.2.5	Sensitivitätsanalyse pro Ereignisablauf.....	58
5.2.6	Sensitivitätsanalyse für die Häufigkeit mehrerer Ereignisabläufe mit Kernschaden	65
5.3	PSA Stufe 1: Sensitivitätsanalyse für die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens.....	67
5.4	PSA Stufe 2: Analyse in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 mit sehr hohen, sehr frühen Freisetzungen.....	71
5.4.1	Unsicherheitsanalyse.....	71
5.4.2	Sensitivitätsanalyse	72
6	Zusammenfassung	76
7	Literatur	78
8	Abbildungsverzeichnis.....	80
9	Tabellenverzeichnis.....	82

1 Einleitung

Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) hat sich weltweit zu einem zentralen Instrument entwickelt, mit dem Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden wie auch Gutachter und Betreiber die Sicherheit von Kernkraftwerken und eventuell erforderliche, weitere Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit beurteilen können. Allgemeine Zielsetzung dieses Vorhabens war es, methodische Voraussetzungen zu schaffen, um PSA nach Stand von W & T durchführen und wissenschaftlich-technische Fragen auf dem Gebiet der PSA klären zu können. Dadurch sollen Empfehlungen zum Einsatz neuerer Methoden und Rechenprogramme ermöglicht werden.

In diesem Vorhaben wurde eine Methode zur Durchführung von Sensitivitätsanalysen für die aus einer PSA resultierenden Schadenshäufigkeiten entwickelt. Sensitivitätsanalysen sind zusätzliche Analysen zu den Unsicherheitsanalysen, die nach internationaler Praxis bereits zum Stand von Wissenschaft und Technik gehören (vgl. Methodenband des aktuellen PSA-Leitfadens [/FAK 05/](#)). In einer Unsicherheitsanalyse wird der Einfluss von Unsicherheiten (z. B. bzgl. der Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten und Systemen) auf die in einer PSA ermittelten Häufigkeiten von Kern- und Anlagenschäden quantifiziert. Ergebnisse sind Angaben zur Unsicherheit bzw. Aussagesicherheit der Schadenshäufigkeiten z. B. in Form von 5 %-, 50 %- und 95 %-Quantilen. Darunter versteht man die für möglich gehaltenen Werte für die Schadenshäufigkeiten, die mit einem Vertrauensgrad von 5 %, 50 % bzw. 95 % nicht überschritten werden.

In einer Sensitivitätsanalyse wird die Importanz von ungenau bekannten Größen (Unsicherheitsquellen) in Bezug auf die Ergebnis-Unsicherheit quantifiziert. Sie kann also die wichtigsten Unsicherheitsquellen identifizieren und damit konkrete Hinweise darüber geben, wo der Kenntnisstand primär zu verbessern ist, um die Unsicherheiten der Schadenshäufigkeiten zu reduzieren bzw. ihre Aussagesicherheit zu verbessern. Damit kann sie der Aufsicht wichtige Informationen darüber liefern, welchen Faktoren besondere Aufmerksamkeit gewidmet werden sollte.

Diese wünschenswerte Analyse wurde bisher weder in der Stufe 1 noch in der Stufe 2 einer PSA unter Berücksichtigung aller Unsicherheitsquellen praktiziert. Entsprechend

des Methodenbandes zum PSA-Leitfaden [/FAK 05/](#) soll sie insbesondere dann durchgeführt werden, wenn von einzelnen Modellannahmen oder ungenau bekannten Eingangsgrößen eine besondere Ergebnisrelevanz zu erwarten ist oder wenn besonders große Unsicherheiten vorliegen.

Sensitivitätsanalysen sind nicht mit den in einer PSA häufig praktizierten Importanzanalysen zu verwechseln. In einer Importanzanalyse wird durch Importanzmaße (z. B. Fraktioneller Beitrag, Fussel-Vesely-Importanzmaß, ‚Risk Reduction Worth‘, ‚Risk Achievement Worth‘) quantifiziert, welchen Beitrag Ereignisse (wie z. B. auslösende Ereignisse, Basisereignisse oder GVA-Ereignisse) am Schadensrisiko bzw. an der Schadenshäufigkeit einer Anlage haben. Prinzipiell geht es bei der Importanzanalyse also um die Risikoimportanz von Ereignissen (und auch Zuverlässigkeitskenngrößen) in Bezug auf Komponenten und Systeme und nicht um die Unsicherheitsimportanz der Unsicherheitsquellen einer PSA. Die Risikoimportanz bezieht sich auf bestimmte (lokale) Werte für die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die Zuverlässigkeitskenngrößen. Da diese Werte i. A. nur ungenau bekannt (d. h. unsicher) sind, sind auch die Ergebnisse der Importanzanalyse mit einer Unsicherheit behaftet.

Das im Rahmen des Vorhabens entwickelte Vorgehen für eine Sensitivitätsanalyse kann für die Ergebnisse der Stufen 1 und 2 einer PSA angewendet werden. Die Sensitivitätsanalysen können zusätzlich zu den bereits praktizierten Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden und verwenden das Datenmaterial, das aus diesen Analysen vorliegt.

Da in Deutschland zwei unterschiedliche Vorgehensweisen für eine PSA der Stufe 2 angewendet werden und damit auch die Analyseschritte bei Unsicherheitsanalysen unterschiedlich sind, wurde das in diesem Vorhaben entwickelte Vorgehen für eine Sensitivitätsanalyse mit Blick auf die bei der GRS praktizierte Vorgehensweise entsprechend eines separaten Ansatzes entwickelt. Dabei werden die Analysen in den Stufen 1 und 2 einschließlich der Unsicherheitsanalysen separat mit unterschiedlichen Programmen durchgeführt. Der Transfer der erforderlichen Daten aus der Stufe 1 in die Stufe 2 erfolgt über eine geeignete Schnittstelle. Das Konzept für die etwas komplexere Sensitivitätsanalyse für den separaten Ansatz lässt sich problemlos auf die integrale Vorgehensweise übertragen, bei der die Ergebnisse der Stufe 2 über eine durchgängige Analyse unter Berücksichtigung der Ereignisse aus den Stufen 1 und 2 gewonnen werden.

Das hier beschriebene Vorgehen zur Durchführung einer Sensitivitätsanalyse ist nicht nur auf die PSA beschränkt. Sie ist bei allen Analysen anwendbar, bei denen klassische Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen durchgeführt werden, um ein Risiko bzw. die Häufigkeit für einen unerwünschten Zustand abzuschätzen.

Bevor in Kapitel 3 das prinzipielle Vorgehen bei der Sensitivitätsanalyse beschrieben wird und geeignete Sensitivitätsmaße in Bezug auf die PSA-Ergebnisse vorgestellt werden, erfolgt in Kapitel 2 eine Beschreibung der Vorgehensweise bei den in der GRS praktizierten Unsicherheitsanalysen im Rahmen einer PSA. Ausgehend vom prinzipiellen Vorgehen werden die speziellen Vorgehensweisen entsprechend des bei der GRS praktizierten separaten Ansatzes in den Stufen 1 und 2 näher betrachtet. Anschließend werden in Kapitel 4 exemplarische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen beschrieben. Die Durchführung der Unsicherheitsanalysen erfolgte im Rahmen einer PSA für einen SWR im Leistungsbetrieb [/FRE 06, LOE 06/](#). Aufbauend auf dem Datenmaterial dieser Unsicherheitsanalysen wurden im Rahmen dieses Vorhabens die Sensitivitätsanalysen durchgeführt.

2 Unsicherheitsanalysen in einer PSA

Um eine Bewertung zum Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks zu erhalten, werden im Rahmen einer PSA i. A. klassische Ereignisbaum- und Fehlerbaumanalysen durchgeführt. Ergebnis der Analysen sind Angaben zu den Häufigkeiten von Kernschadenszuständen (PSA Stufe 1) sowie von Anlagenschäden, die mit der Freisetzung von Radionukliden verbunden sind (PSA Stufe 2). Da die Eingabedaten für die Ereignisbaum- und Fehlerbaumanalysen nur ungenau bekannt sind, sind auch die resultierenden Häufigkeiten für die Schadenszustände mit einer Unsicherheit behaftet. Um die Aussagesicherheit der ermittelten Häufigkeiten zu quantifizieren, werden für die Stufen 1 und 2 einer PSA entsprechende Unsicherheitsanalysen durchgeführt.

2.1 Prinzipielles Vorgehen

Das prinzipielle Vorgehen bei Unsicherheitsanalysen im Rahmen einer PSA basiert auf Monte-Carlo Simulation. Dafür werden folgende Analyseschritte durchgeführt:

1. Identifizieren aller ungenau bekannten Eingangsgrößen, die in die Berechnung der PSA-Häufigkeiten eingehen und die wesentlich ihre Aussagesicherheit beeinflussen können.

Ungenau bekannte Eingangsgrößen (Unsicherheitsquellen) in der Stufe 1 sind z. B.:

- die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse,
- die Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten und Systemen (z. B. die Ausfallraten und -wahrscheinlichkeiten auf Anforderung von Komponenten),
- die Versagenswahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen oder
- die GVA-Wahrscheinlichkeiten.

Relevante Unsicherheitsquellen in der Stufe 2 sind:

- die ungenau bekannten Eingangsgrößen aus der Stufe 1 bzw. die Häufigkeiten von Kernschadenszuständen,
- die Versagenswahrscheinlichkeiten von (passiven) Komponenten,
- die Versagenswahrscheinlichkeiten von Bauteilen oder

- die Eintrittswahrscheinlichkeiten von physikalisch/chemischen Phänomenen wie z. B. der Eintritt einer Kernschmelze im Hochdruckfall.

2. Festlegen des Unsicherheitsbereichs für jede ungenau bekannte Eingangsgröße, die im ersten Schritt identifiziert wurde.

Dabei wird der gesamte Wertebereich, der für eine Eingangsgröße in Frage kommt, festgelegt.

3. Quantifizieren des Kenntnisstandes für jede identifizierte ungenau bekannte Eingangsgröße mittels einer Wahrscheinlichkeitsverteilung über dem Unsicherheitsbereich.

Wahrscheinlichkeit drückt in diesem Zusammenhang nicht eine relative Häufigkeit sondern einen Grad an Sicherheit bzw. Vertrauen in einen Wert bzw. einen Wertebereich aus.

Häufig verwendete Wahrscheinlichkeitsverteilungen in der Stufe 1:

- Lognormal-Verteilung mit Median (oder Erwartungswert) und k-Faktor,
- Beta-Verteilung.

Häufig verwendete Wahrscheinlichkeitsverteilungen in der Stufe 2:

- Gleich-Verteilung,
- Dreiecks-Verteilung.

4. Identifizieren und Quantifizieren von Abhängigkeiten im Kenntnisstand.

Solche Abhängigkeiten liegen z. B. vor, wenn für die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten deren Betriebserfahrung zusammengelegt wurde (sog. ‚Kopplung‘ von Zuverlässigkeitskenngrößen).

Beispiel:

- Zusammenlegen aller vorhandenen Daten aus der Betriebserfahrung bzgl. des Ausfalls eines Ventils und Schätzen der Ausfallwahrscheinlichkeit bzw. -rate.
- Schätzwert ist mit einer Unsicherheit verbunden. Andere Werte für die Ausfallwahrscheinlichkeit können nicht ausgeschlossen werden aufgrund des vorhandenen begrenzten Datenmaterials.

- Schätzwert bzw. die anderen für möglich gehaltenen Werte sind für alle Ventile gleichen Typs zu verwenden (Kopplung).
5. Ausspielen von möglichen Wertekombinationen für die ungenau bekannten Eingangsgrößen unter Berücksichtigung der spezifizierten Wahrscheinlichkeitsverteilungen und Abhängigkeiten (Kopplungen).

Ergebnis: **n** Wertekombinationen (Stichprobenelemente) für die ungenau bekannten Eingangsgrößen.

6. Fortpflanzen der Unsicherheiten durch die jeweiligen Rechenmodelle (Ereignisablauf-Modelle abgeleitet aus der Anwendung von klassischen Ereignisbaum / Fehlerbaum-Modellen).

Für jede Wertekombination der Eingangsgrößen wird das zugehörige Ergebnis (= Schadenshäufigkeit) aus dem entsprechenden Ereignisablauf-Modell (= Kombination von Minimalschnittmengen) berechnet.

Ergebnis: **n** Wertekombinationen für die Schadenshäufigkeiten.

7. Quantifizieren der Unsicherheit der ermittelten Schadenshäufigkeiten auf der Grundlage der **n** Wertekombinationen (Stichprobenelemente).

So werden z. B. Schätzwerte für Mittelwert und Varianz sowie für 5 %-, 50 %- und 95 %-Quantile ermittelt und zur Darstellung der Ergebnisunsicherheit herangezogen.

2.2 Vorgehensweise in der Stufe 1

Um ein Verständnis dafür zu bekommen, wie in einer klassischen PSA die Häufigkeiten der Kernschäden ermittelt werden und welche Unsicherheiten dabei vorhanden sind, wird im Folgenden zunächst kurz die praktizierte Ereignisbaum-Fehlerbaumanalyse erläutert. Danach wird das Vorgehen bei den Unsicherheitsanalysen beschrieben. Mehr Details hierzu findet man z. B. in [/KLS 08a/](#).

2.2.1 Ereignisbaum-Fehlerbaummodellierung

In der Stufe 1 einer PSA werden für unterschiedliche störfallauslösende Ereignisse spezifische Ereignisabläufe ermittelt, die sich in Abhängigkeit von Funktion oder Ausfall von Maßnahmen (Systemfunktionen), die zur Beherrschung des Störfalls zur Verfügung stehen, ergeben. Die Ereignisabläufe für ein auslösendes Ereignis werden in einem so genannten Ereignisbaum-Modell dargestellt. Das Modell beginnt beim auslösenden Ereignis und verzweigt bei jeder vom Experten betrachteten Systemfunktion in einen Erfolgs – und einen Misserfolgspfad. Wird der weitere Ereignisablauf auf dem Erfolgspfad einer Systemfunktion als beherrscht beurteilt, gibt es keine weitere Verzweigung. Auf dem Misserfolgspfad einer Systemfunktion wird die nächste relevante Systemfunktion betrachtet, die für die Beherrschung des Ereignisablaufs in Frage kommt. Das wird so lange fortgeführt, bis entweder ein beherrschter Endzustand oder ein Kernschadenzustand erreicht ist.

Vor der Modellierung des Ereignisbaums müssen für bestimmte Systemfunktionen die Mindestanforderungen an die erforderlichen Systeme und Teilsysteme ermittelt werden. Sie betreffen z. B. die zur Beherrschung eines Störfalls erforderliche Anzahl von Systemen bzw. Teilsystemen sowie deren Anforderungszeitpunkte und Einsatzzeiten. Ferner sind die Zeiten zu ermitteln, die für die Durchführung von Handmaßnahmen zur Verfügung stehen. Die Zeiten sind vom jeweiligen Betriebszustand und von den jeweils vorherrschenden Prozessbedingungen abhängig.

Die Mindestanforderungen für Systeme und Teilsysteme sowie die verfügbare Zeit für menschliche Maßnahmen werden aufgrund von Störfallsimulationen mit geeigneten Rechencodes festgelegt. In der GRS wird dazu der ATHLET-Code angewendet.

Wenn das Ereignisbaum-Modell konstruiert ist, werden daraus die Ereignisabläufe mit Kernschaden bestimmt. Die Häufigkeit für einen Kernschadenzustand hängt also zunächst ab von

- dem zugrundeliegenden Ereignisablauf-Modell,
- den Ergebnissen aus den Störfallsimulationen (Mindestanforderungen)
- der Häufigkeit des betrachteten störfallauslösenden Ereignisses sowie
- den Wahrscheinlichkeiten für Funktion/Ausfall der angeforderten Systemfunktionen.

Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall einer Systemfunktion (Nichtverfügbarkeit) wird meist in einer Fehlerbaumanalyse ermittelt. Im Fehlerbaum wird der Ausfall einer Systemfunktion (TOP-Gatter) bis auf die Ebene von Basisereignissen (Komponentenausfälle und menschliche Fehler) zurückgeführt. Man erhält eine Liste von Minimalschnittmengen („Minimal Cut Sets“) von Basisereignissen, die zum Ausfall der Systemfunktion führen. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall einer Komponente ist durch ihre (mittlere) Nichtverfügbarkeit gegeben. Sie resultiert aus den jeweiligen Zuverlässigkeitskenngrößen (Ausfallwahrscheinlichkeit auf Anforderung, Ausfallrate, Testintervall, etc.), die sich aus der Betriebserfahrung ergeben. Die Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehler resultieren aus entsprechenden Analysen der Personalhandlungen („Human Factor“ Analysen).

Die Nichtverfügbarkeit einer Systemfunktion ergibt sich aus der Summe der jeweiligen Wahrscheinlichkeiten ihrer Minimalschnittmengen. Jede dieser Wahrscheinlichkeiten ist ein Produkt aus den zur jeweiligen Minimalschnittmenge gehörenden Ausfall- bzw. Fehlerwahrscheinlichkeiten.

Durch entsprechende Verknüpfung der Fehlerbäume mit den Ereignisbäumen kann (über die so genannte Sequenzanalyse) die Häufigkeit jedes Ereignisablaufs mit Kernschaden ermittelt werden. Dabei werden zunächst der Eintritt des auslösenden Ereignisses sowie die mit den Fehlerbaumanalysen ermittelten Minimalschnittmengen der einzelnen Systemfunktionen mittels Boolescher Logik zu einem gemeinsamen Satz von Minimalschnittmengen zusammengefasst. Anschließend wird aus der Häufigkeit für das auslösende Ereignis sowie aus den zu den Minimalschnittmengen gehörenden Ausfall- und Fehlerwahrscheinlichkeiten die Häufigkeit des Ereignisablaufs (mit Kernschaden) berechnet.

Die Ereignisbaum-Fehlerbaumanalyse für die Stufe 1 einer PSA wird in der GRS mit dem Programm RiskSpectrum[®] durchgeführt.

2.2.2 Analyseschritte und verwendete Rechenwerkzeuge

Da die Häufigkeiten für auslösende Ereignisse, die Zuverlässigkeitskenngrößen für die Systemkomponenten sowie die Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehler nur ungenau bekannt sind, sind auch die Häufigkeiten der Kernschadenzustände mit einer Unsicherheit behaftet. Zur Quantifizierung dieser Unsicherheiten wird eine Unsicher-

heitsanalyse auf der Basis von Monte-Carlo Simulationen durchgeführt. Dabei wird die Unsicherheit bzgl. der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitskenngrößen durch entsprechende Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt (siehe z. B. Tab. 5-1). Wahrscheinlichkeit wird dabei nicht im Sinn einer relativen Häufigkeit eines Wertes bzw. Wertebereichs verwendet sondern als Grad an Vertrauen in Wert bzw. Wertebereiche. Zusätzlich werden Abhängigkeiten im Kenntnisstand in Bezug auf Zuverlässigkeitskenngrößen berücksichtigt. Diese Kenntnisstand-Abhängigkeiten existieren, wenn für die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten entsprechende Daten aus der Betriebserfahrung zusammengelegt wurden (sog. ‚Kopplung von Zuverlässigkeitskenngrößen‘).

Das in der GRS verwendete Programm RiskSpectrum[®] ist in der Lage, eine Unsicherheitsanalyse nach der Monte-Carlo-Methode durchzuführen. Allerdings bestehen bei diesem Programm Defizite, wenn Kenntnisstand-Abhängigkeiten vorhanden sind. Es können nur Zuverlässigkeitskenngrößen „gekoppelt“ werden, über die derselbe Kenntnisstand existiert. D. h. die Wahrscheinlichkeitsverteilungen der „gekoppelten“ Zuverlässigkeitskenngrößen müssen identisch sein (derselbe Verteilungstyp und dieselben Verteilungsparameter). Eine „Kopplung“ von Zuverlässigkeitskenngrößen mit unterschiedlichen Wahrscheinlichkeitsverteilungen, zu deren Ermittlung ein gemeinsamer Datenpool aus der Betriebserfahrung genutzt wurde, ist in der aktuellen Programmversion nicht möglich. Da die Kopplung von Zuverlässigkeitskenngrößen erfahrungsgemäß einen signifikanten Einfluss auf das Ergebnis der Unsicherheitsanalyse hat und diese auch im Leitfaden (Kap.6.3) [/FAK 05/](#) empfohlen wird, werden die Unsicherheitsanalysen in der Stufe 1 einer PSA in der GRS mit dem Programmpaket STREUSL [/WIE 07/](#) durchgeführt, das Kopplungen von Zuverlässigkeitskenngrößen ohne Einschränkungen berücksichtigen kann.

Die Kopplung von Zuverlässigkeitskenngrößen führt grundsätzlich zu höheren mittleren Schadenshäufigkeiten [/ZIP 84/](#).

STREUSL besteht aus den beiden Programmen STREUSL1 und STREUSL2. Mit dem Programm STREUSL1 wird eine Stichprobe von möglichen Wertekombinationen für die (nur ungenau bekannten) Häufigkeiten aller in einer PSA unterstellten auslösenden Ereignisse sowie für die (nur ungenau bekannten) Zuverlässigkeitskenngrößen aller Systemkomponenten und für sämtliche Wahrscheinlichkeiten menschlicher Fehler erzeugt. Diese Stichprobe wird aus den Angaben zu den jeweiligen Wahrscheinlichkeitsverteilungen der ungenau bekannten Größen generiert. Diese Angaben erhält man aus

der Anwendung des Programms RiskSpectrum® zur Konstruktion der Fehler- und Ereignisbäume.

Die Anzahl der ungenau bekannten Größen ist relativ hoch in der Stufe 1 einer PSA. Z. B. wurden in der PSA für einen Siedewasserreaktor (Baulinie 69) im Leistungsbetrieb insgesamt 4703 Größen der Stufe 1 als ungenau bekannt identifiziert. Ein Auszug aus der hierzu von RiskSpectrum® ausgegebenen Datei ist in Tab. 5-1 zu sehen.

Wenn die Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten aus einem gemeinsamen Datenpool geschätzt wurden und somit der Kenntnisstand zu diesen Größen abhängig ist, kann STREUSL1 zusätzlich die entsprechenden Kopplungen der Zuverlässigkeitskenngrößen berücksichtigen. Dazu müssen die jeweiligen Zuverlässigkeitskenngrößen manuell mit derselben Kopplungs-Kennzahl gekennzeichnet werden. Für alle Größen mit derselben Kopplungs-Kennzahl liefert STREUSL1 dann dieselben Quantile ihrer jeweiligen Wahrscheinlichkeitsverteilung. D. h. z. B., dass STREUSL1 in diesem Fall gleiche Werte für Größen mit gleichen Wahrscheinlichkeitsverteilungen liefert.

Die von STREUSL1 ermittelte Stichprobe liefert Werte für die Häufigkeiten sämtlicher in einer PSA unterstellten auslösenden Ereignisse sowie für die nur ungenau bekannten Zuverlässigkeitskenngrößen aller Systemkomponenten und für sämtliche Wahrscheinlichkeiten menschlicher Fehler. Dadurch wird im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse sichergestellt, dass pro Durchgang der Monte-Carlo-Simulation für eine bestimmte Größe immer derselbe Wert berücksichtigt wird - auch bei unterschiedlichen Ereignisabläufen. Dies ist erforderlich für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen z. B. in Bezug auf die Ergebnisse der Stufe 2 einer PSA.

In der oben genannten PSA für einen Siedewasserreaktor wurde z. B. eine Stichprobe von 5000 Wertekombinationen generiert. Das Programm STREUSL2 berechnet für jede Wertekombination aus dieser Stichprobe die Häufigkeit eines Ereignisablaufs mit Kernschaden. Der Ereignisablauf ist dabei durch eine Liste von Minimalschnittmengen gegeben, die vorher von RiskSpectrum® erzeugt und in einer Textdatei ausgegeben wurde. Am Ende der Berechnungen von STREUSL2 steht eine Stichprobe von (z. B. 5000) möglichen Werten für die Häufigkeit des Ereignisablaufs zur Verfügung.

STREUSL2 führt eine Auswertung dieser Stichprobendaten hinsichtlich bestimmter Fragestellungen durch wie z. B. hinsichtlich der Unsicherheit der ermittelten Häufigkei-

ten oder hinsichtlich der Importanzen von Ereignissen. Mehrere Dateien mit unterschiedlichen Informationen werden ausgegeben. Unter anderem erhält man

- die Datei str2Cuts.txt mit den Minimalschnittmengen zum betrachteten Ereignisablauf (mit Kernschaden) und den jeweiligen Nichtverfügbarkeiten,
- die Datei str2Impo.txt u. A. mit Importanzen (Fussel-Vesely), sofern sie größer als 1% sind,
- die Datei str2MRes.txt mit einer Kurzzusammenfassung zur Auswertung der Stichprobenwerte bzgl. der Häufigkeit des betrachteten Ereignisablaufs sowie
- die Datei str2Sample.txt mit den Stichprobenwerten bzgl. der Häufigkeit des betrachteten Ereignisablaufs (z. B. 5000 Stichprobenwerte in der oben genannten PSA für einen Siedewasserreaktor).

Z. B. erhält man für den Siedewasserreaktor (Baulinie 69) aus der Datei str2MRes.txt folgende Angaben zur Unsicherheit der Kernschadenshäufigkeit (pro Jahr) im Fall eines kleinen Lecks im Sicherheitsbehälter und des anschließenden Versagens der beiden Systemfunktionen „Automatische Druckentlastung“ und „Hochdruckfluten mit TJ“:

- Punktwert: 2.51E-09
- Mittelwert: 2.50E-09
- 5%-Quantil: 3.71E-11/a
- 50%-Quantil: 4.88E-10/a
- 95%-Quantil: 9.03E-09/a

2.2.3 Bisher nicht berücksichtigte Unsicherheiten

Für die in einem Ereignisablauf betrachteten Systemfunktionen werden die Mindestanforderungen an die Systeme und Teilsysteme durch entsprechende Störfallsimulationen mit einem geeigneten Rechencode wie z. B. ATHLET bestimmt. Darüber hinaus werden durch entsprechende Simulationen die Zeiten ermittelt, die für die Durchführung von Personalhandlungen zur Verfügung stehen. Die ermittelten Zeiten beeinflussen die Bewertung für den Erfolg bzw. Misserfolg einer Maßnahme.

Bisher wurden solche Simulationen als Punktwertrechnungen mit bestimmten physikalischen Modellen und bestimmten Werten für die Modellparameter durchgeführt. Unsicherheiten in den Eingabeparametern und Unsicherheiten bzgl. der Anwendbarkeit der physikalischen Modelle werden nicht berücksichtigt, obwohl Erfahrungen in der Vergangenheit gezeigt haben, dass sie einen erheblichen Einfluss haben können. Aufgrund dieser Unsicherheiten können auch die ermittelten Mindestanforderungen an die Systeme und Teilsysteme sowie die für Personalhandlungen verfügbaren Zeiten mit einer erheblichen Unsicherheit behaftet sein, was sich letztendlich auf die Unsicherheit der Schadenshäufigkeiten auswirkt.

In einer umfassenderen Unsicherheitsanalyse müssten diese Unsicherheiten deshalb mit berücksichtigt werden. Unsicherheiten bzgl. der Mindestanforderungen wirken sich auf die Struktur der Ereignisbaum-Fehlerbaum-Modelle aus und schließlich auf die Unsicherheit der PSA-Ergebnisse. Unsicherheiten bzgl. der Zeiten wirken sich auf die Bewertung der Personalhandlungen aus.

2.3 Vorgehensweise in der Stufe 2

Bevor das Vorgehen bei Unsicherheitsanalysen in der Stufe 2 einer PSA beschrieben wird, wird erklärt wie die Ergebnisse der Stufe 2 zustande kommen, und welche Unsicherheiten mit ihnen verbunden sind. Weil die Ergebnisse der Stufe 2 auf den Ergebnissen der Stufe 1 aufbauen, erfolgt zunächst eine kurze Beschreibung des Übergangs von der Stufe 1 in die Stufe 2. Danach werden die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 und schließlich die damit verbundene Unsicherheitsanalyse beschrieben.

2.3.1 Übergang von der Stufe 1 in die Stufe 2

Die Stufe 2 einer PSA baut auf einer abgeschlossenen Stufe 1 auf. Es bestehen zwei unterschiedliche Ansätze für die Kopplung einer PSA der Stufe 2 an die Stufe 1: ein „separater“ Ansatz, und ein „integraler“ Ansatz. Beim separaten Ansatz werden für die beiden Stufen der PSA getrennte Analysen mit unterschiedlichen Rechenprogrammen durchgeführt. Beim integralen Ansatz werden Rechenprogramme genutzt, die grundsätzlich in der Lage sind, sowohl die Analyse der Stufe 1 als auch der Stufe 2 in einem einheitlichen Rechengang durchzuführen. Damit wird der Datentransfer von der Stufe 1 an die Stufe 2 überflüssig. Für die im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) durchgeführten PSA sind laut PSA-Leitfaden beide Ansätze zulässig [/FAK 05/](#), [/FAK 05a/](#).

Im Folgenden wird der in der GRS bisher praktizierte separate Ansatz kurz beschrieben.

Zur Durchführung der Stufe 2 der PSA müssen die einzelnen Kernschadenzustände der Stufe 1 durch bestimmte Merkmale charakterisiert werden. Die Merkmale in Bezug auf einen SWR, Baulinie 69, im Leistungsbetrieb, sind nachfolgend aufgelistet:

- Zeitspanne vom auslösenden Ereignis bis zum Kernschaden
- Zustand der Reaktorabschaltung
- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes innerhalb des SHB
- Zustand der Sicherheits- und Entlastungsventile
- Druckniveau im Reaktorkühlkreislauf
- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes außerhalb des SB
- Zustand der HD-Einspeisesysteme
- Langfristige Funktionsfähigkeit der Niederdruck-Systeme
- Dichtigkeit des Druckabbausystems innerhalb des SB
- Temperatur des Kondensationskammer-Wassers
- Funktion der gefilterten SHB-Druckentlastung (Venting)
- Funktion der betrieblichen Bespeisung mit dem Steuerstabspülwasser (RS) und dem Dichtungssperrwasser (TE).

Neben den oben genannten Merkmalen wurde in der PSA für einen Siedewasser-Reaktor im Leistungsbetrieb [/LOE 06/](#) auch das jeweilige auslösende Ereignis als zusätzliches Merkmal berücksichtigt. Damit wurde u. A. die Auswertung der Ergebnisse der Stufe 2 im Hinblick auf die Ursachen aus der Stufe 1 erleichtert.

Die Stufe 1 der PSA muss die Daten über die Zuordnung der Merkmale bereitstellen (vgl. Auszug Tabellenblatt 'KSZ-Ergebnis' in [/KLS 08a/](#)). Durch die Zuordnung von Merkmalen werden unterschiedliche Gruppen von Kernschadenzuständen definiert, die dann als Anfangsbedingungen in der Stufe 2 berücksichtigt werden. Die Häufigkeit einer in der Stufe 2 betrachteten Gruppe von Kernschäden wird durch Aufsummieren der Häufigkeiten der dazugehörigen Ereignisabläufe mit Kernschaden berechnet.

2.3.2 Klassische Ereignisbaummodellierung

Die Beschreibung der klassischen Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 wurde bereits in verschiedenen Vorhaben dokumentiert (z. B. [/LOE 06/](#), [/KLS 08a/](#)), wird aber nachfolgend noch einmal kurz zusammengefasst.

In der Stufe 2 wird ein einziger Ereignisbaum modelliert. Der Ereignisbaum beginnt mit dem Ereignis 'Vorliegen eines Kernschadens'. Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses ist die Gesamthäufigkeit aller Ereignisabläufe mit Kernschaden (aus der Stufe 1). Danach erfolgen Verzweigungen in die für die Stufe 2 relevanten Gruppen von Kernschäden. Jedem Zweig einer Verzweigung wird dabei die Häufigkeit für die jeweilige Kernschadensgruppe zugeordnet.

Nach den Verzweigungen in die Gruppen von Kernschäden werden die Merkmale der Kernschäden in separaten Verzweigungen behandelt. Die dazugehörigen Zweige repräsentieren die einzelnen Ausprägungen der Merkmale. Z. B. hat das Merkmal (d. h. die Verzweigung) 'Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes innerhalb des SHB' die beiden Ausprägungen (d. h. die Zweige) 'Kühlkreislauf intakt' und 'Kühlmittelverlust zur Druckkammer'. Jede Merkmalsverzweigung wird für jede Gruppe von Kernschäden differenziert betrachtet. I. A. ist für jede betrachtete Gruppe von Kernschäden genau eine Ausprägung bei einem Merkmal mit Wahrscheinlichkeit 1 zutreffend, während die anderen Ausprägungen nicht zutreffen.

Im weiteren Verlauf des Ereignisbaums werden Versagen von Komponenten, Systemen und Bauteilen sowie physikalische Phänomene des Unfallablaufs mittels Verzweigungen berücksichtigt. Die Festlegung der Eintrittswahrscheinlichkeiten beruht auf den jeweils verfügbaren spezifischen deterministischen Analysen in Verbindung mit Expertenschätzung sowie auf weiteren Quellen (z. B. PSA für vergleichbare Anlagen, übertragbare Experimente).

Wenn der Ereignisbaum der Stufe 2 fertig modelliert ist, werden die Häufigkeiten für die Abläufe mit Freisetzung von Radionukliden bestimmt. Jede resultierende Häufigkeit ergibt sich aus der Häufigkeit für eine Kernschadensgruppe und den Wahrscheinlichkeiten für die zum Ablauf gehörenden Ereignisse der Stufe 2.

In der GRS wird zur Berechnung der Häufigkeiten für Radionuklid-Freisetzungen das Programm EVNTRE eingesetzt. Die Modellierung des Ereignisbaums erfolgt in der Eingabe-Datei von EVNTRE.

2.3.3 Analyseschritte und verwendetet Rechenwerkzeuge

Da die Häufigkeiten der Kernschadenzustände sowie die Verzweigungswahrscheinlichkeiten der Stufe 2 nur ungenau bekannt sind, sind auch die Häufigkeiten für Anlagenschäden und Radionuklid-Freisetzungen mit einer Unsicherheit behaftet. Zur Quantifizierung dieser Unsicherheiten wird genau wie in der Stufe 1 eine Unsicherheitsanalyse auf der Basis von Monte-Carlo Simulationen durchgeführt.

Dabei werden zunächst die Unsicherheiten bzgl. der Verzweigungswahrscheinlichkeiten durch entsprechende Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt. Wenn erforderlich, werden auch Abhängigkeiten im Kenntnisstand berücksichtigt. Das bei der GRS entwickelte Programm SUSA (Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses /KLS 08b/) wird angewendet, um die Unsicherheiten in Form von Wahrscheinlichkeitsverteilungen und Abhängigkeitsmaßen zu spezifizieren und daraus eine Stichprobe von Wertekombinationen für die (nur ungenau bekannten) Wahrscheinlichkeiten zu erzeugen. Diese Stichprobe wird anschließend mit den zusätzlich erforderlichen Stichprobenwerten für die Häufigkeiten der Kernschadenzustände zu einer gemeinsamen Stichprobe verbunden werden. Dieser Analyseschritt wird ebenfalls mit SUSA durchgeführt.

Wenn die gemeinsame Stichprobe vorliegt, kann das Programm EVNTRE gestartet werden, um für jede Wertekombination aus der gemeinsamen Stichprobe die Häufigkeiten für Anlagenschäden und Radionuklid-Freisetzungen zu berechnen. Am Ende der Berechnungen steht eine Stichprobe von möglichen Werten für die Häufigkeiten zur Verfügung. Aus dieser Stichprobe werden Angaben zu den Unsicherheiten der Häufigkeiten z. B. in Form von 5 %, 50 % und 95 % Quantilen ermittelt.

Aus den Daten einer PSA für einen Siedewasserreaktor steht z. B. eine Stichprobe von 5000 Wertekombinationen für die Häufigkeit des Anlagenzustands „Keine Rückhaltung im Kernbereich und Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters“ zur Verfügung.

Zur Quantifizierung der Unsicherheit dieser Häufigkeit wurden z. B. folgende Werte ermittelt:

- Mittelwert : 1.05 $10^{-6}/a$
- 5-%-Quantil: 0.09 $10^{-6}/a$
- 50-%-Quantil: 0.43 $10^{-6}/a$
- 95-%-Quantil: 2.73 $10^{-6}/a$

2.3.4 Bisher nicht berücksichtigte Unsicherheiten

Bevor das Ereignisbaum-Modell für die Stufe 2 aufgestellt werden kann, müssen Unfallablauf-Simulationen unter bestimmten Anfangs- und Randbedingungen mit einem integralen Rechencode wie z. B. MELCOR durchgeführt werden. Die Ergebnisse dieser Simulationsläufe liefern Informationen z. B. über den zeitlichen Ablauf der Kernzerstörung, über die H₂- und Spaltproduktfreisetzung oder über Vorgänge innerhalb des Sicherheitsbehälters und entsprechende Freisetzungskategorien von Radionukliden.

Bisher wurden solche Simulationen als Punktwertrechnungen mit bestimmten physikalischen Modellen und bestimmten Werten für die Modellparameter durchgeführt. Unsicherheiten bzgl. der Modellparameter oder der verwendeten physikalisch-chemischen Modelle wurden bisher nicht explizit berücksichtigt, obwohl davon auszugehen ist, dass sie z. T. erheblich sein können. Aufgrund dieser Unsicherheiten sind auch die Ergebnisse der Unfallablaufanalysen mit einer Unsicherheit behaftet. Diese Ergebnisunsicherheiten wirken sich wiederum auf die Ereignisbaum-Modellierung der Stufe 2 und damit auf die Aussagesicherheit der PSA-Ergebnisse der Stufe 2 aus.

In einer vollständigen Unsicherheitsanalyse für PSA-Ergebnisse sollten deshalb die Unsicherheiten aus der Anwendung von Rechencodes mit berücksichtigt werden.

3 **Importanzanalysen**

In einer Importanzanalyse wird durch unterschiedliche Importanzmaße (z. B. der fraktionale Beitrag zur Schadenshäufigkeit oder das Fussel-Vesely Importanzmaß) quantifiziert, welchen Beitrag Ereignisse (auslösende Ereignisse, Basisereignisse) am Schadensrisiko bzw. an der Schadenshäufigkeit haben. Prinzipiell wird in der Importanzanalyse also die Risikoimportanz quantifiziert.

Die Risikoimportanz kann für jede mögliche Wertekombination von ungenau bekannten Eingangsgrößen unterschiedlich sein. D. h. die Ergebnisse der Importanzanalyse sind i. A. genau wie die Schadenshäufigkeiten mit einer Unsicherheit behaftet. Generell wird die Importanzanalyse mit den Nominalwerten der unsicheren Parameter durchgeführt.

Das Fussel-Vesely Importanzmaß kann zusätzlich für die Zuverlässigkeitskenngrößen von System und Komponenten bzw. für eine Kopplungsgruppe von Zuverlässigkeitskenngrößen berechnet werden. In dem Fall drückt das Fussel-Vesely Importanzmaß denjenigen Anteil am Risiko aus, der auf die Zuverlässigkeitskenngröße bzw. die Kopplungsgruppe von Zuverlässigkeitskenngrößen zurückzuführen ist.

Im Vergleich zur Importanzanalyse wird in einer Sensitivitätsanalyse die Unsicherheitsimportanz bestimmt. D. h. hier werden diejenigen Beiträge bestimmt, welche die in einer PSA eingehenden Unsicherheiten (z. B. die Unsicherheiten bzgl. der Zuverlässigkeitskenngrößen von sicherheitsrelevanten Komponenten) für die Aussagesicherheit der ermittelten Schadenshäufigkeiten haben.

Untersuchungen haben gezeigt, dass (unsichere) Zuverlässigkeitskenngrößen die einen wesentlichen Beitrag am Schadensrisiko haben, nicht unbedingt auch wesentlich zur Aussagesicherheit einer Schadenshäufigkeit beitragen /[BOR 03](#)/.

4 Sensitivitätsanalysen

Die hier behandelten Sensitivitätsanalysen sind zusätzliche Analysen zu den Unsicherheitsanalysen einer PSA. Sie werden durchgeführt, um diejenigen ungenau bekannten bzw. unsicheren Eingangsgrößen einer PSA zu ermitteln, die den größten Beitrag zur Unsicherheit bzw. Aussagesicherheit der ermittelten Schadenshäufigkeiten liefern. Damit geben sie konkrete Hinweise darüber, wo der Kenntnisstand primär zu verbessern ist, um die Aussagesicherheit der ermittelten Häufigkeiten zu verbessern. Die Sensitivitätsanalysen gehören zu den sogenannten globalen Sensitivitätsanalysen. D. h. die Analyseergebnisse beziehen sich auf die Gesamtheit aller möglichen Werte der ungenau bekannten Eingangsgrößen und nicht nur auf ausgewählte lokale Werte.

In Deutschland wurden Sensitivitätsanalysen für PSA-Ergebnisse bisher nicht bzw. nur unvollständig durchgeführt, obwohl sie nach aktuellem Leitfaden [/FAK 05/](#) empfohlen werden.

Das hier entwickelte Vorgehen zur Durchführung einer Sensitivitätsanalyse ist nicht nur auf die PSA beschränkt. Es ist bei allen Analysen anwendbar, bei denen klassische Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen durchgeführt werden, um ein Risiko bzw. die Häufigkeit für einen unerwünschten Zustand abzuschätzen. Z. B. werden Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen auch durchgeführt, um das Risiko der Rekritikalität von eingelagerten Brennstäben bewerten zu können. Sensitivitätsanalysen werden auch für Simulationsergebnisse aus der Anwendung komplexer Rechencodes angewendet.

Eine erste Herausforderung an Sensitivitätsanalysen im Rahmen einer PSA stellt die Vielzahl der Unsicherheiten dar, die in eine PSA eingehen (besonders in der Stufe 1 einer PSA). Z. B. wurden in einer PSA für einen Siedewasserreaktor insgesamt 4703 unsichere Eingangsgrößen in der Stufe 1 identifiziert. In der Stufe 2 waren es 108 unsichere Größen.

Angesichts dieser hohen Zahl an Unsicherheiten ist es zunächst ratsam, die vorliegenden Informationen zu den Unsicherheiten auf Abhängigkeiten zu untersuchen. Wurde z. B. der Kenntnisstand zu den Zuverlässigkeitskenngrößen X_0, X_1, \dots, X_k aufgrund desselben Datenmaterials bzw. derselben Betriebserfahrung festgelegt, sodass die Unsicherheiten bzgl. X_1, \dots, X_k vollständig durch die Unsicherheit bzgl. X_0 erklärt werden können, so sollten die unsicheren Größen X_1, \dots, X_k von der Sensitivitätsanalyse ausgeschlossen werden. Die Sensitivitätsanalyse berücksichtigt die individuellen Unsicher-

heitsbeiträge der Größen X_1, \dots, X_k als entsprechende Funktionen der Unsicherheit von X_0 . Letztlich sollte in einer Sensitivitätsanalyse also immer nur eine unsichere Größe aus den jeweiligen Gruppen von Eingangsgrößen mit Kenntnisstand-Kopplung berücksichtigt werden.

Zusätzlich zur Untersuchung auf Abhängigkeiten ist die Anwendung von geeigneten Sensitivitätsmaßen wichtig, um die Sensitivität der PSA-Ergebnisse bzgl. der Eingangsunsicherheiten adäquat quantifizieren zu können.

Eine weitere Herausforderung ist die Einbeziehung der Eingangsunsicherheiten aus der Stufe 1 für eine umfassende Sensitivitätsanalyse der PSA-Ergebnisse der Stufe 2. Im Rahmen des separaten Ansatzes wurden in der GRS bereits Sensitivitätsanalysen für die PSA-Ergebnisse der Stufe 2 durchgeführt. Allerdings wurden bzgl. der Stufe 1 lediglich die Unsicherheiten der Kernschadenshäufigkeiten berücksichtigt. Diese Unsicherheiten sind das Ergebnis des gemeinsamen Einflusses aller in die Berechnungen der Stufe 1 eingehenden Unsicherheiten. Für eine aussagekräftige Sensitivitätsanalyse bzgl. der PSA-Ergebnisse aus der Stufe 2 ist es deshalb wichtig, zusätzlich zu den Eingangsunsicherheit der Stufe 2 auch alle Unsicherheiten der Stufe 1 zu berücksichtigen. Nur mit einer umfassenden Sensitivitätsanalyse erhält man konkrete Hinweise darüber, wo der Kenntnisstand primär zu verbessern ist, um die Unsicherheit in den PSA-Ergebnissen der Stufe 2 zu reduzieren.

Sensitivitätsanalysen sind nicht mit den in einer PSA häufig durchgeführten Importanzanalysen zu verwechseln. In einer Importanzanalyse wird durch Importanzmaße quantifiziert, welchen Beitrag Ereignisse (z. B. auslösende Ereignisse oder Basisereignisse) am Schadensrisiko bzw. an der Schadenshäufigkeit einer Anlage haben (vgl. Abschnitt 3). Die Risikoimportanz bezieht sich auf bestimmte (lokale) Werte z. B. für die Häufigkeiten auslösender Ereignisse und die Zuverlässigkeitskenngrößen. Sind diese Werte nur ungenau bekannt (d. h. unsicher), so sind auch die Ergebnisse der Importanzanalyse mit einer Unsicherheit behaftet.

4.1 **Prinzipielles Vorgehen aufbauend auf vorausgegangenen Unsicherheitsanalysen**

Zur Durchführung von Sensitivitätsanalysen sind Daten aus bereits abgeschlossenen Unsicherheitsanalysen entsprechend der Monte Carlo Analyse (vgl. Abschnitt 2.1) erforderlich. Sensitivitätsanalysen basieren auf:

- den n (z. B. $n=5000$) Wertekombinationen für die m_1 (z. B. $m_1=4703$) ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 1,
- den jeweils n Werten für die Häufigkeiten von Kernschadenszuständen (PSA-Ergebnisse aus Stufe 1),
- den n Wertekombinationen für die m_2 (z. B. $m_2=108$) ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 2 sowie
- den jeweils n Werten für die Häufigkeiten von Anlagenschadenszuständen (PSA-Ergebnisse aus Stufe 2) und von Radionuklid-Freisetzungen.

Dieses Datenmaterial ist grundsätzlich für eine Sensitivitätsanalyse geeignet. So setzt z. B. eine Sensitivitätsanalyse für die PSA-Ergebnisse der Stufe 2 oder für Gruppen von Kernschadenszuständen (mit bestimmten Merkmalen) voraus, dass bei einem Rechenlauf für eine bestimmte unsichere Eingangsgröße immer derselbe Wert verwendet wird – unabhängig von der betrachteten Sequenz, die zum Kernschaden führt, und der Anzahl der unsicheren Eingangsgrößen, die mit der Sequenz verbunden ist. Das wird dadurch erreicht, dass in der Stufe 1 zunächst sämtliche Wertekombinationen für alle unsicheren Größen (in Bezug auf alle Sequenzen) gleichzeitig generiert werden. Abhängig von der Sequenz, für die anschließend die Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird, werden die Werte für die unsicheren Eingangsgrößen bzgl. der Sequenz aus den vorher generierten Wertekombinationen ausgewählt.

Wichtig ist auch, dass die Wertekombinationen für die Eingangsgrößen der Stufen 1 und 2 unabhängig voneinander generiert werden, sodass künstliche Abhängigkeiten zwischen den Größen der Stufen 1 und 2 vermieden werden. Grundsätzliche Änderungen bzw. Anpassungen einzelner Arbeitsschritte hinsichtlich der Ermittlung der Daten in den Stufen 1 und 2 einer PSA sind damit nicht erforderlich.

In einer Sensitivitätsanalyse werden aus den Werten für die jeweils betrachtete Schadhäufigkeit und den entsprechenden Werten der ungenau bekannten Eingangsgrößen

ßen, die in die Berechnung der jeweiligen Häufigkeit einfließen, Sensitivitätsmaße ermittelt. Welche Sensitivitätsmaße im Rahmen einer PSA geeignet sind, wird im nächsten Abschnitt beschrieben.

4.2 Sensitivitätsmaße

Sensitivitätsmaße (häufig auch als Sensitivitätsindizes bezeichnet) geben Hinweise darüber, wie hoch der Beiträge der Unsicherheiten bzgl. der Eingangsparameter an der Ergebnisunsicherheit sind. Geeignete Sensitivitätsmaße, die prinzipiell aus den Daten einer vorausgegangenen Unsicherheitsanalyse geschätzt werden können, basieren auf

- Korrelationen,
- Regressionsmodellen
- Zerlegung der Ergebnisvarianz.

Korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße sind geeignet, wenn sich der Zusammenhang zwischen Ergebnis Y (Schadenshäufigkeit) und den unsicheren Eingangsgrößen X_1, \dots, X_m gut durch ein lineares Regressionsmodell in den Eingangsgrößen approximieren lässt. Die Güte dieser Approximation wird z. B. durch das Bestimmtheitsmaß R^2 angegeben. Wenn $R(Y|X_1, \dots, X_m)$ die aus dem Regressionsmodell resultierende Approximation des Ergebnisses Y ist, dann gilt:

$$R^2 = \frac{\text{Var } R(Y|X_1, \dots, X_m)}{\text{Var } Y}$$

R^2 ist also derjenige Anteil an der Variation der Ergebnisgröße Y , der durch das Regressionsmodell in den unsicheren Eingangsgrößen X_1, \dots, X_m erklärt wird. Es gilt:

$$0 \leq R^2 \leq 1$$

Je näher der R^2 -Wert bei 1 liegt, desto höher ist der durch das Regressionsmodell erklärte Anteil der Variation der Ergebnisgröße und desto besser sind die korrelations- und regressionsbasierten Sensitivitätsmaße geeignet, um die Unsicherheitsbeiträge bzgl. der einzelnen Parameter zur Ergebnisunsicherheit zu quantifizieren.

Varianzbasierte Sensitivitätsmaße erfordern keine Annahmen über den funktionalen Zusammenhang zwischen der Ergebnisgröße und den unsicheren Parametern. Deshalb sind sie z. B. dann anzuwenden, wenn durch R^2 angezeigt wird, dass nur ein relativ geringer Anteil der Variabilität der Ergebnisgröße durch ein lineares Regressionsmodell erklärt werden kann ($R^2 < 0.5$) und dadurch korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße weniger aussagekräftig sind.

4.2.1 Korrelationsbasierte Sensitivitätsmaße

Der normale Korrelationskoeffizient (nach Pearson) $\rho(Y, X_j)$ als Sensitivitätsmaß zwischen unsicherem PSA-Ergebnis Y und unsicherer Eingangsgröße X_j ist gegeben durch

$$\rho(Y, X_j) = \frac{\text{Cov}(Y, X_j)}{\sqrt{\text{Var}Y \cdot \text{Var}X_j}}$$

wobei

$\text{Cov}(Y, X_j)$ = Kovarianz zwischen Y und X_j ,

$\text{Var}Y$ = Varianz Y

$\text{Var}X_j$ = Varianz X_j

Unter der Voraussetzung, dass bzgl. der Eingangsgrößen keine Kenntnisstand-Abhängigkeiten existieren, quantifiziert $\rho(Y, X_j)^2$ den Beitrag der Variation (Unsicherheit) der Eingangsgröße X_j an der Variation des Ergebnisses Y .

Der Schätzer für $\rho(Y, X_j)$ ist nicht robust und hängt stark vom Datenmaterial ab, aus dem er berechnet wird. Er wird zudem von Ausreißern (extremen Werten) in den Daten sowohl für den Eingangsgröße X_j als auch für das PSA-Ergebnis Y beeinflusst. Für den Wertebereich von $\rho(Y, X_j)$ gilt:

$$-1 \leq \rho(Y, X_j) \leq 1$$

Je größer der normale Korrelationskoeffizient seinem Betrag nach ist, desto größer ist der Unsicherheitsbeitrag bzgl. der betreffenden Eingangsgröße zur Unsicherheit der Ergebnisgröße. Positives Vorzeichen beim Korrelationskoeffizienten bedeutet, dass mit

zunehmenden (abnehmenden) Werten der Eingangsgröße auch die Werte der Ergebnisgröße tendenziell zunehmen (abnehmen). Negatives Vorzeichen bedeutet, dass mit zunehmenden (abnehmenden) Werten der Eingangsgröße die Werte der Ergebnisgröße tendenziell abnehmen (zunehmen).

Korrelationskoeffizienten, die auf Rängen beruhen (Rangtransformation der Originaldaten), sind geeignet, wenn zwischen PSA-Ergebnis und unsicheren Eingangsgrößen ein monotoner nicht-linearer Zusammenhang besteht. Außerdem sind sie geeignet, wenn Ausreißer in den Daten vorliegen, weil sie deren Einfluss reduzieren und den Zusammenhang zwischen Y und X_j in Bezug auf den Großteil der Werte quantifizieren.

Der Rangkorrelationskoeffizient $r(Y, X_j)$ nach Spearman entspricht dem normalen Korrelationskoeffizienten (nach Pearson) angewendet auf rangtransformierte Daten und nicht auf die Originaldaten. Der Rang $Rg(x)$ gibt die Position eines Wertes x in einer nach aufstrebenden Werten angeordneten Reihenfolge an. Bei identischen Werten bzgl. der Originaldaten wird häufig der Durchschnitt derjenigen Ränge genommen, die den identischen Werten zugeordnet worden wären, wenn sie leicht unterschiedlich gewesen wären.

$$r(Y, X_j) = \frac{Cov(Rg(Y), Rg(X_j))}{\sqrt{VarRg(Y) \cdot VarRg(X_j)}}$$

wobei

$Cov(Y, X_j)$ = Kovarianz zwischen $Rg(Y)$ und $Rg(X_j)$,

$VarRgY$ = Varianz $Rg(Y)$

$VarRgX_j$ = Varianz $Rg(X_j)$

Korrelationskoeffizienten berücksichtigen auch Unsicherheitsbeiträge, die eine Eingangsgröße mit anderen Eingangsgrößen gemeinsam hat. Wenn also Korrelationen zwischen den Eingangsgrößen X_j und X_i vorliegen, so beeinflussen diese auch die Höhe der Korrelation und damit das Sensitivitätsmaß zwischen unsicherem PSA-Ergebnis Y und unsicherer Eingangsgröße X_j .

4.2.2 Regressionsbasierte Sensitivitätsmaße

Eine Quantifizierung des Unsicherheitsbeitrags, der ausschließlich auf den Einfluss einer Eingangsgröße X_j zurückzuführen ist - d. h. ohne Berücksichtigung von Beiträgen, die X_j mit anderen Eingangsgrößen X_i gemeinsam hat -, erhält man mit regressionsbasierten Sensitivitätsmaßen, wie z. B. dem standardisierter Regressionskoeffizient β^s . Der standardisierte Regressionskoeffizient $\beta^s(Y, X_j)$ als Sensitivitätsmaß von Y bzgl. des unsicheren Parameters X_j ist gegeben durch

$$\beta^s(Y, X_j) = \frac{\text{Cov}\left(\left(Y - R(Y|X \neq X_j)\right), \left(X_j - R(X_j|X \neq X_j)\right)\right)}{\text{Var}\left(X_j - R(X_j|X \neq X_j)\right)} \cdot \sqrt{\frac{\text{Var } X_j}{\text{Var } Y}}$$

Dabei stehen Cov für die Kovarianz und Var für die Varianz (vgl. Abschnitt 4.2.1);

$(R(Y|X \neq X_j))$ = Approximation von Y durch ein lineares Regressionsmodell in allen unsicheren Parametern X außer X_j ;

$(R(X_j|X \neq X_j))$ = Approximation von X_j durch ein lineares Regressionsmodell in allen unsicheren Parametern X außer X_j .

$\beta^s(Y, X_j)$ ist der normale Regressionskoeffizient aus einem multiplen linearen Regressionsmodell für die standardisierte Ergebnisgröße Y^* bzgl. der standardisierten Parameter X_1^*, \dots, X_m^* , wobei

$$Y^* = \frac{Y - EY}{\sqrt{\text{Var}Y}}, \quad X_j^* = \frac{X_j - EX_j}{\sqrt{\text{Var}X_j}}$$

Der Zusammenhang zwischen $\beta^s(Y, X_j)$ und $\rho(Y, X_j)$ ist gegeben durch:

$$\rho(Y, X_j) = \beta^s(Y, X_j) + \sum_{i \neq j} \beta^s(Y, X_i) \cdot \rho(X_j, X_i)$$

Bei Unkorreliertheit der X_i gilt also:

$$\rho(Y, X_j) = \beta^s(Y, X_j)$$

Der standardisierte Regressionskoeffizient kann auch auf rangtransformierte Werte von Y und X_j angewendet werden. Dann quantifiziert er die Unsicherheitsimportanz von X_j

in Bezug auf den Großteil der möglichen Werte von X_j und Y . Der Einfluss von Ausreißern im Datenmaterial wird damit reduziert.

Um aussagekräftige Schätzer für regressionsbasierte Sensitivitätsmaße aus dem vorliegenden Datenmaterial ermitteln zu können, ist es erforderlich

- dass sich der Zusammenhang zwischen den PSA-Ergebniswerten und den Werten für die ungenau bekannten Eingangsgrößen durch eine lineare Regressionsfunktion in den Eingangsgrößen approximieren lässt und
- dass die Anzahl der Stichprobenelemente (am besten mehr als ~2 Mal) größer ist als die Anzahl der ungenau bekannten Größen.

Ein Maß für die Güte der Approximation des PSA-Ergebnisses Y durch eine lineare Regressionsfunktion in den unsicheren Eingangsgrößen ist das sog. Bestimmtheitsmaß R^2 (s. o.). Generell sollte R^2 größer als 0.5 sein. Ob ein ermittelter R^2 -Wert signifikant ist, hängt von der Anzahl der Stichprobenelemente und von der Anzahl der unsicheren Parameter ab.

Eine Überprüfung des vorliegenden Datenmaterials aus einer PSA-Studie ergab, dass sehr viele unsichere Eingangsgrößen mit Kenntnisstand-Kopplung vorhanden sind. Da in der Sensitivitätsanalyse jeweils nur eine Größe aus den einzelnen Gruppen von Eingangsgrößen mit derselben Kenntnisstand-Kopplung berücksichtigt werden sollte (siehe einleitende Bemerkungen weiter oben), reduziert sich die Anzahl der einzubeziehenden unsicheren Parameter erheblich. Regressionsbasierte Sensitivitätsmaße können somit mit praktikablem Rechenaufwand ermittelt werden. Aufwändige schrittweise Regressionsanalysen müssen nicht durchgeführt werden.

4.2.3 Varianzbasierte Sensitivitätsmaße

Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß $S(Y, X_j)$ ist gegeben durch

$$S(Y, X_j) = \sqrt{\frac{\text{Var } E(Y|X_j)}{\text{Var } Y}}$$

Es basiert auf der folgenden Zerlegung der Varianz von Y :

$$\text{Var } Y = \text{Var } E(Y|X_j) + E \text{Var}(Y|X_j)$$

Dabei steht Var für die Varianz und E für den Erwartungswert. $E(Y|X_j)$ ist der bedingte Erwartungswert von Y , wenn X_j festgehalten wird. $Var(Y|X_j)$ ist die entsprechende bedingte Varianz von Y . $Var E(Y|X_j)$ ist die erwartete Reduktion in der Varianz von Y , wenn X_j festgehalten werden könnte.

$S(Y, X_j)^2$ sind als 'Sobols First Order Sensitivity Indices' oder als 'Varianzanteile der Haupteffekte' bekannt.

$S(Y, X_j)$ ist auch als 'Correlation Ratio' bekannt.

$S(Y, X_j) = 0$, wenn die Eingangsgröße X_j nicht zur Variabilität des PSA-Ergebnisses beiträgt (d. h. konstanter Beitrag der Eingangsgröße X_j).

$S(Y, X_j) = 1$, wenn ausschließlich die Eingangsgröße X_j zur Variabilität des PSA-Ergebnisses beiträgt.

Ein Schätzer für $S(Y, X_j)$ ist gegeben durch:

$$\hat{S}(Y, X_j) = \sqrt{\frac{\sum_i n_i (\bar{y}_i - \bar{y})^2}{\sum_i \sum_j (y_{ij} - \bar{y})^2}}$$

$\hat{S}(Y, X_j)$ wird wie folgt berechnet: Zunächst wird der Wertebereich der unsicheren Eingangsgröße X_j in I disjunkte Teilintervalle mit jeweils n_i Werten zerlegt. Dann werden die arithmetischen Mittelwerte \bar{y}_i der Ergebnisgröße Y in Bezug auf die Werte der Eingangsgröße X_j in den Teilintervallen $i, i=1, \dots, I$, berechnet. Aus den Mittelwerten $\bar{y}_i, i=1, \dots, I$,

wird anschließend die Standardabweichung $s_{yi} = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_i n_i (\bar{y}_i - \bar{y})^2}$ berechnet. Diese wird dann ins Verhältnis gesetzt zur Standardabweichung $s = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_i \sum_j (y_{ij} - \bar{y})^2}$ von Y über alle Werte.

$S(Y, X_j)$ kann genau wie die korrelations- und regressionsbasierten Sensitivitätsmaße auch auf rangtransformierte Werte von Y und X_j angewendet werden. Das ist für diejenigen Fälle interessant, wo Ausreißer in den Daten zu X_j und Y vorliegen.

Andere – in der Literatur häufig als bessere angesehene - Schätzer für varianzbasierte Sensitivitätsmaße als $\hat{S}(Y, X_j)$ sind vorhanden. Sie werden in diesem Vorhaben aber nicht näher betrachtet, da für ihre Berechnung zusätzlich zur Datenbasis aus den Unsicherheitsanalysen weitere Daten durch Monte Carlo Simulation generiert werden müssten.

4.2.4 Schätzung der Sensitivitätsmaße

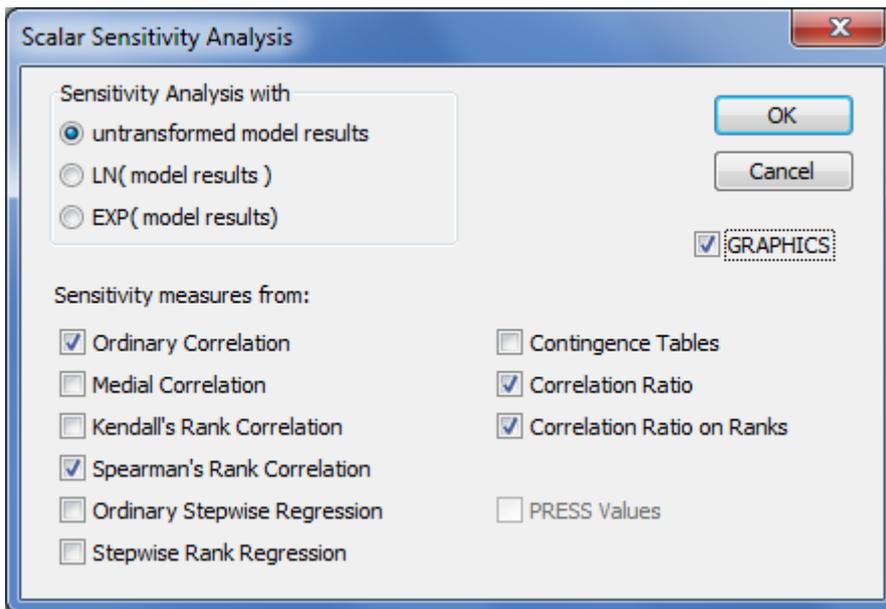


Abb. 4-1 Dialog zur Auswahl von Sensitivitätsmaßen im GRS-Programm SUSAS

Schätzer für alle oben beschriebenen Sensitivitätsmaße wurden in dem GRS-Programm SUSAS für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen bereits implementiert (vgl. Abb. 4-1). Das Programm kann somit prinzipiell für die Sensitivitätsanalysen von PSA-Ergebnissen angewendet werden.

Voraussetzung für eine Sensitivitätsanalyse mit SUSAS ist, dass aus dem umfangreichen Datenmaterial vorausgegangener Unsicherheitsanalysen eine adäquate Auswahl der tatsächlich für eine Sensitivitätsanalyse erforderlichen Daten stattfindet. Hierzu wurde ein Programm entwickelt, das in Verbindung mit SUSAS angewendet werden kann, und die ausgewählten Daten in Abhängigkeit vom betrachteten PSA-Ergebnis bereitstellt. Weitere Details sind in den nächsten Abschnitten beschrieben.

4.3 Sensitivitätsanalysen für Kernschadenshäufigkeiten der Stufe 1

Sensitivitätsanalysen für Kernschadenshäufigkeiten der Stufe 1 basieren auf den n (z. B. $n = 5000$) Wertekombinationen für alle m_j (z. B. $m_j = 4703$) ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 1 und den entsprechenden n Werten für die Häufigkeiten der Ereignisabläufe mit Kernschaden (PSA-Ergebnis aus Stufe 1). Diese Wertekombinationen liegen aus einer Unsicherheitsanalyse mit den GRS-Programmen STREUSL1 und STREUSL2 vor. STREUSL1 ist für die Generierung der Wertekombinationen aller m_j ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 1 zuständig. STREUSL2 ermittelt auf der Basis dieser Wertekombinationen die Werte für die Häufigkeiten der jeweiligen Ereignisabläufe mit Kernschaden. Dabei berücksichtigt STREUSL2 die mit dem Programm RiskSpectrum[®] ermittelten Minimalschnittmengen zur Beschreibung der Ereignisabläufe. Die Werte für die Häufigkeiten werden in separaten Dateien („str2Sample.txt“) in eigens angelegten Verzeichnissen für jeden einzelnen Kernschaden abgespeichert.

Wie oben bereits aufgeführt werden in einer Sensitivitätsanalyse aus den Werten für das betrachtete PSA-Ergebnis und den Werten der ungenau bekannten Eingangsgrößen, die in die Berechnung des PSA-Ergebnisses einfließen, geeignete Sensitivitätsmaße ermittelt. Um eine Sensitivitätsanalyse in Bezug auf eine bestimmte Kernschadenshäufigkeit durchführen zu können, sollten nicht alle sondern nur diejenigen unsicheren Eingangsgrößen betrachtet werden, die auch tatsächlich zur Kernschadenshäufigkeit beitragen. Hierzu wurde das Programm ‚PSASensitivitySamples‘ entwickelt, das basierend auf den Minimalschnittmengen zur Beschreibung des zugehörigen Ereignisablaufs (abgespeichert in der Datei ‚str2Cuts.txt‘) die beteiligten unsicheren Eingangsgrößen auswählt.

Das Programm ‚PSASensitivitySamples‘ überprüft zusätzlich, ob für die ausgewählten Größen Kenntnisstand-Kopplungen (d. h. vollständig abhängiger Kenntnisstand) vorliegen (d. h., ob gleiche Kopplungs-Kennzahlen spezifiziert wurden) und wählt für die Sensitivitätsanalyse jeweils nur einen „Vertreter“ aus den einzelnen Gruppen von Eingangsgrößen mit Kenntnisstand-Kopplung aus. Ist z. B. der Kenntnisstand zu den ausgewählten Größen X_1, \dots, X_k vollständig auf den Kenntnisstand über eine andere Größe X_0 zurückzuführen (z. B. gemeinsame Betriebserfahrung zur Schätzung der Zuverlässigkeitskenngrößen X_0, X_1, \dots, X_k von gleichen Komponenten), sodass die Unsicherheiten bzgl. X_1, \dots, X_k vollständig durch die Unsicherheit bzgl. X_0 erklärt werden, so werden die unsicheren Größen X_1, \dots, X_k ausgeschlossen und nur die Ein-

gangsgröße X_0 in der Sensitivitätsanalyse betrachtet. Die Unsicherheitsbeiträge der Größen X_1, \dots, X_k können vollständig durch den Unsicherheitsbeitrag der Größe X_0 erklärt werden.

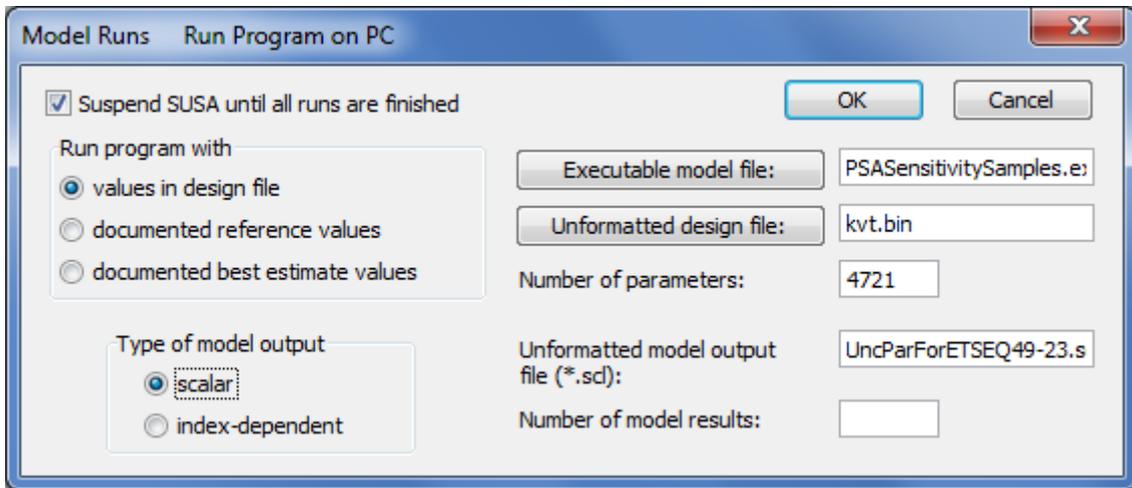


Abb. 4-2 Dialog zum Aufruf des Programms ‚PSASensitivitySamples‘ innerhalb von SUSANA

Durch die vom Programm ‚PSASensitivitySamples‘ vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Parameter erheblich. Die ausgewählten Größen werden in eine gesonderte Datei geschrieben, die so formatiert ist, dass sie für eine Sensitivitätsanalyse mit dem GRS-Programm SUSANA für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen verwendet werden kann (vgl. Abschnitt 4.2). Damit steht die erste Datenbasis für eine Sensitivitätsanalyse zur Verfügung (Unformat. Design file: ‚UncParForETSEQ49-23.dsn‘, vgl. Abb. 4-3).

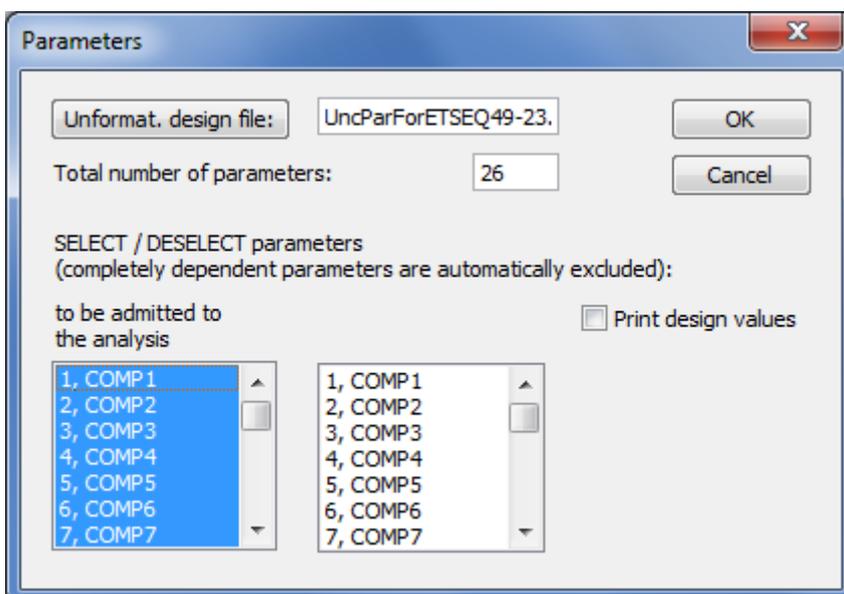


Abb. 4-3 Dialog zur Spezifikation der in einer Sensitivitätsanalyse zu berücksichtigenden unsicheren Parameter

Die zweite Datenbasis wird ebenfalls durch das Programm ‚PSASensitivitySamples‘ generiert. Dabei werden die von STREUSL2 in der Datei ‚str2Sample.txt‘ abgespeicherten Werte für die Kernschadenshäufigkeit so formatiert, dass sie für eine Sensitivitätsanalyse mit SUSA verwendet werden können (Model Output: ‚str2Sample.scl‘, vgl. Abb. 4-4).

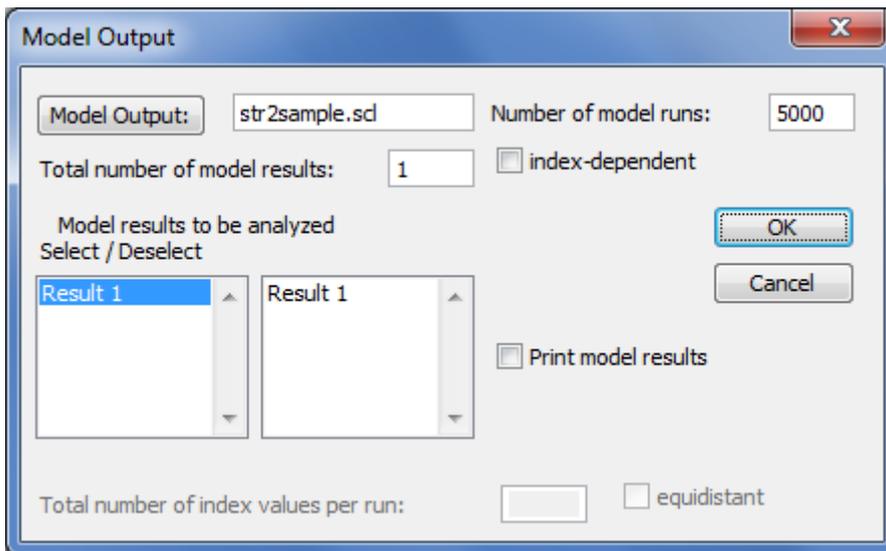


Abb. 4-4 Dialog zur Spezifikation der PSA-Ergebnisse, für die eine Sensitivitätsanalyse erfolgen soll

4.4 Sensitivitätsanalysen für die Gesamthäufigkeit von Kernschäden sowie für die Häufigkeiten von Kernschäden mit bestimmten Merkmalen

Wie bereits erwähnt, werden Ereignisabläufe mit Kernschäden, die die gleichen Merkmale aufweisen, für die Unfallablaufanalyse der Stufe 2 in einer Gruppe zusammengefasst. Für die Häufigkeiten dieser Gruppen von Kernschäden (d. h. für die Häufigkeiten der in der Stufe 2 betrachteten Kernschäden) sowie für die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens können ebenfalls Sensitivitätsanalysen durchgeführt werden. Dazu sollten zunächst aus der Vielzahl von unsicheren Eingangsgrößen nur diejenigen ausgewählt werden, die auch tatsächlich zur jeweils betrachteten Häufigkeit beitragen. Das hierfür entwickelte Programm ‚PSASensitivitySamples‘ führt diese Aufgabe automatisch durch.

Abhängig von der Gruppe von Kernschäden überprüft ‚PSASensitivitySamples‘ die Minimalschnittmengen (abgespeichert in der Datei ‚str2Cuts.txt‘) aller Ereignisabläufe, die zu den Kernschäden in der Gruppe beitragen, und wählt schließlich die beteiligten unsicheren Eingangsgrößen aus. Die Zuordnung der Ereignisabläufe zu den in der Stufe 2 betrachteten Gruppen von Kernschäden erfolgt auf der Grundlage einer von der Stufe 1 der PSA bereitgestellten Datei (vgl. Abschnitt 2.3.1 und Auszug Tabellenblatt ‚KSZ-Ergebnis‘ in [/KLS 08a/](#)). Soll eine Sensitivitätsanalyse für die Gesamthäufigkeit von Kernschäden durchgeführt werden, so werden automatisch alle Eingangsgrößen ausgewählt.

Das Programm ‚PSASensitivitySamples‘ überprüft zusätzlich, ob für die ausgewählten Größen Kenntnisstand-Kopplungen (d. h. vollständig abhängiger Kenntnisstand) vorliegen und wählt für die Sensitivitätsanalyse jeweils nur einen „Vertreter“ aus den einzelnen Gruppen von Eingangsgrößen mit Kenntnisstand-Kopplung aus. Die ausgewählten Größen werden in eine gesonderte Datei geschrieben, die so formatiert ist, dass sie für eine Sensitivitätsanalyse mit dem GRS-Programm SUSA für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen verwendet werden kann (vgl. Abschnitt 4.2).

Die zweite Datenbasis, die für eine Sensitivitätsanalyse erforderlich ist, bezieht sich auf die zu analysierenden PSA-Ergebnisse. Diese Datenbasis (z. B. Model Output: ‚p_ksz_merkmal_sample.dsn‘ statt ‚str2Sample.scl‘, vgl. Abb. 4-4) wird automatisch durch das Programm ‚PSA_KSZSample‘ generiert. Aufgrund der aus der Stufe 1 bereitgestellten Datei, in der die Zuordnung der Ereignisabläufe zu den in der Stufe 2 betrachteten Gruppen von Kernschäden erfolgt, und den Stichproben bzgl. der Kernschadenshäufigkeiten ermittelt das Programm die Werte für:

- die Gesamthäufigkeit aller Kernschadenzustände und
- die Häufigkeiten für jede Gruppe von Kernschadenzuständen.

4.5 Sensitivitätsanalysen für die Häufigkeiten von Anlagenschadenzuständen bzw. von Freisetzungskategorien

Voraussetzung für Sensitivitätsanalysen in Bezug auf die Häufigkeiten von Anlagenschadenzuständen sind die folgenden aus den Unsicherheitsanalysen bereitgestellten Datenbasen:

- die n Wertekombinationen für alle m_1 ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 1,
- die n Wertekombinationen für alle m_2 ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufe 2 sowie
- die n Werte für die Häufigkeiten der Anlagenschadenszustände (PSA-Ergebnisse aus Stufe 2).

Zunächst sollte das Programm ‚PSASensitivitySamples‘ gestartet werden, um aus den einzelnen Gruppen von Eingangsgrößen in der Stufe 1, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, jeweils nur einen „Vertreter“ auszuwählen. Der „Vertreter“ repräsentiert dann die eigentliche Unsicherheitsquelle, von der alle anderen Größen mit gleicher Kopplungs-Kennzahl vollständig abhängen. Durch die vom Programm ‚PSASensitivitySamples‘ vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen aus der Stufe 1 erheblich. Die ausgewählten Größen werden in eine gesonderte Datei geschrieben, die so formatiert ist, dass sie für eine Sensitivitätsanalyse mit dem GRS-Programm SUSAs für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen verwendet werden kann (vgl. Abschnitt 4.2).

Innerhalb von SUSAs können die getrennt vorliegenden Wertekombinationen für die ungenau bekannten Eingangsgrößen der Stufen 1 und 2 zu einem einzigen Datensatz miteinander verbunden werden. Dieser Datensatz kann dann für die nachfolgende Sensitivitätsanalyse verwendet werden (z. B. Unformat. Design file: ‚UncertaintiesPSA_Level1_Level2.dsn‘, vgl. Abb. 4-3).

Die von dem Programm ‚EVNTRE‘ (in der GRS eingesetztes Programm für die Ereignisbaumanalysen der Stufe 2) ausgegebenen Häufigkeiten für die Anlagenschadenszustände werden mit Hilfe des Programm ‚FormatSortresOut‘ in einem für SUSAs geeigneten Format abgespeichert. (z. B. Model Output: ‚sort_loe1_1.scl‘ statt ‚str2Sample.scl‘, vgl. Abb. 4-4).

5 Exemplarische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen

Die Ergebnisse zu den Unsicherheitsanalysen, die in diesem Abschnitt beispielhaft vorgestellt werden, beziehen sich auf Analysen im Rahmen des Vorhabens SR 2414 (SWR-Studie für den Leistungsbetrieb, [/FRE 06/](#), [/LOE 06/](#)). Die beispielhaften Sensitivitätsanalysen verwenden ausgewählte Daten aus diesen Analysen.

Die Anzahl der ungenau bekannten Größen (unsichere Parameter) ist relativ hoch in der vorgenannten Studie. In der PSA der Stufe 1 wurden insgesamt 4703 Größen und in der PSA der Stufe 2 insgesamt 108 Größen als ungenau bekannt identifiziert.

In der Datei mit den ausgespielten Werten für die unsicheren Größen der Stufe 1 sind insgesamt 4721 Größen berücksichtigt. Allerdings sind die Größen Nr. 228-246 konstant und beziehen sich auf Ersatzereignisse, die bei bestimmten Randbedingungen bzw. Auswertezielen als „logische Schalter“ eingesetzt werden, um Fehlerbaumzweige an- oder abzuschalten. Sie haben die konstanten Wahrscheinlichkeiten 1 oder 0.

Ein Auszug aus der Liste der 4703 Größen der Stufe 1 ist in Tab. 5-1 dargestellt. Diese Liste wird von dem Programm RiskSpectrum[®] ausgegeben und beinhaltet neben den unsicheren Parametern der Anwendung auch entsprechende Verteilungsinformationen. Diese Wahrscheinlichkeitsverteilungen sind Ausdruck der (epistemischen) Unsicherheit in Bezug auf die jeweiligen Parameter.

Tab. 5-2 zeigt die ersten 10 Größen aus der Liste der 108 unsicheren Parameter der Stufe 2. Diese Liste wird von dem Programm SUSA ausgegeben und enthält neben den unsicheren Parametern auch entsprechende Verteilungsinformationen.

Tab. 5-1 Spezifizierung von ungenau bekannten Größen in der Stufe 1 (Auszug aus str2Out.txt)

INDEX	NAME	AUSFALLRATE/WAHRSCHEINLICHKEIT			KOPP- LUNG	KOMPONENTEN TYP	MTTR	TEST INTERVALL	TTFT
		1. PARAM.	2. PARAM.	VERTEILUNG					
1	\$AUSF_SPW-REGLER_T7	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p005	PROBAB.			
2	\$CMF-FB(K)	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p031	PROBAB.			
3	\$CMF-FB(V)	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p032	PROBAB.			
4	\$DDA_ÜBERSPEISUNGHD	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p200	PROBAB.			
5	\$EINS	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p217	PROBAB.			
6	\$FDDURCHSATZ<GW	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p218	PROBAB.			
7	\$KEIN_HIDADS >100T/H	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p231	PROBAB.			
8	\$KEINE NFM	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p270	PROBAB.			
9	\$L-KOKA<16.4M	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p242	PROBAB.			
10	\$L-KOKA>16.4M	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p243	PROBAB.			
11	\$NETZVORHANDEN	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p250	PROBAB.			
12	\$NOTSTROMFALL	1.00E+00	1.00	LOGNORM.	p252	PROBAB.			
13	\$RAUMKÜHLUNG_TH	0.00E+00	1.00	LOGNORM.	p295	PROBAB.			
96	ORS21D102S	2.13E-05	3.51	LOGNORM.	1086	TESTED	60.00	672.00	0.00
97	0TC11S104C	1.07E-05	3.51	LOGNORM.	1005	TESTED	60.00	2184.00	0.00
98	0TC12S101C	1.07E-05	3.51	LOGNORM.	1005	TESTED	60.00	2184.00	0.00
99	0TH03T017N	1.33E-06	10.00	LOGNORM.	2002	TESTED	24.00	8736.00	0.00
100	0TH03T018N	1.33E-06	10.00	LOGNORM.	2002	TESTED	24.00	8736.00	0.00
101	0TH03T019N	1.33E-06	10.00	LOGNORM.	2002	TESTED	24.00	8736.00	0.00
102	0TH03T020N	1.33E-06	10.00	LOGNORM.	2002	TESTED	24.00	8736.00	0.00
103	0TH15B101	1.88E-06	5.50	LOGNORM.	1906	TESTED	120.00	672.00	168.00
104	0TH25B101	1.88E-06	5.50	LOGNORM.	1906	TESTED	120.00	672.00	336.00
105	0TH35B101	1.88E-06	5.50	LOGNORM.	1906	TESTED	120.00	672.00	504.00
106	0TH45B101	1.88E-06	5.50	LOGNORM.	1906	TESTED	120.00	672.00	672.00
107	0TJ01D101R	2.65E-03	9.90	LOGNORM.	1404	MISSTIME	2.00		
...									
3812	I	4.90E-02	0.82	BETA	1900	PROBAB.			
3813	K1	2.70E-07	10.00	LOGNORM.	9	FREQU.			
3814	K2	6.40E-06	18.70	LOGNORM.	10	FREQU.			
3815	K2S	6.40E-06	18.70	LOGNORM.	10	FREQU.			
3816	K3	9.20E-04	4.55	LOGNORM.	10	FREQU.			
3817	K3.1	1.00E-04	7.38	LOGNORM.	10	FREQU.			
3818	K3.1S	1.00E-04	7.38	LOGNORM.	10	FREQU.			

3819	K3S	9.20E-04	4.55	LOGNORM.	10	FREQU.
3820	K4	1.92E-04	4.98	LOGNORM.	10	FREQU.

• • •

Tab. 5-2 Spezifizierung von ungenau bekannten Größen in der Stufe 2

Nr.	Name	Verteilung	Verteilungs-Par 1	Verteilungs-Par 2	Minimum	Maximum
1	Wahrscheinlichkeit, dass Kernmasse bei HD im Kernbereich zurückgehalten wird	Uniform Distr.	0.8	1	0.8	1
2	Wahrscheinlichkeit, dass SIV in Offenstellung zw. KSZ und Kernumlagerung versagt, Leckgröße unter 20 cm ²	Uniform Distr.	0.55	1	0.55	1
3	Wahrscheinlichkeit, dass SIV in Offenstellung zw. KSZ und Kernumlagerung versagt, Leckgröße über 20 cm ²	Uniform Distr.	0.02	0.55	0.02	0.55
4	RKK-Druck kurz vor Kernumlagerung, Niederdruck	Uniform Distr.	1.00E+05	1.00E+06	1.00E+05	1.00E+06
5	RKK-Druck kurz vor Kernumlagerung, Mitteldruck, Leckgröße unter 20 cm ²	Uniform Distr.	3.40E+06	7.40E+06	3.40E+06	7.40E+06
6	RKK-Druck kurz vor Kernumlagerung, Mitteldruck, Leckgröße über 20 cm ²	Uniform Distr.	1.00E+06	3.40E+06	1.00E+06	3.40E+06
7	Expansionsarbeit, die zum RDB-Deckelversagen führt (Nm), RKK-Druck <1.0MPa	Uniform Distr.	1.10E+08	3.10E+08	1.10E+08	3.10E+08
8	Expansionsarbeit, die zum RDB-Deckelversagen führt (Nm), RKK-Druck 1.0-Grenzfoerderdruck HD-Systeme	Uniform Distr.	2.20E+08	8.20E+08	2.20E+08	8.20E+08
9	Expansionsarbeit, die zum RDB-Deckelversagen führt (Nm), RKK-Druck >Grenzfoerderdruck HD-Systeme	Uniform Distr.	4.00E+08	8.80E+08	4.00E+08	8.80E+08
10	Variationsbreite der Grenzbelastbarkeit der FDL	Uniform Distr.	0.75	1.25	0.75	1.25
...						

5.1 PSA Stufe 1: Analyse eines ausgewählten Ereignisablaufs mit Kernschaden

Der ausgewählte Ereignisablauf mit der Bezeichnung ET49-23 wurde im Rahmen des Vorhabens SR 2414 (SWR-Studie für den Leistungsbetrieb) analysiert ([/FRE 06/](#)).

5.1.1 Beschreibung

Der Ereignisablauf ET49-23 stellt eine Sequenz dar, die vom auslösenden Ereignis: „Kleines Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters (K3S)“ ausgeht. Durch das ausströmende Kühlmittel steigt der Druck im Sicherheitsbehälter, bis über den Reaktorschutz-

Grenzwert „Überdruck im Sicherheitsbehälter > 0.25 bar (25 kPa)“ unter anderem die folgenden Maßnahmen automatisch ausgelöst werden:

- Reaktorschnellabschaltung (RESA)
- Durchdringungsabschluss (DDA) der Frischdampfleitungen
- Hochdruckeinspeisung
- Automatische Druckentlastung
- Niederdruckfluten
- Sumpfrückfördern

In der ausgewählten Ereignissequenz wird angenommen, dass RESA und DDA auslegungsgemäß funktionieren. Es fallen sowohl die Hochdruckeinspeisung mit TJ als auch die automatische Druckentlastung aus. Das zweite Hochdruckeinspeisesystem TM ist bei Kühlmittelverluststörfällen auslegungsgemäß nicht verfügbar, da das System bei dem Reaktorschutz-Grenzwert „Überdruck im Sicherheitsbehälter > 0.25 bar (25 kPa)“ einen RS-AUS-Befehl erhält. Da der Energieeintrag vom abgeschalteten Reaktorkern in das Kühlmittel durch das kleine Leck nicht abgeführt werden kann steigt Druck und Temperatur im Primärkreis durch den ausgelösten DDA an. Bei Überschreiten der Druckgrenzwerte im RDB öffnen die dafür vorgesehenen Sicherheits- und Entlastungsventile in der Funktion Druckbegrenzung. Nach Druckabsenkung um ca. 5 bar (0.5 MPa) schließen diese wieder und der Primärkreis bleibt somit auf hohem Druckniveau. Dieser Vorgang wiederholt sich zyklisch, da nach dem Schließen der Druck wieder steigt. Durch die Druckbegrenzung wird zusätzlich zum kleinen Leck Kühlmittel aus dem Primärkreis ausgetragen und der Füllstand sinkt. Durch das hohe Druckniveau kann weder mit den angeregten Niederdrucksystemen geflutet werden noch sind Notfallmaßnahmen möglich, um einen Kernschadenzustand zu verhindern.

Durch Verknüpfung der Ereignissequenz ET49-23 mit den zugehörigen Fehlerbäumen zur Ermittlung der Nichtverfügbarkeiten der beiden Systemfunktionen „Automatische Druckentlastung“ und „Hochdruckfluten mit TJ“ kann die Häufigkeit des Ereignisablaufs ermittelt werden. Dabei werden zunächst der Eintritt des auslösenden Ereignisses „Kleines Leck im Sicherheitsbehälter“ sowie die mit den Fehlerbaumanalysen ermittelten Minimalschnittmengen der einzelnen Systemfunktionen zu einer gemeinsamen Liste von Minimalschnittmengen zusammengefasst. Anschließend wird aus der Häufig-

keit für das auslösende Ereignis sowie den zu den Minimalschnittmengen gehörenden Ausfall- und Fehlerwahrscheinlichkeiten die Häufigkeit des Ereignisablaufs berechnet.

Für den Ereignisablauf ET49-23 wurden insgesamt 5689 minimale Schnittmengen mit insgesamt 199 ungenau bekannten Größen ermittelt. Verwendet man für alle 199 Größen ihre Punktwerte (d. h. die Erwartungswerte der entsprechenden Wahrscheinlichkeitsverteilungen), dann ergibt sich für die Kernschadenshäufigkeit ein Punktwert von $2.51E-09$.

5.1.2 Charakteristische Merkmale des Kernschadens

Den Kernschadenzuständen werden zur weiteren Analyse in der PSA der Stufe 2 charakteristische Merkmale zugeordnet. Diese sind für den Kernschadenzustand zum Ereignisablauf ET49-23 wie folgt:

- Zeitspanne vom auslösenden Ereignis bis zum Kernschadenzustand (Z): Das Merkmal für die Zeitspanne (entweder $k < 2h$, $m = 2h - 10 h$ oder $l = > 10 h$) wird mit m angegeben.
- Zustand der Reaktorabschaltung (R): Die Reaktorabschaltung ist erfolgreich.
- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes innerhalb des SHB (Merkmal K): Der Reaktorkühlkreislauf ist nicht intakt, da ein kleines Leck vorliegt.
- Zustand der Sicherheits- und Entlastungsventile (S): Die Sicherheits- und Entlastungssysteme waren/sind in der Funktion „Druckbegrenzung“ erfolgreich.
- Druckniveau im Reaktorkühlkreislauf (Merkmal P): Der Druck im Reaktorkühlkreislauf ist höher als der Einspeisedruck für Niederdruck-Systeme aber niedriger als der maximale Einspeisedruck von Hochdruck-Systemen.
- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes außerhalb des SB (A): Der Durchdringungsabschluss ist intakt, so dass es zu keinem Folgebruch im Reaktorgebäude bzw. im Maschinenhaus kommt.
- Zustand der HD-Einspeisesysteme (H): Das Einspeisesystem TJ ist ausgefallen, das Nachspeisesystem TM auslegungsgemäß nicht verfügbar (wird bei SHB-Druck > 0.25 bar abgeschaltet).

- Langfristige Funktionsfähigkeit der Niederdruck-Systeme (Merkmal N): Im weiteren Unfallablauf sind die Niederdrucksysteme verfügbar, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf durch Unfallphänomene unter den maximalen Einspeisedruck sinkt.
- Dichtigkeit des Druckabbausystems innerhalb des SB (D): Das Druckabbausystem ist intakt.
- Temperatur des Kondensationskammer-Wassers (W): Die Temperatur des Kondensationskammer-Wassers ist niedriger als die höchste zulässige Temperatur zur Förderung mit den Niederdruck-Einspeisesystemen TK, TH, TF.
- Gefilterte SHB-Druckentlastung (Venting) in Funktion oder verfügbar (Merkmal V): Mit einer Wahrscheinlichkeit von $p_V=0.5649$ ist die SHB-Druckentlastung funktionsfähig, wird aber nicht angefordert bis zum Eintritt des Kernschadens. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $1-p_V$ ist die SHB-Druckentlastung nicht verfügbar.
- Funktion der betrieblichen Bespeisung mit dem Steuerstabspülwasser (RS) und dem Dichtungssperwasser (TE) (Merkmal B): Mit einer Wahrscheinlichkeit von $p_B=7.9186E-4$ ist die betrieblichen Bespeisung ausgefallen. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $1-p_B$ ist die betriebliche Bespeisung in Funktion.

5.1.3 Unsicherheitsanalyse

Für die Unsicherheitsanalyse wurden insgesamt 5000 Wertekombinationen für die 4703 unsicheren Parameter der Stufe 1 berücksichtigt.

Für die Häufigkeit des Ereignisablaufs ET49-23 (Kernschadenshäufigkeit ET49-23) wurden ein Mittelwert von $2.50E-09/a$ und eine Standardabweichung von $9.75E-09$ berechnet (aus insgesamt 5000 Werten). Die Standardabweichung des Mittelwerts beträgt $1.38E-10$ (= 5.5 %). Das Maximum liegt bei $4.95E-09$.

Die Schätzwerte für die 5%-, 50%- und 95%-Quantile lauten wie folgt:

- 5%-Quantil: $3.71E-11/a$
- 50%-Quantil: $4.88E-10/a$
- 95%-Quantil: $9.03E-09/a$

5.1.4 Importanzanalyse

Die Importanzen von Ereignissen (z. B. auslösende Ereignisse, Basisereignisse) für das Schadensrisiko können für jede mögliche Wertekombination der unsicheren Parameter unterschiedlich sein. D. h. die Ergebnisse der Importanzanalyse sind i. A. genau wie die Schadenshäufigkeiten mit einer Unsicherheit behaftet. Generell wird die Importanzanalyse mit den Nominalwerten der unsicheren Parameter durchgeführt.

Die mit STREUSL berechneten Importanzmaße (Fraktioneller Beitrag, Fussel-Vesely) beziehen sich nicht auf jede einzelne Wertekombination von unsicheren Parametern, sondern sie basieren auf den arithmetischen Mittelwerten, die aus jeweils 5000 Werten (= Umfang der Monte Carlo Simulation) für die einzelnen Größen zur Berechnung der Importanzmaße ermittelt wurden. Z. B. wird für den Fraktionellen Beitrag das Verhältnis aus mittlerer Eintrittshäufigkeit einer bestimmten Minimalschnittmenge und der mittleren Kernschadenshäufigkeit errechnet. Für das Fussel-Vesely Importanzmaß wird das Verhältnis aus der mittleren Eintrittshäufigkeit aller Minimalschnittmengen, bei denen ein bestimmtes Ereignis vorkommt, und der mittleren Eintrittshäufigkeit eines Kernschadens berechnet. Es ist zu beachten, dass die so berechneten Importanzmaße i. A. nicht mit den mittleren Importanzen übereinstimmen.

In Tab. 5-3 sind Ergebnisse aus der Importanzanalyse mit STREUSL aufgeführt. Als Importanzmaß wurde jeweils der fraktionelle Beitrag der Häufigkeiten von Minimalschnittmengen an der gesamten Kernschadenshäufigkeit berechnet. Die Ergebnisse zeigen, dass das mit dem Ereignisablauf ET49-23 verbundene Kernschadensrisiko zu einem hohen Anteil vom Ausfall des TJ-Pump-Turbinen-Aggregates bei Start oder Betrieb und den verschiedenen GVA-Ereignissen bzgl. der Druckentlastungsventile, die zum Ausfall der automatischen Druckentlastung führen, verursacht wird. Die Bedeutung der in Tab. 5-3 aufgeführten Basisereignisse wird in Tab. 5-4 erklärt. Diese Tabelle enthält zusätzlich Angaben zur Unsicherheit der aufgeführten Zuverlässigkeitskenngrößen und der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses.

Tab. 5-3 Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-23 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 25 % an der Kernschadenshäufigkeit

Nr.	Häufigkeit	Frakt. Beitrag In %	Akkum. Beitrag in %	Basisereignis	Basisereignis	Basisereignis	Basisereignis
1	2.06D-10	8.26	8.26	0TJ01D101S	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	K3S	
2	9.73D-11	3.89	12.16	0TJ01D101R1	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	K3S	
3	7.24D-11	2.90	15.05	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	TJ-HYDR	K3S	
4	6.29D-11	2.52	17.57	0TJ02S105O	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	K3S	
5	6.29D-11	2.52	20.09	0TJ02S104O	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	K3S	
6	3.21D-11	1.28	21.37	0TJ02S120A	CMA1U2U3U4 U5U6U7U8	K3S	
7	2.86D-11	1.15	22.52	0TJ11S106O	0TJ21S106O	CMA1U2U3U 4U5U6U7U8	K3S
8	2.66D-11	1.06	23.58	0TJ01D101S	CMA2U3U4U5 U6U7	K3S	
9	2.66D-11	1.06	24.65	0TJ01D101S	CMA1U3U4U5 U6U7	K3S	
10	2.66D-11	1.06	25.71	0TJ01D101S	CMA1U2U3U4 U5U6	K3S	

Tab. 5-4 Beschreibung der Basisereignisse in **Tab. 5-3** sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten

Basisereignis	Bezeichnung	Rate [λ/h] Häufigk. [a] Prob.	k-Faktor	Verteilung	Koppl. - kennzahl	Modell	Testintervall [h]
K3S	Kleines Leck	9.20E-04	4.55	Lognormal	10	Frequenz	
0TJ01D101S	Einspeisepumpe Startversagen	3.75E-05	3.00	Lognormal	1403	Ausfallrate, Getestet	672
0TJ01D101R1	Einspeisepumpe Betriebsversagen (3h)	2.65E-03	9.90	Lognormal	1404	Ausfallrate, Einsatzzeit	3
0TJ02S104O	FD-Schnellschluss-Ventil öffnet nicht	1.28E-05	4.31	Lognormal	1071	Ausfallrate, Getestet	672
0TJ02S105O	FD-Schnellschluss-Ventil öffnet nicht	1.28E-05	4.31	Lognormal	1071	Ausfallrate, Getestet	672
0TJ11S106O	Rückschlagklappe in Einspeiseleitung 1 öffnet	4.40E-06	9.91	Lognormal	1045	Ausfallrate, Getestet	672

Basisereignis	Bezeichnung	Rate [λ/h] Häufigk. [a] Prob.	k-Faktor	Verteilung	Koppl. - kennzahl	Modell	Test- intervall [h]
0TJ21S106O	Rückschlagklappe in Einspeiseleitung 2 öffnet	4.40E-06	9.91	Lognormal	1045	Ausfallrate, Getestet	672
TJ-HYDR	Ausfall Hydraulik TJ	1,00E-05	10,00	Lognormal	2018	Ausfallrate, Getestet	672
CMA1U2U3U 4U5U6U7U8	GVA S/E-Ventile HV 1/2/3/4/5/6/7/8 (8v8 Hauptventile öffnen nicht)	1.90E-05	63.08	Lognormal	5109	Wahrsch.	-
CMA2U3U4U 5U6U7	GVA S/E-Ventile HV 2/3/4/5/6/7 (bestimmte Kombination aus 6v8 Hauptventilen öffnet nicht)	2.02E-06	13.21	Lognormal	5109	Wahrsch.	-
CMA1U3U4U 5U6U7	GVA S/E-Ventile HV 1/3/4/5/6/7 (bestimmte Kombination aus 6v8 Hauptventilen öffnet nicht)	2.02E-06	13.21	Lognormal	5109	Wahrsch.	-
CMA1U2U3U 4U5U6	GVA S/E-Ventile HV 1/2/3/4/5/6 (bestimmte Kombination aus 6v8 Hauptventilen öffnet nicht)	2.02E-06	13.21	Lognormal	5109	Wahrsch.	-
CMRAMV1- 3,5-9,11-13	GVA Vorsteuerventile 1-3,5-9,11-13 (bestimmte Kombination aus 11v18 Magnet-Vorsteuerventilen öffnet nicht)	8.48E-05	12.00	Lognormal	5105	Wahrsch.	-
CMRAMV1- 3,5-9,11-20	GVA Vorsteuerventile 1-3,5-9,11-20 (18v18 Magnet-Vorsteuerventile öffnen nicht)	6.42E-05	63.31	Lognormal	5105	Wahrsch.	-

Wie aus Tab. 5-4 zu erkennen ist, haben die GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ausfallkombinationen (8 von 8, 6 von 8) der S+E-Ventile bzw. deren Vorsteuerventile eine gemeinsame Kopplungs-Kennzahl (d. h. vollständig abhängiger Kenntnisstand). Für die aufgelisteten Basisereignisse sind das die Kopplungs-Kennzahlen 5105 (Vorsteuerventile) und 5109 (Hauptventile). Auffällig ist der extrem

hohe Unsicherheitsfaktor von ca. 63 für die GVA-Wahrscheinlichkeiten „8v8 S+E-Ventile öffnen nicht“ (Kopplungs-Kennzahl 5109) und „Vorsteuerventile 1-3,5-9,11-20 öffnen nicht“ (Kopplungs-Kennzahl 5105).

Nachfolgende Tab. 5-5 zeigt die Importanzmaße (Fussell-Vesely, $\geq 5\%$) für das auslösende Ereignis und die Basisereignisse. Da das auslösende Ereignis K3S an allen Minimalschnittmengen zur Beschreibung des Ereignisablaufs ET49-23 beteiligt ist, beträgt das diesbezügliche Fussell-Vesely-Importanzmaß logischerweise 100%. Die Importanzmaße zeigen, dass sowohl unabhängige Ausfälle als auch GVA-Ausfälle eine relativ hohe Importanz für das Kernschadensrisiko haben.

Tab. 5-5 Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-23

Basisereignis	Bezeichnung	Importanz (%)
K3S	Kleines Leck	100%
0TJ01D101S	Einspeisepumpe Startversagen	33.5796 %
CMA1U2U3U4U5U6U7U8	GVA S/E- Hauptventile 1/2/3/4/5/6/7/8 (8v8 Hauptventile öffnen nicht)	24.1269 %
0TJ01D101R1	Einspeisepumpe Betriebsversagen (3h)	17.0895 %
0TJ02S104O	FD-Schnellschluss- Ventil öffnet nicht	10.3219 %
0TJ02S105O	FD-Schnellschluss- Ventil öffnet nicht	10.3219 %
TJ-HYDR	Ausfall Hydraulik TJ	10.1900 %
CMRAMV1-3,5-9,11-13	GVA S+E- Vorsteuerventile 1-3,5-9,11-13 (bestimmte Kombination aus 11v18 Magnet-Vorsteuerventilen öffnet nicht)	9.6687 %
CMRAMV1-3,5-9,11-20	GVA S+E- Vorsteuerventile 1-3,5-9,11-20 (18v18 Magnet-Vorsteuerventile öffnen nicht)	7.9920 %
0TJ02S120A	Ausfall TJ-Regelventil	6.9810 %
2RA21S213O	Diversit. S+E- Vorsteuerventil öffnet nicht	6.2805 %
3RA31S223O	Diversit. S+E- Vorsteuerventil öffnet nicht	5.8102 %
0TJ11S106O	Rückschlagklappe in Einspeiseleitung 1 öffnet nicht	4.6077 %
0TJ21S106O	Rückschlagklappe in Einspeiseleitung 2 öffnet nicht	4.6077 %

5.1.5 Sensitivitätsanalyse

Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Kernschadenshäufigkeit zum Ereignisablauf ET49-23 werden nicht alle 4703 unsicheren Eingangsgrößen aus der gesamten PSA der Stufe 1 betrachtet sondern nur diejenigen, die auch tatsächlich zu dieser Kernschadenshäufigkeit beitragen. Das sind insgesamt 199 Größen. Zusätzlich werden aus den Gruppen von unsicheren Größen, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, jeweils nur ein „Vertreter“ ausgewählt. Der „Vertreter“ repräsentiert dann die eigentliche

Unsicherheitsquelle, von der alle anderen Größen mit gleicher Kopplungs-Kennzahl vollständig abhängen. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen aus der Stufe 1 weiter auf insgesamt 26 (vgl. Tab. 5-6).

Tab. 5-6 Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-23

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Größe
1	10	Kleines Leck	Eintrittshäufigkeit
2	1009	Motorschieber in Einspeiseleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
3	1025	S+E-Vorsteuerventil öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
4	1030	S+E-Hauptventil öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
5	1039	Rückschlagklappe Ölleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
6	1044	Ausfall TJ-Regelventil	Ausfallrate/Testintervall
7	1045	Rückschlagklappe in Einspeiseleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
8	1054	TJ-Ölpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
9	1071	FD-Schnellschluss- Ventil öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
10	1102	Diversitäres S+E- Vorsteuerventil öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
11	1403	Einspeisepumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
12	1404	Einspeisepumpe Betriebsversagen (3h)	Ausfallrate/Testintervall
13	1411	Ausfall Regelventil Abdampfleitung TJ	Ausfallrate/Testintervall
14	2005	Ausfall der 2 von 3 Geamatic Baugruppe	Ausfallrate/Testintervall
15	2006	ODER-Glied XPO74 ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
16	2018	Ausfall Hydraulik TJ	Ausfallrate/Testintervall
17	4000	Umschaltautomatik 0,4-KV ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
18	4001	Umschaltautomatik 1ER21 ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
19	4005	Sammelschiene ausgefallen	Ausfallrate/ selbstmeldend
20	4006	Nichtverfügbarkeit der Batterie wegen Überschreitung der Entladezeit	Wahrscheinlichkeit
21	4007	Niederspannungs- Trafo. ausgefallen	Ausfallrate/ selbstmeldend
22	4008	Wechselrichter ausgefallen	Ausfallrate/ selbstmeldend
23	5101	GVA 2v2 diversitäre Vorsteuerventile öffnen nicht	Wahrscheinlichkeit
24	5105	GVA-Kombination von S+E-Vorsteuerventilen öffnet nicht	Wahrscheinlichkeit
25	5109	GVA-Kombination von S+E-Hauptventilen öffnet nicht	Wahrscheinlichkeit
26	5998	GVA Stellungsgeber fehlerhaftes Öffnen oder Schließen	Wahrscheinlichkeit

Die Nichtverfügbarkeit der Batterieversorgung bei Überschreiten der zulässigen Entladezeit (Größe Nr. 20) ist konstant auf 1 gesetzt und damit nicht für die Sensitivitätsanalyse relevant. Sie kann also ebenfalls ausgeschlossen werden.

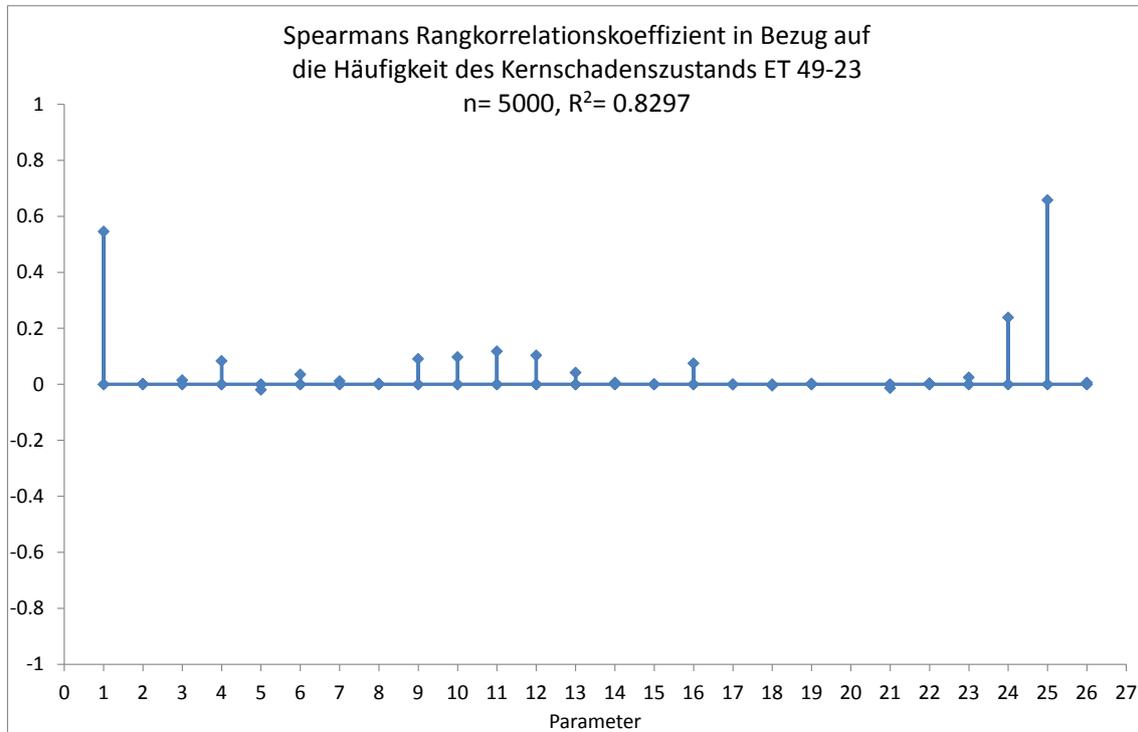


Abb. 5-1 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenszustandes ET 49-23

Die Sensitivitätsanalyse zeigte zunächst, dass korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet auf die Originaldaten wenig aussagekräftig sind, weil sich der Zusammenhang zwischen Kernschadenshäufigkeit ET49-23 und den unsicheren Eingangsgrößen nur schlecht durch ein lineares Modell in den Eingangsgrößen approximieren lässt. Der hierzu berechnete Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt nur bei 0.42. Anders sieht es aus bei den korrelations- und regressionsbasierten Sensitivitätsmaßen angewendet auf die rangtransformierten Daten. R^2 beträgt hier 0.83. Damit erklärt das den Maßen zugrundeliegende lineare Modell (angewendet auf die rangtransformierten Daten) 83 % der Variabilität der Schadenshäufigkeit. Abb. 5-1 und Abb. 5-2 zeigen die Unsicherheitsimportanz der berücksichtigten Größen ausgedrückt durch den Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman und den Standardisierten Regressionskoeffizienten.

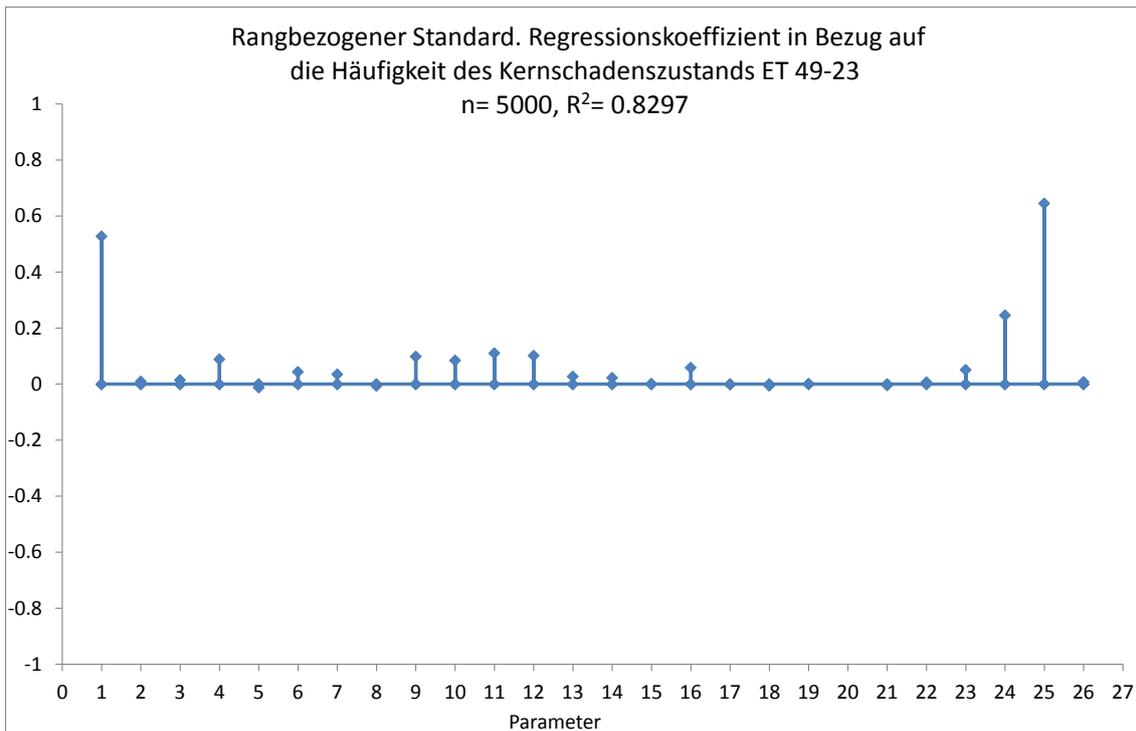


Abb. 5-2 Rangbezogener Standard. Regressionskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23

Wie aus Abb. 5-1 und Abb. 5-2 hervorgeht, resultieren die größten Unsicherheitsbeiträge bzgl. der Häufigkeit des Kernschadens ET49-23 von den Unsicherheiten bzgl. der Eingangsgrößen mit den Indizes 25, 1 und 24. Dies wird auch vom varianzbasierten Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Ränge bestätigt (vgl. Abb. 5-3).

Die unsichere Eingangsgröße Nr. 1 ist die Häufigkeit für das auslösende Ereignis „kleines Leck“ (K3S). Der Nominalwert (Erwartungswert) der Häufigkeit beträgt $9.20E-04/a$. Die Unsicherheit wird durch eine Lognormal-Verteilung mit einem Verteilungsfaktor (k-Faktor) von 4.55 angegeben. Das auslösende Ereignis ist in jeder Minimalschnittmenge, die zum Kernschaden führt, einmal enthalten. Damit trägt die Unsicherheit über die Häufigkeit für das auslösende Ereignis bedeutend zur Ergebnisunsicherheit bei.

Die Eingangsgrößen mit den Indizes 24 und 25 beziehen sich auf die Kopplungsgruppen 5105 und 5109. Diese fassen die (nur ungenau unbekannt) Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Kombinationen von GVA der S+E-Vorsteuerventile bzw. der S+E-Hauptventile zusammen. Der Kenntnisstand zu den Wahrscheinlichkeiten einer Kopplungsgruppe ist vollständig abhängig. Die beiden Gruppen beinhalten jeweils eine relativ große Anzahl von GVA-Wahrscheinlichkeiten (24 bei Gruppe 5105 und 72 bei

Gruppe 5109), die in zahlreichen Minimalschnittmengen vorkommen. Außerdem sind die Unsicherheiten bzgl. der Wahrscheinlichkeiten z. T. relativ hoch (Bsp. aus Gruppe 5105: Mittelwert = $6.42E-05$, Verteilungsfaktor = 63.31; Bsp. aus Gruppe 5109: Mittelwert = $1.90E-05$, Verteilungsfaktor = 63.08).

Die bei der Importanzanalyse wichtigen Beiträge der Nichtverfügbarkeit der TJ-Pumpe (startet nicht 33,6 % bzw. Betriebsversagen 17,1 %) fallen bei der Sensitivitätsanalyse mit den Indizes 11 (startet nicht) und 12 (Betriebsversagen) deutlich geringer aus.

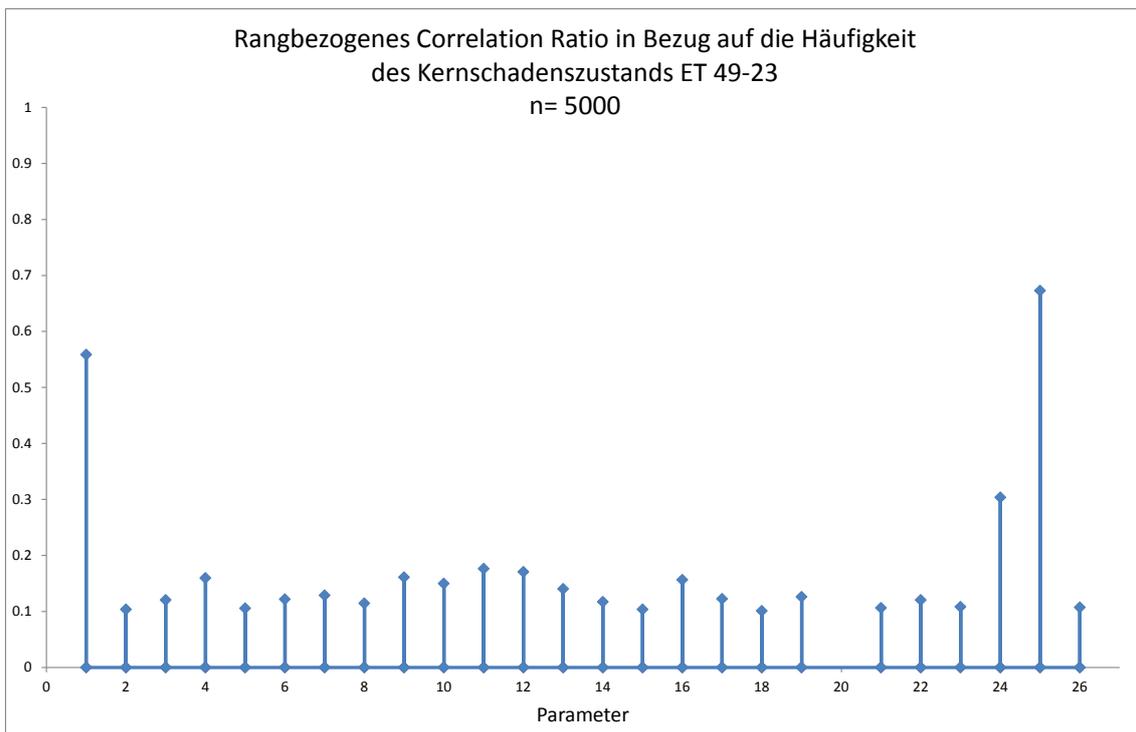


Abb. 5-3 Rangbezogenes „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23

Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Originaldaten (und nicht auf die Ränge) deutet ebenfalls auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen Nr. 1, Nr. 24 und Nr. 25 hin (vgl. Abb. 5-4). Allerdings fällt sie bei den Größen mit den Indizes 1 und 24 etwas geringer aus im Vergleich zu den Sensitivitätsmaßen bzgl. der rangtransformierten Daten. Das deutet auf mögliche Effekte von Ausreißern in den Daten hin.

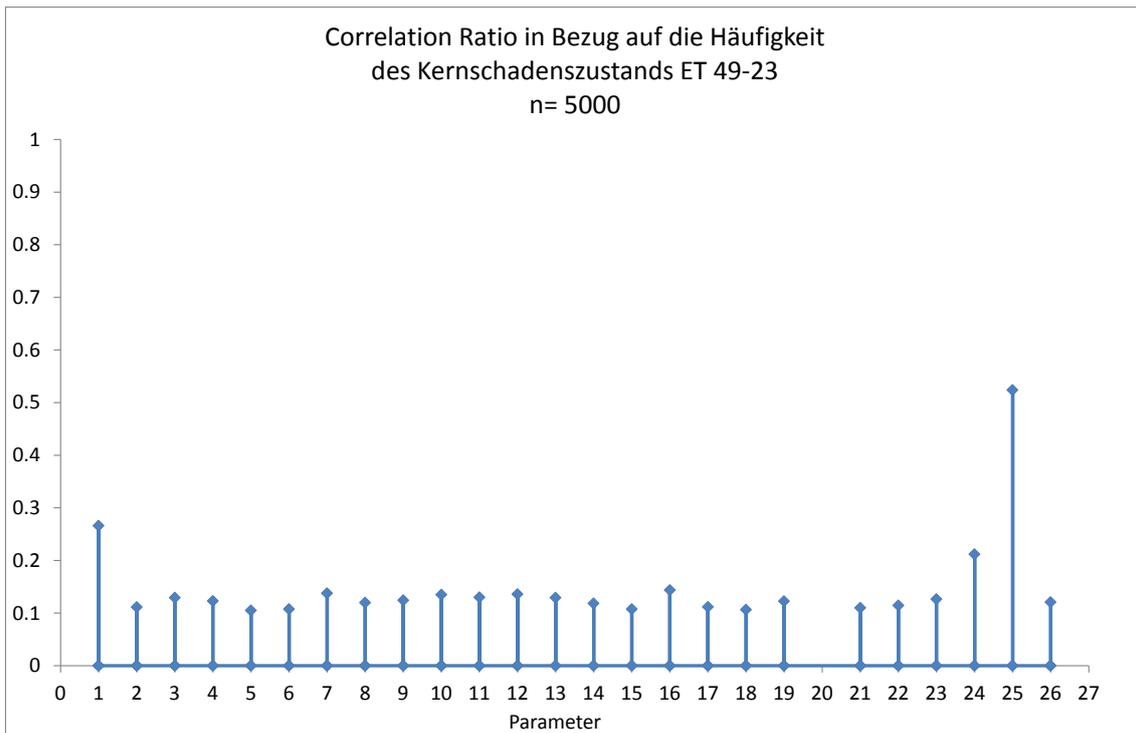


Abb. 5-4 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenszustandes ET 49-23

5.2 PSA Stufe 1: Analyse von mehreren Ereignisabläufen mit demselben Kernschaden aufgrund gemeinsamer Merkmale

Weiter oben wurde ausgeführt, dass Ereignisabläufe mit Kernschaden, die die gleichen Merkmale aufweisen, für die Unfallablaufanalyse der Stufe 2 in einer Gruppe zusammengefasst werden. Ein Beispiel für zwei Ereignisabläufe, die zusammengefasst wurden, sind die Sequenzen „ET49-02“ und „ET49-08“. Für die Kernschadenshäufigkeiten der einzelnen Sequenzen wurden zunächst separate Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen sowie Importanzanalysen durchgeführt. Zusätzlich wurde eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Summe der beiden Kernschadenshäufigkeiten durchgeführt.

5.2.1 Beschreibung

Die beiden Sequenzen „ET49-02“ und „ET49-08“ gehen ebenfalls vom kleinen Leck (K3) als auslösendes Ereignis aus wie die oben als Beispiel untersuchte Sequenz ET49-23.

Bei der Sequenz ET49-02 funktionieren nach Ereigniseintritt zunächst alle angeforderten Systemfunktionen (RESA, Druckbegrenzung, Druckentlastung, Niederdruckeinspeisung mit dem Kernflutssystem TK, DDA der Frischdampfleitungen). Zum Kernschaden führt letztlich der Ausfall der Sumpfrückförderung aus dem Sicherheitsbehälter in die Kondensationskammer (Koka), die bei einem Sumpfwasserstand von 0.8 m angeregt wird. Dadurch nimmt die Wasservorlage in der Koka immer weiter ab bis nach Unterschreiten der Ansaugstutzen der Niederdruckeinspeisung in der Koka diese ausfällt und der RDB in der Folge ausdampft.

Bei der Sequenz ET49-08 besteht der Unterschied zu obiger Sequenz darin, dass das Niederdruck-Kernflutssystem TK bei Anforderung ausfällt, und die Niederdruckeinspeisung mit einem der 4 Nachkühlstränge TH durchgeführt wird. Dadurch verändern sich die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen für die Wärmeabfuhr aus der Koka mit TH und die Sumpfrückförderung mit TH von 1v4 auf 1v3. Dies hat lediglich Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit nicht aber auf die Kernschadensmerkmale.

5.2.2 Charakteristische Merkmale des Kernschadens

Nachfolgend werden die charakteristischen Merkmale der beiden Kernschadenzustände beschrieben. Aufgrund der gemeinsamen Merkmale werden sie in der PSA der Stufe 2 als eine bestimmte Gruppe von Kernschäden berücksichtigt.

- Zeitspanne vom auslösenden Ereignis bis zum Kernschadenzustand (Z): Das Merkmal für die Zeitspanne (entweder $k < 2$, $m = 2 \text{ h} - 10 \text{ h}$ oder $l = > 10 \text{ h}$) wird mit m angegeben.
- Zustand der Reaktorabschaltung (R): Die Reaktorabschaltung ist erfolgreich.
- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes innerhalb des SHB (Merkmal K): Der Reaktorkühlkreislauf ist nicht intakt, da ein kleines Leck vorliegt.
- Zustand der Sicherheits- und Entlastungsventile (S): Die Sicherheits- und Entlastungssysteme waren/sind in der Funktion „Druckentlastung“ erfolgreich.
- Druckniveau im Reaktorkühlkreislauf (Merkmal P): Der Druck im Reaktorkühlkreislauf ist niedriger als der Einspeisedruck für Niederdruck-Systeme

- Dichtigkeit des Reaktorkühlkreislaufes außerhalb des SB (A): Der Durchdringungsabschluss ist intakt, so dass es zu keinem Folgebruch im Reaktorgebäude bzw. im Maschinenhaus kommt.
- Zustand der HD-Einspeisesysteme (H): Durch die durchgeführte Druckentlastung wird das Einspeisesystem TJ auslegungsgemäß bei 10 bar RDB-Druck abgeschaltet und wird für den Kernschadenzustand als ausgefallen betrachtet. Das Nachspeisesystem TM auslegungsgemäß nicht verfügbar (wird bei SHB-Druck > 0.25 bar abgeschaltet).
- Langfristige Funktionsfähigkeit der Niederdruck-Systeme (Merkmal N): Im weiteren Unfallablauf sind die Niederdrucksysteme nicht verfügbar, da die Koka durch Ausfall der Sumpfrückförderung weitgehend entleert ist.
- Dichtigkeit des Druckabbausystems innerhalb des SB (D): Das Druckabbausystem ist intakt.
- Temperatur des Kondensationskammer-Wassers (W): Die Temperatur des Kondensationskammer-Wassers ist niedriger als die höchste zulässige Temperatur zur Förderung mit den Niederdruck-Einspeisesystemen TK, TH, TF.
- Gefilterte SHB-Druckentlastung (Venting) in Funktion oder verfügbar (Merkmal V): Mit einer Wahrscheinlichkeit von $p_V=0.5649$ ist die SHB-Druckentlastung funktionsfähig, wird aber nicht angefordert bis zum Eintritt des Kernschadens. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $1-p_V$ ist die SHB-Druckentlastung nicht verfügbar.
- Funktion der betrieblichen Bespeisung mit dem Steuerstabspülwasser (RS) und dem Dichtungssperwasser (TE) (Merkmal B): Mit einer Wahrscheinlichkeit von $p_B=7.9186E-4$ ist die betrieblichen Bespeisung ausgefallen. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $1-p_B$ ist die betriebliche Bespeisung in Funktion.

5.2.3 Unsicherheitsanalyse pro Ereignisablauf

Für die Unsicherheitsanalyse wurden insgesamt 5000 Wertekombinationen der beteiligten unsicheren Parameter berücksichtigt. Die Kernschadenshäufigkeiten der beiden Sequenzen wurden für jede der 5000 Wertekombinationen berechnet. Sie beziehen sich auf den Betrachtungszeitraum von 17472 h.

- **ET49-02:**

Für die Häufigkeit des Ereignisablaufs ET49-02 (Kernschadenshäufigkeit ET49-02) wurde ein Mittelwert von $9.43E-08/a$ und eine Standardabweichung von $1.56E-07$ berechnet. Die Standardabweichung des Mittelwerts beträgt $2.21E-09$ (= 2.3 % vom Mittelwert). Das Maximum liegt bei $9.46E-08$.

Die Schätzwerte für die 5%-, 50%- und 95%-Quantile lauten:

- 5%-Quantil: $7.13E-09/a$
- 50%-Quantil: $4.69E-08/a$
- 95%-Quantil: $3.30E-07/a$

- **ET49-08:**

Für die Häufigkeit des Ereignisablaufs ET49-08 (Kernschadenshäufigkeit ET49-08) resultierte ein Mittelwert von $2.10E-08/a$ und eine Standardabweichung von $4.39E-08$. Die Standardabweichung des Mittelwerts beträgt $6.20E-10$ (= 3 % vom Mittelwert). Das Maximum liegt bei $2.34E-08$.

Die Schätzwerte für die 5%-, 50%- und 95%-Quantile lauten:

- 5%-Quantil: $1.17E-09/a$
- 50%-Quantil: $8.93E-09/a$
- 95%-Quantil: $7.98E-08/a$

5.2.4 Importanzanalyse pro Ereignisablauf

Die Risikoimportanz kann für jede mögliche Wertekombination der unsicheren Parameter unterschiedlich sein. D. h. die Ergebnisse der Importanzanalyse sind i. A. genau wie die Schadenshäufigkeiten mit einer Unsicherheit behaftet. Generell wird die Importanzanalyse mit den Nominalwerten der unsicheren Parameter durchgeführt. Die mit STREUSL berechneten Importanzmaße beziehen sich nicht auf jede einzelne Wertekombination von unsicheren Parametern, sondern sie basieren auf den arithmetischen Mittelwerten, die aus jeweils 5000 Werten (= Umfang der Monte Carlo Simulation) für die einzelnen Größen zur Berechnung der Importanzmaße ermittelt wurden (s. o.).

- **ET49-02**

Das Ergebnis der Importanzanalyse in Bezug auf die einzelnen Mittelwerte zeigt, dass der Kernschaden zu einem hohen Anteil vom Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme TH bzw. der Nachkühlkette VK und VF bestimmt wird. Da diese Systeme 4-strängig vorhanden sind, tragen die übergreifenden GVA dominierend zum Ergebnis bei.

Die nachfolgende Tab. 5-7 zeigt die ersten 10 Minimalschnittmengen mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 98 % an der Kernschadenshäufigkeit. Als Importanzmaß wurde jeweils der fraktionelle Beitrag der Häufigkeiten von Minimalschnittmengen an der gesamten Kernschadenshäufigkeit berechnet. Die Bedeutung der in der Tabelle aufgeführten Basisereignisse wird in Tab. 5-8 erklärt. Diese Tabelle enthält zusätzlich Angaben zur Unsicherheit der aufgeführten Zuverlässigkeitskenngrößen und der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses.

Tab. 5-7 Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-02 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 98 % an der Kernschadenshäufigkeit

Nr.	Häufigkeit	Frakt. Beitrag in %	Akkum. Beitrag in %	Basisereignis	Basisereignis	Basisereignis
1	1.81D-08	19.24	19.24	CMVF#3B102KWA1234	K3S	
2	1.81D-08	19.24	38.48	CMTH#5B101KWA1234	K3S	
3	1.30D-08	13.83	52.31	CMVK1/2/3/4	K3S	
4	1.30D-08	13.83	66.13	CMTH1/2/3/4	K3S	
5	1.30D-08	13.83	79.96	CMVF1/2/3/4	K3S	
6	6.48D-09	6.87	86.83	CMVF1/2/3/4R	K3S	
7	5.31D-09	5.63	92.47	CMTH1/2/3/4R	K3S	
8	5.31D-09	5.63	98.10	CMVK1/2/3/4R	K3S	
9	1.02D-11	0.01	98.11	1TH13S102C	CMTH2/3/4	K3S
10	1.02D-11	0.01	98.12	1TH13S102C	CMVK2/3/4	K3S

Tab. 5-8 Beschreibung der Basisereignisse aus **Tab. 5-7** sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten

Basisereignis	Bezeichnung	Rate [λ/h] Häufigk. [a] Prob.	k-Faktor	Verteilung	Koppl.-kennzahl	Modell	Testintervall [h]
K3S	Kleines Leck	9.20E-04	4.55	Lognormal	10	Frequenz	
CMVF#3B102 KWA1234	GVA Zwischenkühler 1/2/3/4	2.02E-05	5.55	Lognormal	5325	Wahrsch.	-
CMTH#5B101 KWA1234	GVA Nachwärmekühler 1/2/3/4	2.02E-05	5.55	Lognormal	5325	Wahrsch.	-
CMVK1/2/3/4	GVA VK11/21/31/41 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVK2/3/4	GVA VK21/31/41 D101 starten nicht	6.58E-06	4.38	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVK1/2/3/4R	GVA VK11/21/31/41 D101 Betriebsversagen in 24 h	2.57E-07	6.91	Lognormal	5119	Ausfallrate, Missionszeit	24
CMTH1/2/3/4	GVA TH15/25/35/45 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMTH2/3/4	GVA TH25/35/45 D101 starten nicht	6.58E-06	4.38	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMTH1/2/3/4R	GVA TH15/25/35/45 D101 Betriebsversagen in 24 h	2.57E-07	6.91	Lognormal	5119	Ausfallrate, Missionszeit	24
CMVF1/2/3/4	GVA VF13/23/33/43 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVF1/2/3/4R	GVA VF13/23/33/43 D101 Betriebsversagen in 24 h	3.02E-07	6.07	Lognormal	5117	Ausfallrate, Missionszeit	24
1TH13S102C	Motorschieber Koka- Saugleitung schließt nicht	4.96E-06	3.18	Lognormal	1018	Ausfallrate, getestet.	672

Nachfolgende Tab. 5-9 zeigt die Importanzmaße (Fussell-Vesely, $\geq 5\%$) für das auslösende Ereignis und die Basisereignisse.

Tab. 5-9 Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-02

Basisereignis	Bezeichnung	Importanz (%)
K3S	Kleines Leck	100 %
CMTH#5B101KWA1234	GVA 4v4 Nachwärmekühler keine Wärmeabfuhr	19.2417 %
CMVF#3B102KWA1234	GVA 4v4 Zwischenkühler keine Wärmeabfuhr	19.2417 %
CMTH1/2/3/4	GVA 4v4 Nachkühlpumpen starten nicht	13.8250 %
CMVF1/2/3/4	GVA 4v4 Nebenkühlwasserpumpen starten nicht	13.8250 %
CMVK1/2/3/4	GVA 4v4 Zwischenkühlwasserpumpen starten nicht	13.8250 %
CMVF1/2/3/4R	GVA 4v4 Nebenkühlwasserpumpen Betriebsversagen in 24 h	6.8732 %
CMTH1/2/3/4R	GVA 4v4 Nachkühlpumpen Betriebsversagen in 24 h	5.6346 %
CMVK1/2/3/4R	GVA 4v4 Zwischenkühlwasserpumpen Betriebsversagen in 24 h	5.6346 %

Die GVA-Ereignisse für den Ausfall der Nachwärmekühler bzw. Zwischenkühler, die zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr führen, haben eine Importanz von jeweils ca. 19 %. Die GVA-Ereignisse für das Startversagen aller 4 Stränge des Nachkühlsystems TH bzw. der Nachkühlkette (Zwischenkühlwasser VK bzw. Nebenkühlwasser VF) führen entweder zum Ausfall der Sumpfrückförderung oder zum Ausfall der Wärmeabfuhr und haben eine Importanz von jeweils ca. 14 %. Die GVA-Ereignisse für das Betriebsversagen innerhalb von 24 h dieser Komponenten haben eine Importanz von ca. 7 % (VF) bzw. ca. 6 % (TH, VK).

Der Kenntnisstand zu den GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ausfallkombinationen des Startversagens der Nachkühlkette ist vollständig abhängig bzw. gekoppelt (insgesamt 36 GVA-Ereignisse mit der Kopplungs-Kennzahl 5115, vgl. Tab. 5-13). Die Fussell-Vesely-Importanz der Gruppe von GVA-Ereignissen mit der Kopplungs-Kennzahl 5115 beträgt 42.5 %.

Der Kenntnisstand zu den GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ausfallkombinationen der Wärmetauscher (Nachwärmekühler bzw. Zwischenkühler) ist ebenfalls vollständig abhängig (insgesamt 22 GVA-Ereignisse mit der Kopplungs-Kennzahl 5325, vgl. Tab. 5-13). Die Gruppe von GVA-Ereignissen hat eine Fussell-Vesely-Importanz von ca. 39 %.

Vollständig abhängiger Kenntnisstand ist auch bei den GVA-Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ausfallkombinationen des Betriebsversagens der Nachkühl-, Zwischenkühlwasser- bzw. Nebenkühlwasserpumpen vorhanden (insgesamt 22 GVA-Ereignisse mit der Kopplungs-Kennzahl 5119 für TH, VK und 11 GVA-Ereignisse mit

der Kopplungs-Kennzahl 5117 für VF, vgl. Tab. 5-13). Die Gruppe von GVA-Ereignissen hat eine Fussel-Vesely-Importanz von 11.5% (5119) bzw. 7 % (5117).

- **ET49-08**

Das Ergebnis der Importanzanalyse mit STREUSL zeigt, dass der Eintritt des Kernschadens zu einem hohen Anteil vom Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme TH bzw. der Nachkühlkette VK und VF bestimmt wird. Da diese Systeme 4-strängig vorhanden sind, tragen die übergreifenden GVA-Wahrscheinlichkeiten dominierend zur Kernschadenshäufigkeit bei.

Die nachfolgende Tab. 5-10 zeigt die ersten 10 Minimalschnittmengen mit einem Beitrag von ca. 60 % am Ergebnis. Die Bedeutung der in der Tabelle aufgeführten Basisereignisse wird in Tab. 5-11 erklärt. Diese Tabelle enthält zusätzlich Angaben zur Unsicherheit der aufgeführten Zuverlässigkeitskenngrößen und der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses.

Tab. 5-10 Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-08 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 60 % an der Kernschadenshäufigkeit

Nr.	Häufigkeit	Frakt. Beitrag in %	Akkum. Beitrag in %	Basisereignis	Basisereignis	Basisereignis
1	2.09D-09	9.99	9.99	CMVF#3B102KWA1234	K3S	3TK02D101R
2	2.09D-09	9.99	19.97	CMTH#5B101KWA1234	K3S	3TK02D101R
3	1.58D-09	7.54	27.51	CMVK1/2/3/4	K3S	3TK02D101R
4	1.58D-09	7.54	35.05	CMTH1/2/3/4	K3S	3TK02D101R
5	1.58D-09	7.54	42.58	CMVF1/2/3/4	K3S	3TK02D101R
6	7.92D-10	3.78	46.36	CMVF1/2/3/4R	K3S	3TK02D101R
7	7.17D-10	3.42	49.78	CMVF2/3/4	K3S	3TK02D101R
8	7.17D-10	3.42	53.20	CMTH2/3/4	K3S	3TK02D101R
9	7.17D-10	3.42	56.62	CMVK2/3/4	K3S	3TK02D101R
10	6.51D-10	3.10	59.72	CMTH1/2/3/4R	K3S	3TK02D101R

Tab. 5-11 Beschreibung der Basisereignisse aus **Tab. 5-10** sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten

Basisereignis	Bezeichnung	Rate [λ/h] Häufigk. [a] Prob.	k-Faktor	Verteilung	Koppl. kennzahl	Modell	Testintervall [h]
K3S	Kleines Leck	9.20E-04	4.55	Lognormal	10	Frequenz	
CMVF#3B102KWA1234	GVA Zwischenkühler 1/2/3/4	2.02E-05	5.55	Lognormal	5325	Wahrsch.	-
CMTH#5B101KWA1234	GVA Nachwärmekühler 1/2/3/4	2.02E-05	5.55	Lognormal	5325	Wahrsch.	-
CMVK1/2/3/4	GVA VK11/21/31/41 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVK2/3/4	GVA VK21/31/41 D101 starten nicht	6.58E-06	4.38	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMTH1/2/3/4	GVA TH15/25/35/45 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMTH2/3/4	GVA TH25/35/45 D101 starten nicht	6.58E-06	4.38	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMTH1/2/3/4R	GVA TH15/25/35/45 D101 Betriebsversagen in 24 h	2.57E-07	6.91	Lognormal	5119	Ausfallrate, Missionszeit	24
CMVF1/2/3/4	GVA VF13/23/33/43 D101 starten nicht	1.49E-05	8.36	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVF2/3/4	GVA VF23/33/43 D101 starten nicht	6.58E-06	4.38	Lognormal	5115	Wahrsch.	-
CMVF1/2/3/4R	GVA VF13/23/33/43 D101 Betriebsversagen in 24 h	3.02E-07	6.07	Lognormal	5117	Ausfallrate, Missionszeit	24
3TK02D101R	Kernsprühpumpe, Betriebsversagen (24 h)	5.81E-03	4.30	Lognormal	1406	Ausfallrate, Missionszeit	24

Nachfolgende Tab. 5-12 zeigt die Importanzmaße (Fussell-Vesely, $\geq 5\%$) für das auslösende Ereignis und die Basisereignisse.

Tab. 5-12 Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-08

Bezeichnung	Basisereignis	Importanz (%)
Kleines Leck	K3S	100 %
Kernsprühpumpe Betriebsversagen (24 h)	3TK02D101R	75.8216 %
GVA 4v4 Nachwärmekühler keine Wärmeabfuhr	CMTH#5B101KWA1234	13.0425 %
GVA 4v4 Zwischenkühler keine Wärmeabfuhr	CMVF#3B102KWA1234	13.0425 %
GVA 4v4 Nachkühlpumpen starten nicht	CMTH1/2/3/4	9.8059 %

Bezeichnung	Basisereignis	Importanz (%)
GVA 4v4 Nebenkühlwasserpumpen starten nicht	CMVF1/2/3/4	9.8059 %
GVA 4v4 Zwischenkühlwasserpumpen starten nicht	CMVK1/2/3/4	9.8059 %
Leckage Wärmetauscher Lüftung	0TL19B601	8.8366 %
Leckage Wärmetauscher Lüftung	0TL19B602	8.8366 %

Die Ergebnisse in Tab. 5-12 zeigen, dass das auslösende Ereignis (logischerweise) eine 100%ige Importanz für den Eintritt des Kernschadens hat, weil es in allen Minimalschnittmengen, die zum Kernschaden führen, vorhanden ist. Das Betriebsversagen der TK-Pumpe innerhalb von 24h (Ausfall des Niederdruckflutens mit TK) hat eine 75%ige Importanz. Der Ausfall der Umluftkühler für die TK-Pumpe (0TL19B601 bzw. 0TL19B602) (führt zum Ausfall der ND-Bespeisung) hat eine Importanz von 9 %. Die GVA für den Ausfall der Nachwärmekühler bzw. Zwischenkühler, die zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr führen, haben eine Importanz von jeweils ca. 13 %. Die GVA für das Startversagen aller 4 Stränge des Nachkühlsystems TH bzw. der Nachkühlkette (Zwischenkühlwasser VK bzw. Nebenkühlwasser VF) führen entweder zum Ausfall der Sumpfrückförderung oder zum Ausfall der Wärmeabfuhr und haben eine Importanz von jeweils ca. 10 %.

Die Wahrscheinlichkeiten der GVA-Ereignisse für die verschiedenen Ausfallkombinationen des Startversagens der Nachkühlkette haben die gemeinsame Kopplungs-Kennzahl 5115 (insgesamt 36 GVA-Ereignisse mit dieser Kopplungs-Kennzahl). Diese Gruppe von GVA-Ereignissen hat eine Fussel-Vesely-Importanz von 43.7 %.

Der Kenntnisstand zu den Wahrscheinlichkeiten der GVA-Ereignisse für die verschiedenen Ausfallkombinationen der Wärmetauscher (Nachwärmekühler bzw. Zwischenkühler) ist ebenfalls gekoppelt (Insgesamt 22 Basisereignisse mit der Kopplungs-Kennzahl 5325). Diese Gruppe von GVA-Ereignissen hat eine Fussel-Vesely Importanz von ca. 31.9 %.

Die Gruppe bzgl. der Umluftkühler (30 Basisereignisse) mit der Kopplungs-Kennzahl 1906 hat eine Importanz von 18.5 %.

Der Kenntnisstand zu den Wahrscheinlichkeiten der GVA-Ereignisse für die verschiedenen Ausfallkombinationen des Betriebsversagens der Nachkühl-, Zwischenkühlwasser- bzw. Nebenkühlwasserpumpen ist gekoppelt (Insgesamt 22 Basisereignisse mit

der Kopplungskennzahl 5119 für TH, VK und 11 Basisereignisse mit der Kopplungskennzahl 5117 für VF). Die Importanz beträgt 11.3 % (5119) bzw. 6.7 % (5117).

5.2.5 Sensitivitätsanalyse pro Ereignisablauf

ET49-02:

Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadens ET49-02 werden insgesamt 226 (von 4703) Eingangsgrößen berücksichtigt. Das sind diejenigen Größen, die auch tatsächlich zur Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit beitragen. Zusätzlich wird aus den Gruppen von unsicheren Größen, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, jeweils nur ein „Vertreter“ ausgewählt, der die eigentliche Unsicherheitsquelle repräsentiert, von der alle anderen Größen mit gleicher Kopplungskennzahl vollständig abhängen. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen weiter auf insgesamt 26 (vgl. Tab. 5-13).

Tab. 5-13 Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-02

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Größe
1	10	Kleines Leck	Eintrittshäufigkeit
2	1007	Motorschieber Sumpfsaugleitung 1 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
3	1008	Motorschieber Koka-Kühlleitung 4 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
4	1017	Rückschlagklappe nach VF-Pumpe öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
5	1018	Motorschieber Koka-Saugleitung 2 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
6	1040	Rückschlagklappe Sumpfsaugleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
7	1052	Nachkühlpumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
8	1066	Zwischenkühlkreis-Pumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
9	1079	Motorschieber Koka-Kühlleitung 2 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
10	1080	Motorschieber Koka-Saugleitung 4 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
11	1081	Motorschieber Koka-Saugleitung 3 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
12	1098	Zwischenkühlkreispumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
13	1128	Nachkühlpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
14	1130	Nebenkühlwasserpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
15	1131	Nebenkühlwasserpumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
16	1906	Leckage Wärmetauscher	Ausfallrate/Testintervall

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Größe
17	2001	Level-Umformer ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
18	2005	Ausfall der 2 von 3 Geamatic Baugruppe	Ausfallrate/Testintervall
19	2008	Trennverstärker ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
20	2010	Grenzwertgeber ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
21	5115	GVA-Kombination Zwischenkühlkreispumpen Startversagen	Wahrscheinlichkeit
22	5117	GVA-Kombination für Betriebsversagen Nebenkühlwasserpumpen	Wahrscheinlichkeit
23	5119	GVA-Kombination für Betriebsversagen Zwischenkühlkreispumpen	Wahrscheinlichkeit
24	5322	GVA Messumformer KOKA-Level	Wahrscheinlichkeit
25	5325	GVA-Kombinationen für Ausfall Nachwärmekühler	Wahrscheinlichkeit
26	5999	GVA Grenzwertgeber im Schrank JQ00	Wahrscheinlichkeit

Abb. 5-5 zeigt die Unsicherheitsimportanzen der 26 Größen auf der Basis des Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman. Die anderen Sensitivitätsmaße auf der Basis des Standardisierten Regressionskoeffizienten angewendet auf Ränge sowie auf der Basis des normalen Korrelationskoeffizienten und des Standardisierten Regressionskoeffizienten angewendet auf die Originaldaten ($R^2=0.71$) sind mit dem Rangkorrelationskoeffizienten vergleichbar. Allerdings sind Sensitivitätsmaße angewendet auf Ränge für die Ermittlung der Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen am besten geeignet. Der Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei 0.88. Damit erklärt das den Maßen zugrundeliegende lineare Modell ca. 88 % der Variabilität der Schadenshäufigkeit.

Wie aus Abb. 5-5 hervorgeht, resultieren die größten Unsicherheitsbeiträge bzgl. der Häufigkeit des Kernschadens ET49-02 von den Eingangsgrößen mit den Indizes 1, 21, 25, und 23. Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Originaldaten (nicht auf die Ränge) deutet ebenfalls auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen mit den Indizes 1, 21 und 25 hin (vgl. Abb. 5-6). Die Unsicherheitsimportanz der Eingangsgröße Nr. 23 ist hier weniger ausgeprägt.

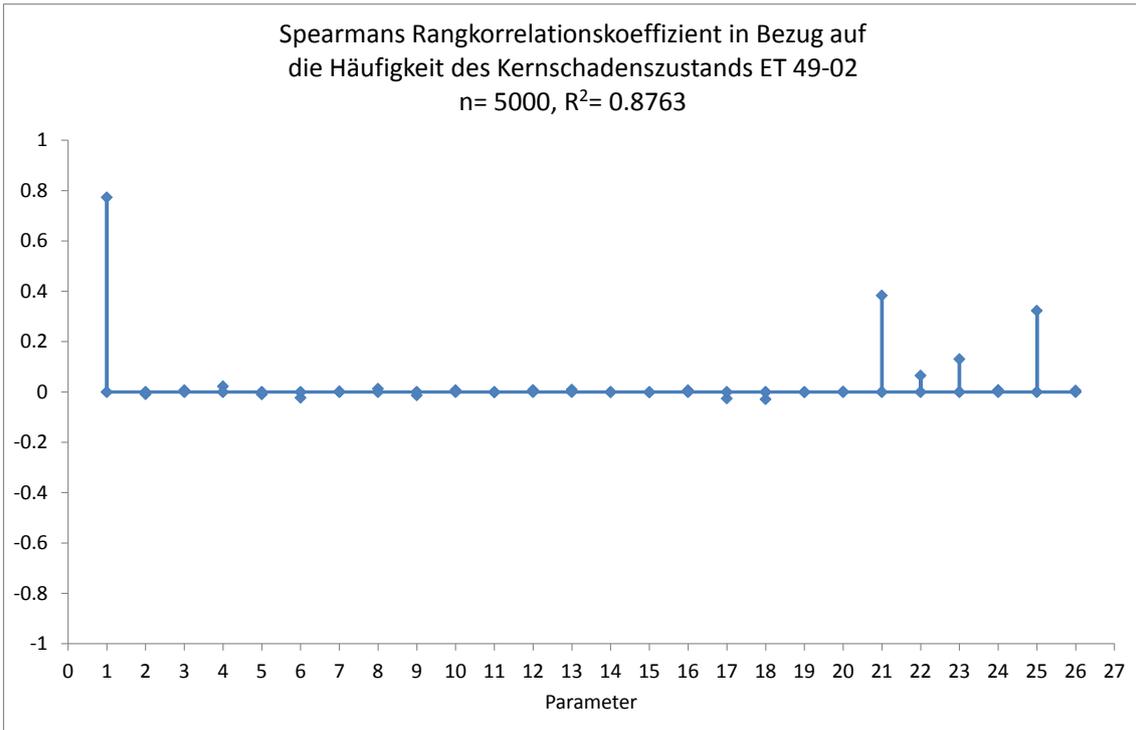


Abb. 5-5 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-02

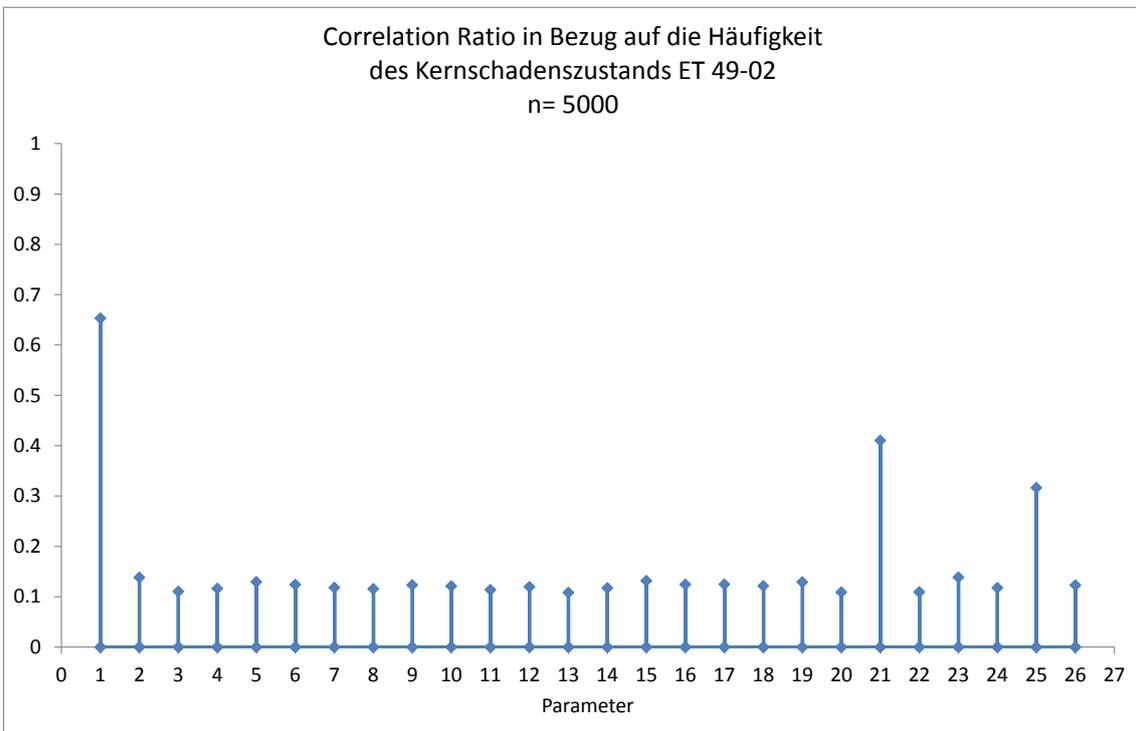


Abb. 5-6 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-02

Die unsichere Eingangsgröße Nr. 1 ist die Häufigkeit für das auslösende Ereignis „kleines Leck“ (K3S). Der Nominalwert (Erwartungswert) der Häufigkeit beträgt 9.20E-04/a.

Die Unsicherheit wird durch eine Lognormal-Verteilung mit einem Verteilungsfaktor (k-Faktor) von 4.55 angegeben. Das auslösende Ereignis ist in jeder Minimalschnittmenge, die zum Kernschaden führt, einmal enthalten (Fussel-Vesely-Importanz von 100%). Damit trägt die Unsicherheit über die Häufigkeit für das auslösende Ereignis bedeutend zur Ergebnisunsicherheit bei.

Die Eingangsgrößen mit den Indizes 21, 25 und 23 sind die Wahrscheinlichkeiten für folgende GVA-Ereignisse:

- GVA für Startversagen der Pumpen in der Nachkühlkette (Nr. 21)
- GVA für Ausfall der Kühler in der Nachkühlkette (Nr. 25)
- GVA für Betriebsversagen der Pumpen der Nachkühlkette (ohne Nebenkühlwasser, Nr. 23)

Die aufgeführten GVA-Ereignisse beschreiben Ausfälle der Nachwärmeabfuhr. Die Kopplungsgruppen zu diesen GVA beinhalten jeweils mehrere Wahrscheinlichkeiten mit vollständig abhängigem Kenntnisstand (21 bei Gruppe 5115 und jeweils 12 bei den Gruppen 5325 und 5119). Die Wahrscheinlichkeiten kommen also in vielen Minimalschnittmengen vor, die zur Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit beitragen. Außerdem sind die Unsicherheiten bzgl. der Wahrscheinlichkeiten relativ hoch (Bsp. aus Gruppe 5115: Mittelwert=6.42E-05, Verteilungsfaktor = 8.36; Bsp. aus Gruppe 5325: Mittelwert = 1.90E-05, Verteilungsfaktor = 5.55; Bsp. aus Gruppe 5119: Mittelwert = 1.90E-05, Verteilungsfaktor = 6.91).

ET49-08:

Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadens ET49-08 werden insgesamt 299 (von 4703) unsicheren Eingangsgrößen berücksichtigt. Das sind diejenigen Größen, die auch tatsächlich zur Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit beitragen. Zusätzlich wird aus den Gruppen von unsicheren Größen, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, jeweils nur ein „Vertreter“ ausgewählt. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen weiter auf insgesamt 42 (vgl. Tab. 5-14).

Tab. 5-14 Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-08

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Eingangsgröße
1	10	Kleines Leck	Häufigkeit
2	1007	Motorschieber Sumpfsaugleitung 1 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
3	1008	Motorschieber Koka-Kühlleitung 4 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
4	1017	Rückschlagklappe nach VF-Pumpe öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
5	1018	Motorschieber Koka-Saugleitung 2 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
6	1020	Motorschieber öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
7	1040	Rückschlagklappe TK-Einspeiseleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Missionszeit
8	1047	Absperrbare Rückschlagklappe TK-Einspeiseleitung öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
9	1052	Nachkühlpumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
10	1064	Nebenkühlwasserpumpe Betriebskühlkreis 2 Startversagen	Ausfallrate/ Testintervall
11	1066	Zwischenkühlkreispumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
12	1076	Ventilator Umluftkühlung Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
13	1079	Motorschieber Koka-Kühlleitung 2 öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
14	1080	Motorschieber Koka-Saugleitung 4 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
15	1081	Motorschieber Koka-Saugleitung 3 schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
16	1098	Zwischenkühlkreispumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
17	1128	Nachkühlpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
18	1129	Nebenkühlwasserpumpe Betriebskühlkreis 2 Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
19	1130	Nebenkühlwasserpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
20	1131	Nebenkühlwasserpumpe Betriebsversagen	Ausfallrate/Missionszeit
21	1405	Kernsprühpumpe Startversagen	Ausfallrate/Testintervall
22	1406	Kernsprühpumpe Betriebsversagen (24h)	Ausfallrate/Missionszeit
23	1906	Leckage Wärmetauscher	Ausfallrate /Selbstmeldend
24	2001	Level-Umformer ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
25	2005	Ausfall der 2 von 3 Geamatic Baugruppe	Ausfallrate/Testintervall
26	2006	ODER-Baugruppe ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
27	2008	Trennverstärker ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
28	2010	Grenzwertgeber ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
29	2015	Rückmeldungsschalter ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
30	4000	Umschaltautomatik. 6 kV ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
31	4001	Umschaltautomatik 2ER22 ausgefallen	Ausfallrate/Testintervall
32	4005	Sammelschiene ausgefallen	Ausfallrate /Selbstmeldend
33	4006	Nichtverfügbarkeit der Batterie wegen Überschreitung der Entladezeit	Wahrscheinlichkeit
34	4007	Blocktrafo ausgefallen	Ausfallrate /Selbstmeldend
35	4008	Wechselrichter ausgefallen	Ausfallrate /Selbstmeldend

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Eingangsgröße
36	4010	Schalter-380V schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
37	5115	GVA-Kombinationen Nebenkühlwasserpumpen Startversagen	Wahrscheinlichkeit
38	5117	GVA-Kombinationen für Betriebsversagen Nebenkühlwasserpumpen	Wahrscheinlichkeit
39	5119	GVA-Kombinationen für Betriebsversagen Zwischenkühlkreispumpen	Wahrscheinlichkeit
40	5322	GVA Messumformer KOKA-Level	Wahrscheinlichkeit
41	5325	GVA-Kombinationen für Ausfall Nachwärmekühler	Wahrscheinlichkeit
42	5999	GVA Grenzwertgeber im Schrank JQ00	Wahrscheinlichkeit

Die Nichtverfügbarkeit der Batterieversorgung bei Überschreiten der zulässigen Entladezeit (Größe Nr. 33) ist konstant auf 1 gesetzt und damit nicht für die Sensitivitätsanalyse relevant. Sie kann also ebenfalls ausgeschlossen werden.

Abb. 5-7 zeigt die Unsicherheitsimportanzen der 42 Größen auf der Basis des Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman. Die anderen Sensitivitätsmaße auf der Basis des Standardisierten Regressionskoeffizienten angewendet auf Ränge sowie auf der Basis des normalen Korrelationskoeffizienten und des Standardisierten Regressionskoeffizienten angewendet auf die Originaldaten ($R^2 = 0.64$) sind mit diesem Sensitivitätsmaß vergleichbar. Korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet auf Ränge sind für die Ermittlung der Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen am besten geeignet. Der Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei 0.87. Damit erklärt das den Maßen zugrundeliegende lineare Modell ca. 87% der Variabilität der Schadenshäufigkeit.

Wie aus Abb. 5-7 hervorgeht, resultieren die größten Unsicherheitsbeiträge bzgl. der Häufigkeit des Kernschadens ET49-08 von den Eingangsgrößen mit den Indizes 1, 22, 37, 41 und 23. Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Originaldaten (nicht auf die Ränge) deutet ebenfalls auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz dieser Eingangsgrößen hin (vgl. Abb. 5-8).

Die unsichere Eingangsgröße Nr. 1 ist die Häufigkeit für das auslösende Ereignis „kleines Leck“ (K3S).

Die Eingangsgrößen mit den Indizes 22, 37, 41 und 23 sind die Zuverlässigkeitskenngrößen bzw. Eintrittswahrscheinlichkeiten in Bezug auf folgende Ereignisse:

- Kernsprühpumpe Betriebsversagen (Nr. 22)
- GVA-Kombinationen für Startversagen der Pumpen in der Nachkühlkette (Nr. 37)
- GVA-Kombinationen für Ausfall der Kühler in der Nachkühlkette (Nr. 41)
- Leckage Wärmetauscher (Nr. 23)

Die aufgeführten Ereignisse beschreiben neben dem Ausfall der Kernsprühpumpe Ausfälle der Nachwärmeabfuhr durch GVA oder durch unabhängige Ausfälle der Wärmetauscher. Die hohe Unsicherheitsimportanz der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen bzw. Eintrittswahrscheinlichkeiten kommt u. A. dadurch zustande, dass die Ereignisse in zahlreichen Minimalschnittmengen, die zum Kernschaden führen, enthalten sind. Das zeigt sich an der relativ großen Anzahl von Elementen in den Gruppen mit gleicher Kopplungskennzahl (27 bei Gruppe 5115 (Nr. 37), 18 bei Gruppen 5325 (Nr. 41) und 9 bei Gruppe 1906 (Nr. 23)). Ein weiterer Grund für die Unsicherheitsimportanz sind die relativ großen Unsicherheiten, die mit den Zuverlässigkeitskenngrößen bzw. Eintrittswahrscheinlichkeiten verbunden sind. Die k-Faktoren rangieren zwischen 5,55 und 31,2.

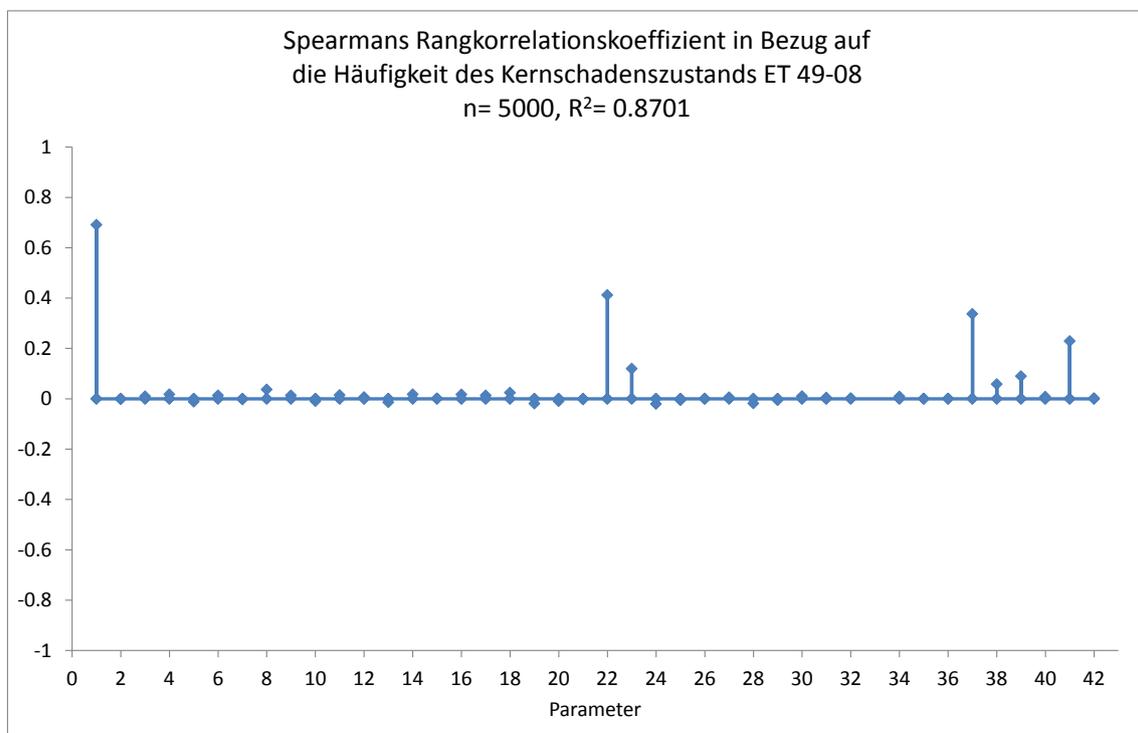


Abb. 5-7 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-08

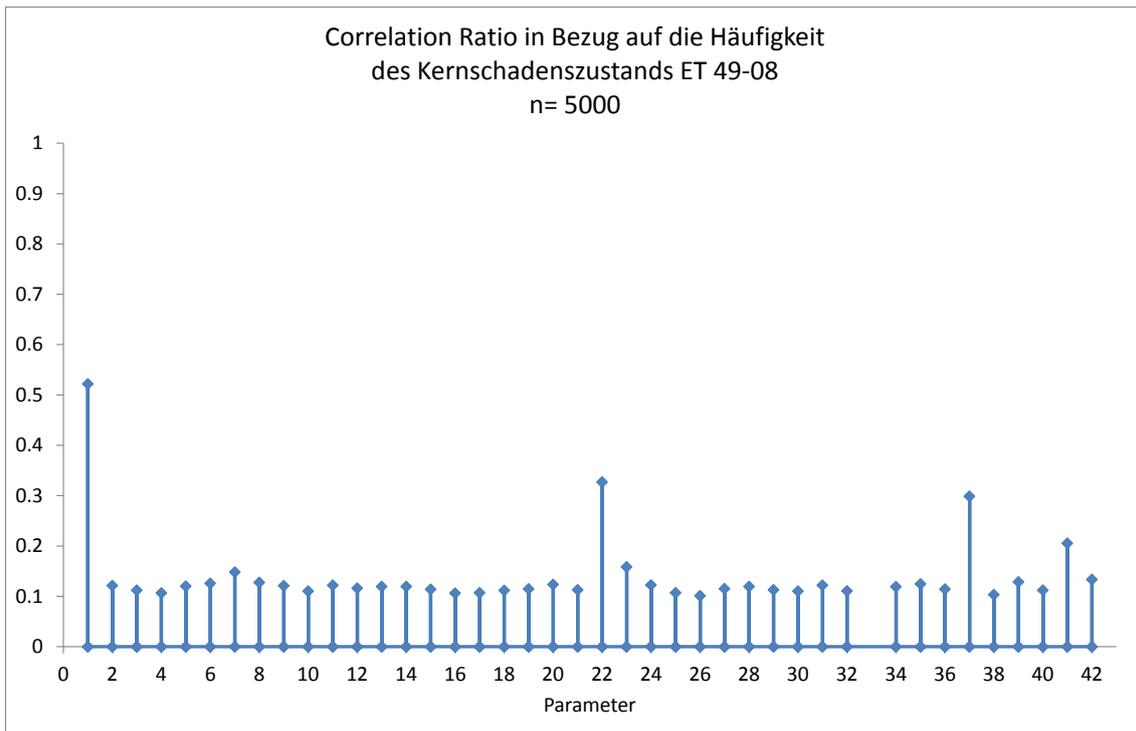


Abb. 5-8 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenszustandes ET 49-08

5.2.6 Sensitivitätsanalyse für die Häufigkeit mehrerer Ereignisabläufe mit Kernschaden

Die Endzustände der beiden Ereignisabläufe ET49-02 und ET49-08 definieren eine bestimmte Gruppe von Kernschäden. Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Gesamthäufigkeit der beiden Ereignisabläufe werden insgesamt 337 (von 4703) unsicheren Größen berücksichtigt. Aus den Gruppen von unsicheren Größen, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, wird jeweils nur ein „Vertreter“ ausgewählt, der dann die eigentliche Unsicherheitsquelle repräsentiert. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen weiter auf insgesamt 42. Das sind denjenigen Größen, die auch zur Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-08 beitragen (vgl. Tab. 5-14).

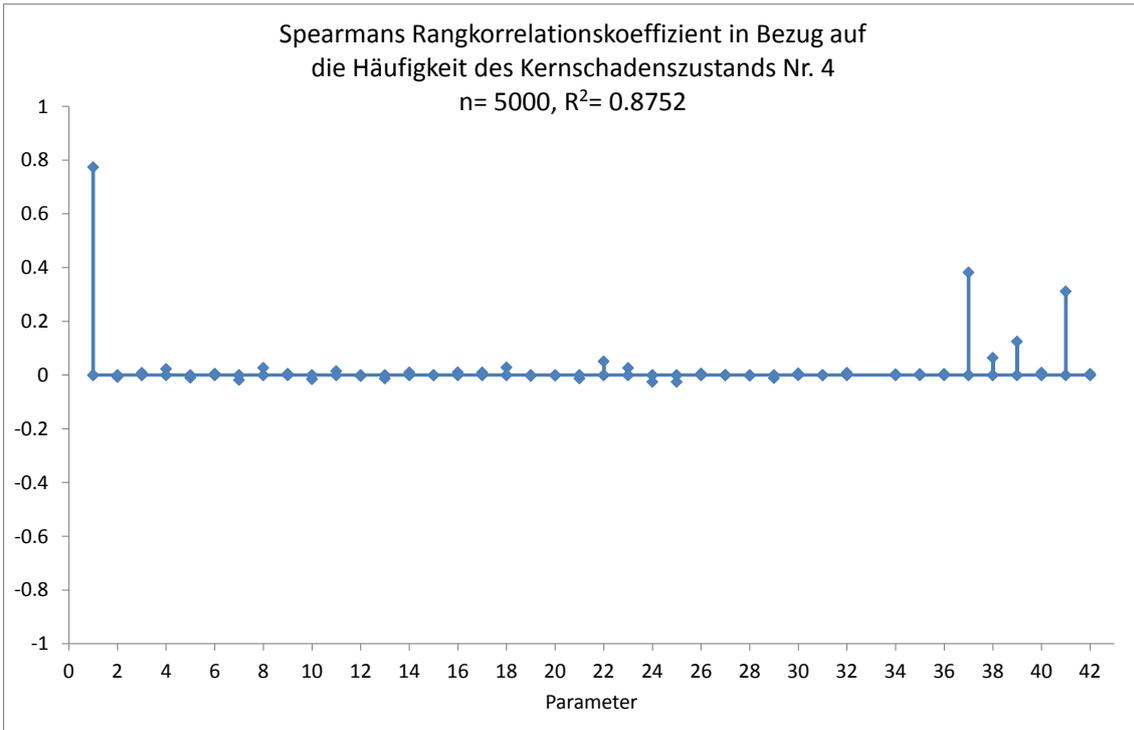


Abb. 5-9 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes der Ereignisabläufe ET49-02 und ET49-08

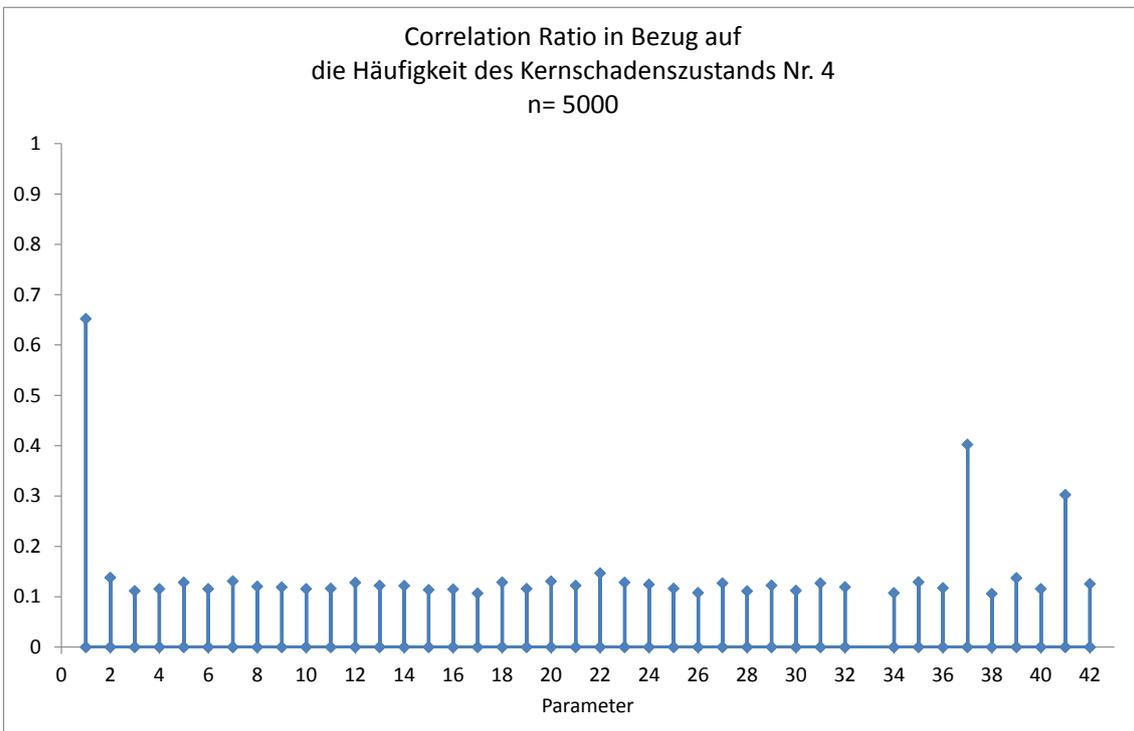


Abb. 5-10 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes der Ereignisabläufe ET49-02 und ET49-08

Die Sensitivitätsanalyse zeigte, dass korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet sowohl auf die Originaldaten als auch auf Ränge für die Ermitt-

lung der Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen geeignet sind. Der Zusammenhang zwischen Kernschadenshäufigkeit und den unsicheren Eingangsgrößen lässt sich gut durch ein lineares Modell in den Eingangsgrößen approximieren. Der hierzu berechnete Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei 0.73 bei den Originaldaten bzw. 0.88 bei den rangtransformierten Daten. Damit erklärt das den Maßen zugrundeliegende lineare Modell ca. 73 % bzw. 88 % der Variabilität der Schadenshäufigkeit. Abb. 5-9 zeigt die Unsicherheitsimportanz der berücksichtigten Größen auf der Basis des Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman. Die Resultate zu den anderen Sensitivitätsmaßen sind mit den Abb. 5-9 dargestellten Ergebnissen vergleichbar.

Wie aus der Abbildung hervorgeht, resultieren die größten Unsicherheitsbeiträge bzgl. der Häufigkeit der Gruppe von Kernschäden (ET49-02 und ET49-08) von den Eingangsgrößen mit den Indizes 1, 37, 41 und 39. Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Originaldaten (nicht auf die Ränge) deutet auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen mit den Indizes 1, 37 und 41 hin (vgl. Abb. 5-10). Eingangsgröße Nr. 39 hat dagegen eine relativ geringe Unsicherheitsimportanz.

Die Eingangsgröße Nr. 1 beschreibt das auslösende Ereignis „kleines Leck“ (K3S). Die Eingangsgrößen mit den Indizes 37, 41 und 39 sind die Eintrittswahrscheinlichkeiten folgender GVA-Ereignisse:

- GVA-Kombinationen für Startversagen der Pumpen in der Nachkühlkette (Nr. 37)
- GVA-Kombinationen für Ausfall der Kühler in der Nachkühlkette (Nr. 41)
- GVA-Kombination für Betriebsversagen Zwischenkühlkreispumpen (Nr. 39)

Das Ergebnis der Sensitivitätsanalyse ist identisch mit dem der Sensitivitätsanalyse für ET49-02.

5.3 PSA Stufe 1: Sensitivitätsanalyse für die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens

Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens werden alle 4703 unsicheren Größen aus der Stufe 1 berücksichtigt. Aus den Gruppen von unsicheren Größen, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, wird jeweils ein

beliebiger „Vertreter“ ausgewählt, der dann die eigentliche Unsicherheitsquelle repräsentiert. Alle anderen Elemente aus der Gruppe lassen sich durch entsprechende funktionale Zusammenhänge aus diesem Vertreter ableiten. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen auf insgesamt 227.

Die Sensitivitätsanalyse zeigte, dass korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet auf die Ränge für Aussagen zur Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen am besten geeignet sind. Der berechnete Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei 0.55. Abb. 5-11 zeigt die Unsicherheitsimportanz der berücksichtigten Größen auf der Basis des Korrelationskoeffizienten nach Spearman. Die Sensitivitätsmaße auf der Basis des Standardisierten Regressionskoeffizienten (angewendet auf die Ränge) sind damit vergleichbar.

Korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet auf die Originaldaten sind nicht besonders gut geeignet sind, um die Unsicherheitsimportanz der Parameter auszudrücken. Der berechnete Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei lediglich 0.16.

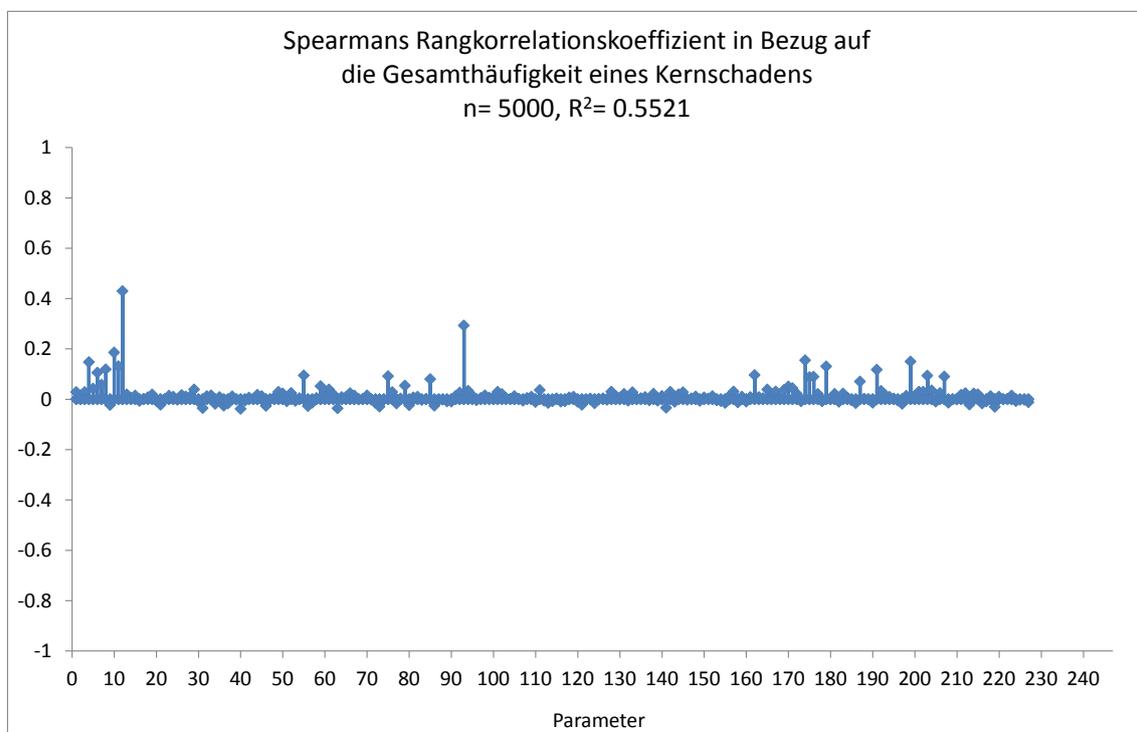


Abb. 5-11 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens

Der Vergleich aller rangbasierten Sensitivitätsmaße zeigt, dass die größten Unsicherheitsbeiträge bzgl. der Kernschadensgesamthäufigkeit von folgenden Eingangsgrößen kommen:

Tab. 5-15 Unsichere Eingangsgrößen mit den größten Beiträgen zur Unsicherheit der Kernschadensgesamthäufigkeit entsprechend der rangbasierten Sensitivitätsmaße

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Eingangsgröße
12	12	Leck hinter TC11/21S104	Häufigkeit
93	1402	USUS Pumpe Betriebsversagen (24h)	Ausfallrate/Testintervall
10	10	Bruch Standrohr im SHB, Kleines Leck	Häufigkeit
174	5108	GVA-Kombination für Nichtschließen DDA-Armaturen	Wahrscheinlichkeit
199	6000	längerfristige Druckhaltung für ND-Systeme	Ausfallwahrscheinlichkeit
4	4	Notstromfall	Häufigkeit
11	11	FD-Leitungsbruch außerhalb SHB (RA11)	Häufigkeit
179	5115	GVA Kombination für Pumpen in Nachkühlkette	Wahrscheinlichkeit
8	8	Überspeisungs- Transiente	Häufigkeit
191	5325	GVA Kombination für Kühler in Nachkühlkette	Wahrscheinlichkeit
6	6	Fehlöffnen Turbinen / Umleit-Ventile	Häufigkeit

Die Unsicherheit über die Häufigkeit eines Lecks in der Speisewasser-Leitung (Nr. 12 und Kopplungskennzahl 12) trägt am meisten zur Unsicherheit der Gesamthäufigkeit eines Kernschadens bei. Die betreffende Kopplungsgruppe umfasst insgesamt 24 Häufigkeiten mit vollständig abhängigem Kenntnisstand.

Den zweithöchsten Beitrag zur Unsicherheit liefert die Größe Nr. 93. Sie repräsentiert die Unsicherheit über die Ausfallrate hinsichtlich des Betriebsversagens der USUS-Pumpen. Die entsprechende Gruppe mit der Kopplungskennzahl 1402 beinhaltet 6 Elemente. Das Betriebsversagen der beiden USUS-Pumpen 6TF21D101 und 7TF11D101 innerhalb von 24 h hat mit 20.0 % bzw. 18,9 % die höchste Importanz für die Gesamthäufigkeit von Kernschadenszuständen /[HOL 07](#), S. 157/. Die Unsicherheiten bzgl. der jeweiligen Ausfallraten sind relativ hoch (maximaler Verteilungsfaktor von 9,9). Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Ränge deutet ebenfalls auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz der genannten Eingangsgrößen hin (vgl. Abb. 5-12).

Anders sieht es bei dem Correlation Ratio angewendet auf die Originaldaten aus. Hier erweist sich nur die Größe Nr. 128 (Kopplungskennzahl 2002) als relativ wichtige Einflussgröße für die Unsicherheit der Schadensgesamthäufigkeit (vgl. Abb. 5-13). Hierbei handelt es sich um die Nichtverfügbarkeit von Temperaturmessstellen. Die Gruppe umfasst insgesamt 49 Größen von denen 22 Komponenten den maximalen Verteilungsfaktor der Gruppe von 10 aufweisen. Ein wesentlicher Grund, warum diese Gruppe die Unsicherheit wesentlich beeinflusst, ist der Umstand, dass sich wegen der systemtechnischen 2v3-Logik immer mindestens 2 Elemente in einer minimalen Schnittmenge befinden, die Unsicherheiten sich also potenzieren. Dieses Ergebnis wird auch durch die korrelations- und regressionsbasierten Sensitivitätsmaße, angewendet auf die Originaldaten, bestätigt.

Die Sensitivitätsmaße angewendet auf die Originaldaten sind stark von Ausreißern beeinflusst. D. h. die Unsicherheitsimportanz von Größe Nr. 128 bezieht sich hauptsächlich auf einen sehr geringen Anteil von extremen Werten bzgl. der Kernschadenshäufigkeit. Bei Berücksichtigung von rangbasierten Sensitivitätsmaßen wird der Einfluss dieser Ausreißer reduziert. Rangbasierte Sensitivitätsmaße beziehen sich damit auf den Großteil der potentiellen Werte für Kernschadenshäufigkeit und unsicheren Größen.

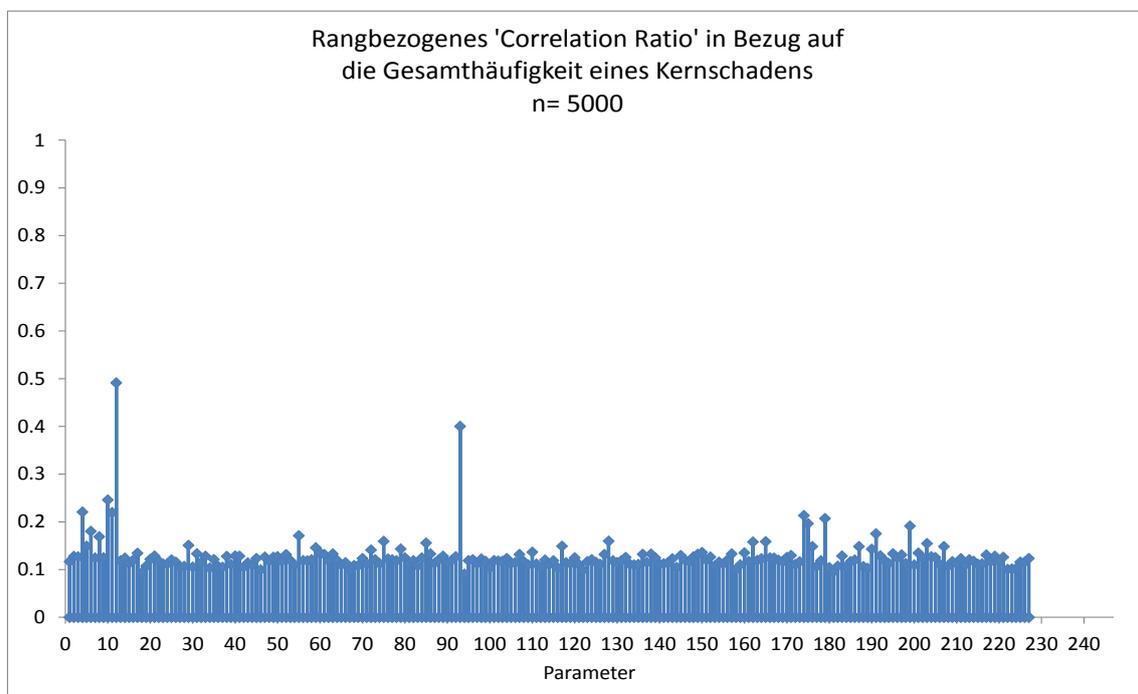


Abb. 5-12 Rangbezogenes „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens

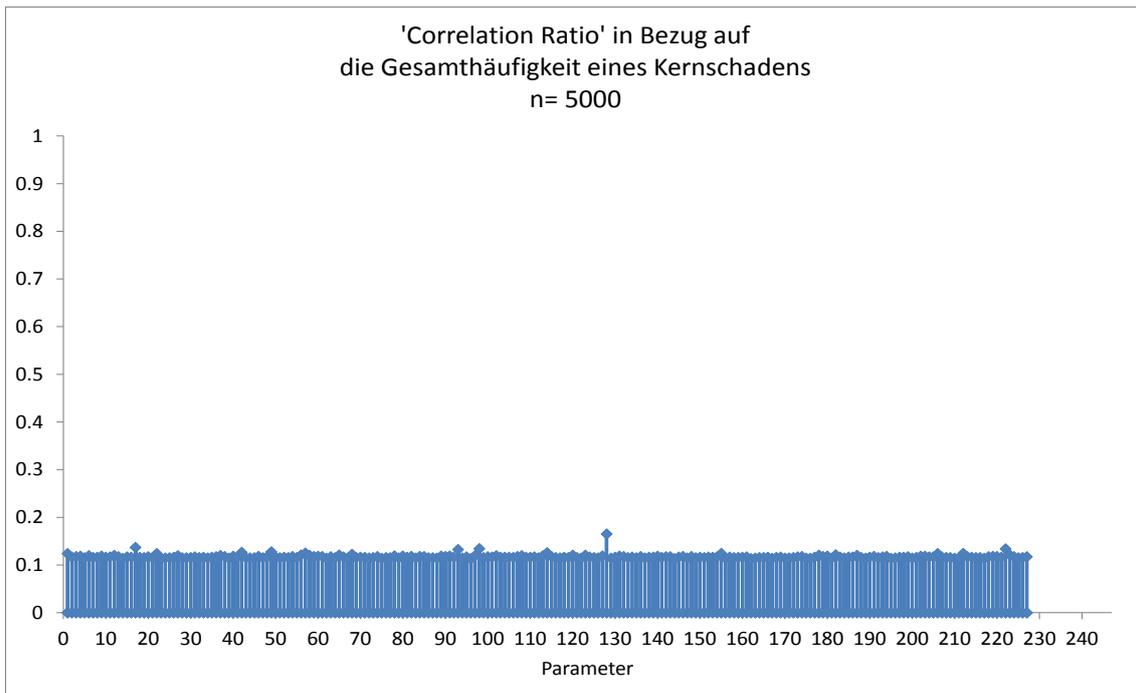


Abb. 5-13 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens

5.4 PSA Stufe 2: Analyse in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 mit sehr hohen, sehr frühen Freisetzungen

Die Freisetzungskategorie FKKAZ1 ist gekennzeichnet durch eine hohe kurzfristige radiologische Relevanz (>0.1) sowie einer sehr kurzen Zeitspanne (<1.5 h) zwischen der Vorhersehbarkeit einer bevorstehenden Freisetzung und der Freisetzung selbst. Dabei ist die kurzfristige radiologische Relevanz bezüglich der Folgen äquivalent der Freisetzung des entsprechenden Anteils an Jod. Eine kurzfristige radiologische Relevanz von 0.1 bedeutet also, dass die kurzfristigen Unfallfolgen gleich sind wie die Freisetzung von 10% des Kerninventars an Jod.

5.4.1 Unsicherheitsanalyse

Für die Unsicherheitsanalyse in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 wurden die insgesamt 5000 Wertekombinationen für die 4703 unsicheren Parameter der Stufe 1 und die 108 unsicheren Parameter aus der Stufe 2 berücksichtigt.

Die Schätzwerte für die 5%-, 50%- und 95%-Quantile, die die Unsicherheit bzw. die Aussagesicherheit bzgl. der Häufigkeit der Freisetzungskategorie ausdrücken, lauten wie folgt (vgl. /[LOE 06](#)/):

- 5%-Quantil: 0.09E-06/a
- 50%-Quantil: 0.37E-06/a
- 95%-Quantil: 1.18E-06/a

5.4.2 Sensitivitätsanalyse

Für die Sensitivitätsanalyse in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 wird aus den Gruppen von unsicheren Größen aus den Stufen 1 und 2, bei denen Kenntnisstand-Kopplung vorliegt, jeweils nur ein „Vertreter“ ausgewählt. Dieser „Vertreter“ repräsentiert die eigentliche Unsicherheitsquelle. Durch die vorgenommene Auswahl reduziert sich die Anzahl der zu berücksichtigenden unsicheren Größen von 4811 auf insgesamt 309 (insgesamt 227 Größen in der Stufe 1 und 82 Größen in der Stufe 2).

Die Sensitivitätsanalyse zeigte, dass korrelations- und regressionsbasierte Sensitivitätsmaße angewendet auf die Originaldaten gut geeignet sind, um die Unsicherheitsimportanz der Eingangsgrößen zu quantifizieren. Der berechnete Wert für das Bestimmtheitsmaß R^2 liegt bei 0.61. Damit erklärt das den Maßen zugrundeliegende lineare Modell ca. 61 % der Variabilität (Unsicherheit) der Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1. Abb. 5-14 zeigt die Unsicherheitsimportanz der berücksichtigten Größen auf der Basis des Korrelationskoeffizienten nach Pearson. Die Sensitivitätsmaße auf der Basis des Standardisierten Regressionskoeffizienten (angewendet auf die Originaldaten) sind vergleichbar.

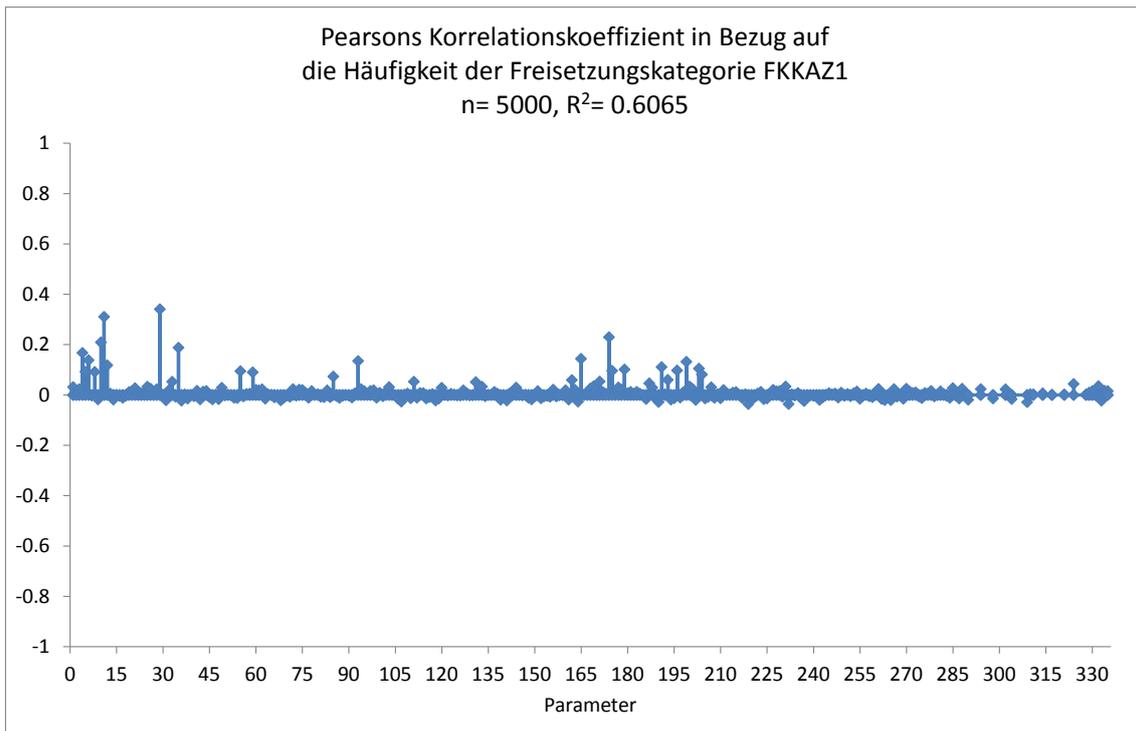


Abb. 5-14 Pearsons Korrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1

Ein Vergleich der Korrelationskoeffizienten nach Pearson zeigt, dass die größten Unsicherheitsbeiträge in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 von folgenden Eingangsgrößen kommen:

Tab. 5-16 Unsichere Eingangsgrößen mit den größten Beiträgen zur Unsicherheit der Häufigkeit von Freisetzungskategorie FKKAZ1 entsprechend der Korrelationskoeffizienten nach Pearson

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Eingangsgröße
29	1023	DDA-Ventil FD-Leitung schließt nicht	Ausfallrate/Testintervall
11	11	FD-Leitungsbruch außerhalb SHB	Häufigkeit
174	5108	GVA-Ereignis für Nichtschließen DDA-Armaturen	Wahrscheinlichkeit
10	10	Bruch Standrohr im SHB, Kleines Leck	Ausfallrate/Testintervall
35	1030	S & E-Hauptventil öffnet nicht	Ausfallrate/Testintervall
4	4	Notstromfall	Häufigkeit
165	5000	GVA Steuerelemente	Wahrscheinlichkeit
6	6	Fehlöffnen Turbinen / Umleit-Ventile	Häufigkeit
93	1402	USUS Pumpe Betriebsversagen (24h)	Ausfallrate/Missionszeit
199	6000	längerfristige Druckhaltung für ND-	Ausfallwahrscheinlichkeit

Nr.	Kopplungs-Kennzahl	Bezeichnung	Unsichere Eingangsgröße
		Systeme	
12	12	Leck hinter TC11/21S104	Häufigkeit
191	5325	GVA Kombination für Kühler in Nachkühlkette	Wahrscheinlichkeit
203	9001	Ausfall Speisewasser	Häufigkeit
179	5115	GVA Kombination für Pumpen in Nachkühlkette	Wahrscheinlichkeit

Die größten Beiträge zur Unsicherheit liefern die Größen mit den Indizes 29, 11 und 174. Diese Größen beziehen sich auf Ereignisablaufsequenzen mit einem Leck außerhalb des Sicherheitsbehälters in Verbindung mit einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen. Größe Nr. 29 steht für die Unsicherheiten bzgl. der Ausfallraten (schließt nicht) der Durchdringungsarmaturen in den Frischdampfleitungen. Die entsprechende Kopplungsgruppe umfasst insgesamt 8 Ausfallraten mit vollständig abhängigem Kenntnisstand. Die Unsicherheiten bzgl. der Ausfallraten sind mit einem Verteilungsfaktor von 9,91 relativ hoch.

Größe Nr. 11 mit der Kopplungskennzahl 11 (6 Elemente in der Gruppe) bezieht sich auf die Unsicherheiten bzgl. der Häufigkeiten von Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters. Die Unsicherheiten sind mit einem Verteilungsfaktor von maximal 18.1 relativ hoch.

Größe 174 mit der Kopplungskennzahl 5108 (23 Elemente in der Gruppe) bezieht sich auf die Wahrscheinlichkeiten von GVA-Ereignissen bzgl. der Durchdringungsarmaturen in einer oder mehreren Frischdampfleitungen. Die Unsicherheiten sind mit einem Verteilungsfaktor von maximal 114.0 sehr hoch.

Das varianzbasierte Sensitivitätsmaß (Correlation Ratio) angewendet auf die Originaldaten deutet ebenfalls auf die relativ hohe Unsicherheitsimportanz der vorher genannten Eingangsgrößen hin (vgl. Abb. 5-15). Lediglich die Unsicherheiten zu den Größen Nr. 35 und Nr. 165 sind weniger relevant. Dafür werden zusätzlich die Unsicherheiten bzgl. der Größen Nr. 55 (Kopplungskennzahl 1063) und Nr. 59 (Kopplungskennzahl 1067) als wichtig eingeordnet. Größe Nr. 55 ist die Ausfallrate zum Betriebsversagen einer REWAS-Pumpe 6VE72D111. Eingangsgröße Nr. 59 ist die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Direkteinspeisung über USUS in den RDB, weil die Absperrarmatur 6TF24S101 nicht öffnet.

Weitere wichtige Größen für die Ergebnisunsicherheit sind die Größen Nr. 35 und Nr.165. Größe Nr. 35 bezieht sich auf die Zuverlässigkeitskenngrößen zu den S+E-Hauptventilen (öffnen nicht) und Größe Nr. 165 auf die Zuverlässigkeitskenngrößen zum Ausfall der Steuerstäbe. Die Kopplungsgruppe der Zuverlässigkeitskenngrößen zum Ausfall der Steuerstäbe umfasst 3 Größen. Die Unsicherheit bzgl. dieser Größen ist sehr hoch (maximaler Verteilungsfaktor von 400).

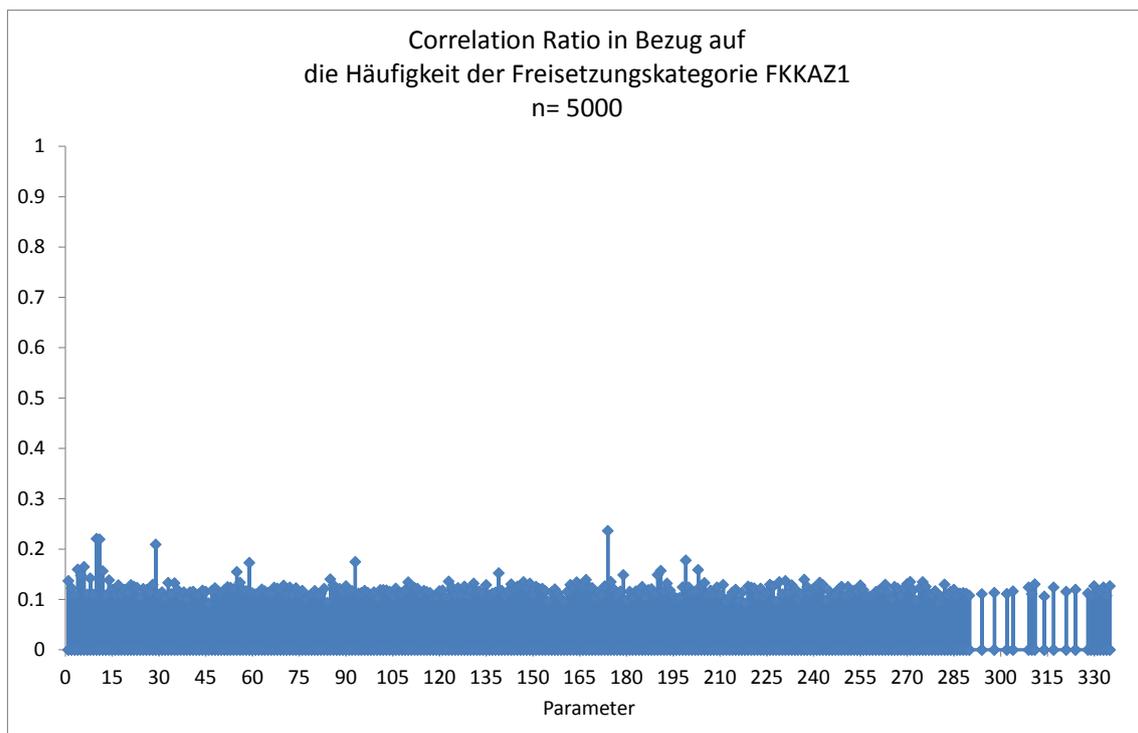


Abb. 5-15 „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1

Mit den auf Ränge angewendeten Sensitivitätsmaßen wurden generell dieselben Eingangsunsicherheiten als einflussreich identifiziert als mit den auf die Originaldaten angewendeten Sensitivitätsmaßen. Allerdings ist die Rangordnung der Eingangsunsicherheiten mit den höchsten Beiträgen etwas unterschiedlich.

Bei den Ergebnissen der Sensitivitätsanalysen sowohl mit den Originaldaten als auch mit den rangbezogenen Daten ist auffallend, dass alle relevanten Unsicherheitsquellen in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1 (PSA-Ergebnis der Stufe 2) aus der Stufe 1 kommen. Die Unsicherheitsquellen aus der Stufe 2 spielen kaum eine Rolle.

6 Zusammenfassung

In diesem Vorhaben wurde eine Methode zur Durchführung von Sensitivitätsanalysen für die in einer PSA ermittelten Schadenshäufigkeiten entwickelt. Sensitivitätsanalysen sind zusätzliche Analysen zu den in einer PSA bereits praktizierten Unsicherheitsanalysen. Letztere werden durchgeführt, um den Einfluss von Unsicherheiten auf die Schadenshäufigkeiten zu quantifizieren. Sie geben also Aufschluss über die Aussagesicherheit der ermittelten Schadenshäufigkeiten. In den Sensitivitätsanalysen wird die Wichtigkeit der Unsicherheiten in Bezug auf die Aussagesicherheit der Schadenshäufigkeiten quantifiziert. Sie können also die Unsicherheitsquellen mit den größten Beiträgen zur Unsicherheit der Schadenshäufigkeiten identifizieren und damit konkrete Hinweise darüber geben, wo der Kenntnisstand primär zu verbessern ist, um die Aussagesicherheit in Bezug auf die Schadenshäufigkeiten zu verbessern. Damit erhält die Aufsicht wichtige Informationen darüber, welchen Faktoren besondere Aufmerksamkeit gewidmet werden sollte.

Das im Rahmen des Vorhabens entwickelte Vorgehen für eine Sensitivitätsanalyse kann für die Ergebnisse sowohl der Stufe 1 als auch der Stufe 2 einer PSA angewendet werden. In den Analysen für die Stufe 2 können neben den spezifischen Unsicherheitsquellen aus der Stufe 2 auch alle Unsicherheitsquellen aus der Stufe 1 berücksichtigt werden. Das war bei den bisher durchgeführten Sensitivitätsanalysen in der Stufe 2 nicht möglich. Die Sensitivitätsanalysen können zusätzlich zu den bereits praktizierten Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden und verwenden das Datenmaterial, das aus diesen Analysen vorliegt.

Die exemplarisch durchgeführten Sensitivitätsanalysen entsprechend der entwickelten Vorgehensweise haben sich als praktikabel erwiesen. Die Durchführung erfolgte mit dem GRS-Programm SUSANA für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen. Durch die Anwendung eigens entwickelter Programme konnten aus der Vielzahl von unsicheren Eingangsgrößen (ca. 4800 im Anwendungsbeispiel) immer nur diejenigen Parameter ausgewählt werden, die auch tatsächlich zur Berechnung einer Schadenshäufigkeit beitragen.

Da die Aussagekraft der betrachteten Sensitivitätsmaße nicht immer zufriedenstellend war (z. B. wenn Bestimmtheitsmaß $R^2 \leq 0.5$), wäre es sinnvoll, in einem Nachfolgevorhaben weitere Analysemöglichkeiten für Sensitivitätsanalysen zu schaffen,

- um bei nicht eindeutigen Ergebnissen genauere Hinweise darüber zu erhalten, an welchen Stellen eine Verbesserung des Kenntnisstands am meisten bringt,
- um Systemfunktionen zu identifizieren, die aufgrund der mit ihnen verbundenen Unsicherheiten für eine niedrige Aussagesicherheit der ermittelten PSA-Ergebnisse verantwortlich sind.

Die weiteren Analysemöglichkeiten sollen sich an dem aktuellen internationalen Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen orientieren. Gerade für die Durchführung sogenannter globaler Sensitivitätsanalysen, zu denen auch die in diesem Vorhaben betrachteten Sensitivitätsanalysen gehören, wurden in den letzten Jahren international wichtige Entwicklungsarbeiten vorgestellt.

Das hier beschriebene Vorgehen zur Durchführung einer Sensitivitätsanalyse ist nicht nur auf die PSA beschränkt. Es ist bei allen Analysen anwendbar, bei denen klassische Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen durchgeführt werden, um ein Risiko bzw. die Häufigkeit für einen unerwünschten Zustand abzuschätzen. Z. B. werden Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalysen auch durchgeführt, um das Risiko der Rekritikalität von eingelagerten Brennstäben bewerten zu können. Sensitivitätsanalysen werden auch für Simulationsergebnisse aus der Anwendung komplexer Rechencodes angewendet.

7 Literatur

- /BOR 03/ Borgonovo E, Apostolakis G. E., Tarantola S., Saltelli A.
Comparison of global sensitivity analysis techniques and importance measures in PSA. Reliability Engineering and System Safety 79, pp. 175-185, 2003.
- /FAK 05/ Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse, August 2005
- /FAK 05a/ Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse, August 2005
- /FRE 06/ Frey W., von Linden J., Piljugin E.
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)
GRS-A-3292, Dezember 2006
- /GRI 89/ Griesmeyer, J. M. Smith, L. N.
A Reference Manual for the Event Progression Analysis Code (EVNTRE) NUREG/CR-5174, September 1989
- /HOL 07/ Holtschmidt H., Kreuser A., von Linden J., Löffler H.,
Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69) Zusammenfassung, GRS-A-3291, April 2007
- /KLS 08a/ Kloos M., Löffler H., Mayer G.
Integrale PSA der Stufe 2 im Vergleich zum Vorgehen mit der Schnittstelle zwischen PSA der Stufen 1 und 2
GRS-A-3411, März 2008

- /KLS 08b/ Kloos M.
SUSA Version 3.6, User's Guide and Tutorial
GRS-P-5, Oktober 2008
- /LOE 06/ Löffler H. et al.
Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA für SWR Anlagen der
Baulinie 69 nach Stand von Wissenschaft und Technik (PSA SWR 69)
Fachband 4 - Probabilistische Analysen und deterministische Analysen zu
Einzelfragen der PSA der Stufe 2 aus dem Leistungsbetrieb, GRS-A-3295,
April 2006
- /WIE 07/ Wielenberg A.
Programmbeschreibung STREUSL
GRS-interne Dokumentation, November 2007
- /ZIP 84/ G. Zipf
Programm ASS zur analytischen und simulativen Streubreitenrechnung
GRS-A-978, 1984

8 Abbildungsverzeichnis

Abb. 4-1	Dialog zur Auswahl von Sensitivitätsmaßen im GRS-Programm SUSASUSA....	27
Abb. 4-2	Dialog zum Aufruf des Programms ‚PSASensitivitySamples‘ innerhalb von SUSASUSA	29
Abb. 4-3	Dialog zur Spezifikation der in einer Sensitivitätsanalyse zu berücksichtigenden unsicheren Parameter	30
Abb. 4-4	Dialog zur Spezifikation der PSA-Ergebnisse, für die eine Sensitivitätsanalyse erfolgen soll	30
Abb. 5-1	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23	45
Abb. 5-2	Rangbezogener Standard. Regressionskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23.....	46
Abb. 5-3	Rangbezogenes „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23	47
Abb. 5-4	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-23.....	48
Abb. 5-5	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-02	60
Abb. 5-6	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-02.....	60
Abb. 5-7	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-08	64

Abb. 5-8	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes ET 49-08.....	65
Abb. 5-9	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes der Ereignisabläufe ET49-02 und ET49-08	66
Abb. 5-10	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit des Kernschadenzustandes der Ereignisabläufe ET49-02 und ET49-08.....	66
Abb. 5-11	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens	68
Abb. 5-12	Rangbezogenes „Correlation Ratio“ in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens	70
Abb. 5-13	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Gesamthäufigkeit eines Kernschadens	71
Abb. 5-14	Pearson's Korrelationskoeffizient in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1	73
Abb. 5-15	„Correlation Ratio“ in Bezug auf die Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKKAZ1	75

9 Tabellenverzeichnis

Tab. 5-1	Spezifizierung von ungenau bekannten Größen in der Stufe 1 (Auszug aus str2Out.txt).....	34
Tab. 5-2	Spezifizierung von ungenau bekannten Größen in der Stufe 2	36
Tab. 5-3	Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-23 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 25 % an der Kernschadenshäufigkeit.....	41
Tab. 5-4	Beschreibung der Basisereignisse in Tab. 5-3 sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten.....	41
Tab. 5-5	Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-23.....	43
Tab. 5-6	Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-23	44
Tab. 5-7	Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-02 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 98 % an der Kernschadenshäufigkeit.....	52
Tab. 5-8	Beschreibung der Basisereignisse aus Tab. 5-7 sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten.....	53
Tab. 5-9	Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-02.....	54
Tab. 5-10	Liste der Minimalschnittmengen zum Ereignisablauf ET49-08 mit einer Gesamthäufigkeit von ca. 60 % an der Kernschadenshäufigkeit.....	55
Tab. 5-11	Beschreibung der Basisereignisse aus Tab. 5-10 sowie der zugehörigen Zuverlässigkeitskenngrößen und ihrer Unsicherheiten.....	56
Tab. 5-12	Fussell-Vesely-Importanzmaße ($\geq 5\%$) zum Ereignisablauf ET49-08.....	56

Tab. 5-13	Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-02	58
Tab. 5-14	Berücksichtigte unsichere Eingangsgrößen in der Sensitivitätsanalyse für die Kernschadenshäufigkeit von Ereignisablauf ET49-08	62
Tab. 5-15	Wichtige Eingangsgrößen entsprechend der rangbasierten Sensitivitätsmaße	69
Tab. 5-16	Wichtige Eingangsgrößen entsprechend der Korrelationskoeffizienten nach Pearson	73

Verteiler

Druckexemplare:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Referat RS I 3 2 x

Bundesamt für Strahlenschutz

Fachbereich SK (Herrn Dr. E. Bejdakic) 1 x

Abt. Z (Herrn A. Möller) 1 x

GRS

Bibliothek (hog) 1 x

Autoren (kls, mag) 2 x

Gesamt 7 x

PDF-Version:

Bundesamt für Strahlenschutz

AG-F 1 (Herrn Dr. U. Volland)

GRS

Geschäftsführer (wfp, stj)

Bereichsleiter (erv, paa, prg, rot, stc, ver, zir)

Projektcontrolling (roo)

Abteilung 6120 (poi)

Projektleiter (kls)

TECDO (wev)

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

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

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

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

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

www.grs.de