

**Fortschreiben des  
Wissenstandes auf dem  
Gebiet der  
Stör-/ Unfallanalysen  
unter Einsatz der  
Analysesimulatoren  
für DWR und SWR**

**Fortschreiben des  
Wissenstandes auf dem  
Gebiet der  
Stör-/ Unfallanalysen  
unter Einsatz der  
Analysesimulatoren  
für DWR und SWR**

Abschlussbericht

Simone Palazzo  
Thomas Steinrötter  
Zhuoqi Du  
Michael Kowalik  
Yann Perin  
Hristo Hristov  
Inés Mateos Canals

Juli 2024

**Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4721R01335 durchgeführt.

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

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

## **Deskriptoren**

AC<sup>2</sup>, Analysesimulatoren, ATHLET, BEPU, CTF, DWR, Modularisierung, Störfallanalyse, Streckbetrieb, SUSA, SWR, Unfallanalyse, Unsicherheitsanalyse

## Kurzfassung

Allgemeine Zielsetzung dieses Projekts war der Erhalt und die Weiterentwicklung von Methoden und Analysemodellen, um Stör- und Unfallanalysen zu aktuellen Fragestellungen durchführen zu können und wissenschaftlich-technische Fragen auf dem Gebiet des Reaktor- und Anlagenverhaltens zu beantworten. Dieses Projekt lieferte einen Beitrag, um die fachliche Kompetenz der GRS auf dem Gebiet der deterministischen Ereignisanalysen (auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4) sowohl für Druck- als auch Siedewasserreaktoren aufrechtzuerhalten. Diese fachliche Kompetenz ist erforderlich, um nach dem Leistungsbetrieb deutscher Kernkraftwerke auch weiterhin in der Lage zu sein, sowohl Analysen von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb (NLB) als auch Phänomene und Ereignisse, die in ausländischen Kernkraftwerken auftreten können, unter Heranziehung eigenständiger Analysen sicherheitstechnisch bewerten zu können.

Die Arbeiten gliederten sich in zwei Themenschwerpunkten:

- AP 1: Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren
- AP 2: Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC<sup>2</sup> unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse

Mit Blick auf den derzeitigen Entwicklungsstand der Analysesimulatoren für Transienten und Störfälle ergaben sich für den ersten Themenschwerpunkt die folgenden Arbeitsschwerpunkte:

- AP 1.1: Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR,
- AP 1.2: Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF,
- AP 1.3: Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes,
- AP 1.4: Wartung der Datenbasis für anlagenspezifischen Analysesimulatoren, um die Qualitätssicherung transparenter und effizienter zu gestalten sowie die Arbeitsweise bei diesen Prozessen innerhalb der GRS zu harmonisieren.

Unter Berücksichtigung der bisherigen Arbeiten zur Darstellung und Wirksamkeitsbewertung von anlageninternen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen (BMU-Eigenforschungsvorhaben 3613R01397 und 4717R01335) sind für den zweiten Themenschwerpunkt nachfolgende Arbeitsschwerpunkte zu nennen:

- AP 2.1: Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage,
- AP 2.2: Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse,
- AP 2.3: Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum,
- AP 2.4: Bewertung und Dokumentation der Ergebnisse.

Zum ersten Themenschwerpunkt konnten folgende Arbeiten durchgeführt werden:

- AP 1.1: Es konnten sowohl aus den Schulungsunterlagen als auch aus dem Betriebshandbuch Informationen über die Streckbetrieb-Fahrweise gewonnen werden. Darauf basierend, wurden für die KWU-Druckwasserreaktoren zwei unterschiedliche Fahrweisen des Streckbetriebs betrachtet, nämlich:
  - die Fahrweise nach dem stationären Teillastdiagramm und
  - die Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Stellventilen.

Im Gegensatz zum Streckbetrieb nach dem stationären Teillastdiagramm sind bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Stellventilen eine Reihe von begrenzenden systemtechnischen Randbedingungen zu beachten.

Der Streckbetrieb eines Siedewasserreaktors sieht vor, einen Leistungsgewinn hauptsächlich durch das Herausfahren aller Steuerstäbe aus dem Kern und durch die Steuerung der Zwangsumwälzmenge zu erzielen. Weiterer Reaktivitätsgewinn ist im Laufe des Streckbetriebs nur durch eine Veränderung der Unterkühlung des Kühlmittels, also durch eine Außerbetriebnahme von HD-Vorwärmern möglich.

Alle für die Simulation der ausgewählten Streckbetriebsfahrweise notwendigen Schritte und spezifische Maßnahmen sowohl für DWR als auch für SWR wurden in tabellarischer Form in diesem Bericht zusammengefasst und danach in sog. Spezi-

fikationsdateien umgesetzt. Durch das Steuerprogramm „ATHLET-Controller“ können die entwickelten Dateien aufgerufen werden, die eine automatische Durchführung und detaillierte Steuerung von ATHLET-Simulationen erlauben. Zwei Rechnungen wurden zum Test der entwickelten Streckbetriebsfahrweise durchgeführt und die Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung zwischen analytischen Ergebnissen und theoretischen Daten aus dem BHB bzw. den Schulungsunterlagen.

- AP 1.2: Das vorhandene Modell eines generischen DWR-Brennelements wurde auf dem letzten Entwicklungsstand des CTF-Codes gebracht und erweitert. Code-spezifische Modelle wurden aktiviert, um die Eigenschaften des Unterkanalmodells für die vertiefte Analyse des Strömungsverhaltens im Brennelement während einer sog. Unterkühlungstransiente zu nutzen. Als Anwendung wurde ein fehlerhaftes Auffahren des FD-Sicherheitsventils bei Vollast in Betrachtung gezogen. Zum Zweck der Quantifizierung der Unsicherheiten bezogen auf das Nachweiskriterium der Kernkühlbarkeit (durch Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses) für die deutschen DWR, wurden die Datensätze für eine Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF vorbereitet. Für die Auswahl der unsicheren Parameter und deren Verteilungsfunktionen in ATHLET- und CTF-Modellen wurde überwiegend auf die Unsicherheitsanalyse aus bereits abgeschlossenen Projekten zurückgegriffen. Aufgrund des ausgewählten Kopplungsschemas (die sogenannte „Parallelkopplung“-Methode) gehören zu den variierenden Parametern im CTF-Modell bei der geplanten gekoppelten Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF auch die Randbedingungen am BE-Ein- und -Austritt, welche aus einer weiteren Unsicherheitsanalyse mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C abgeleitet wurden. Die Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF wurde zur Ermittlung des minimalen DNB-Verhältnisses durchgeführt.
- AP 1.3: Die entwickelte Methodik sieht vor, die automatische Erstellung von Makrokomponenten der Anlagen (z. B. des Reaktordruckbehälters) zu ermöglichen, um einfache thermohydraulische Anlagenmodelle zu generieren, die u. a. auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse angewendet werden könnten. Bei unvollständigen Informationen wird die Entwicklung und Anwendung von sogenannten Heuristiken angestrebt, welche bei der softwarebasierten Generierung der Komponentenmodule fehlende Daten ergänzt bzw. sinnvoll herleitet. Als Grundlage für die prototypische Entwicklung der Heuristiken wurden in diesem Projekt Daten der KWU-Baulinien ausgewählt. Prototypisch wurde auf Basis des heuristischen Ansatzes die automatische Erstellung eines Moduls für Reaktordruckbehälter der KWU-Anlagen entwickelt.

Die Möglichkeit einer einfachen Erweiterbarkeit der Heuristiken zum Zweck der automatischen Erstellung eines Moduls für den Reaktordruckbehälter der Westinghouse-Baulinie (bspw. des französischen Anlagentyps P4) wurde in diesem Projekt angestrebt.

- AP 1.4: Die seit 2020 in der GRS für alle Code-Entwicklungen eingesetzte Software „GitLab“ bietet dazu umfangreiche Kommunikations- und Projekt-Management-Tools, welche einen wichtigen Beitrag zur Qualitätssicherung leisten können. Die Datensätze ausgewählter Analysesimulatoren deutscher KKW (DWR und SWR) sowie des Forschungsreaktors wurden als getrennte Repositories vom Versionsmanagementsystem SVN auf GitLab umgezogen. Zusätzlich wurde die wesentliche Funktionalität im Versionsmanagementsystem GitLab von Continuous Integration (kontinuierliche Integration) angewendet, um die Datensätze während der Weiterentwicklungsarbeit automatisch und regelmäßig zu prüfen. Ferner wurden die bisher monolithisch aufgebauten MELCOR-Eingabedatensätze für die Anlagen GKN II und KRB II sowie der AC<sup>2</sup>-Datensatz von GKN II ins GitLab-Versionsmanagementsystem hochgeladen.

Zum zweiten Themenschwerpunkt konnten folgende Arbeiten durchgeführt werden:

- AP 2.1: Der vorhandene Anlagendatensatz einer DWR-Referenzanlage wurde im Rahmen dieses Arbeitspaketes weiter optimiert. Die Ziele dieser Optimierung waren zum einen bestimmte physikalische Phänomene in der Analyse noch besser darzustellen. Zum anderen sollen einige Optimierungen die Simulationen stabiler gestalten, wodurch ggf. die Rechenzeiten sinken. Die Optimierungen, die bis dato am Eingabedatensatz durchgeführt wurden, sind die Aufteilung des oberen Plenums des Reaktordruckbehälter in mehrere Thermofluidobjekte, die Berücksichtigung der Führungsrohre der Steuerelemente im oberen Plenum sowie das Ermöglichen des Abschmelzens der Kerneinbauten Reflektorwand, untere Kerngitterplatte und Siebtonne, die alle im unteren Bereich des Reaktordruckbehälters eingebaut sind. Die Änderungen im oberen Plenum sollen sowohl die Darstellung der Thermohydraulik im oberen Plenum als auch die Stabilisierung der Analyse selbst verbessern. Die Änderungen zum Abschmelzen der unteren Kerneinbauten sollen die Modellierung des Verhaltens von Corium im unteren Plenum des RDB verbessern.
- AP 2.2: Für die durchzuführende Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse sind vorbereitende Arbeiten durchgeführt worden. So wurden sowohl der ATHLET-CD-Eingabedatensatz als auch der COCOSYS-Eingabedatensatz nochmals ertüchtigt.

Für den ersteren wurde das Speisewassersystem verbessert, um die passive Einspeisung von Speisewasser sowohl aus den Speisewasserleitungen als auch dem Speisewassertank, die in der DWR-Referenzanlage als präventive Notfallmaßnahme verwendet wird, noch realitätsnaher darzustellen. Die Ertüchtigung des COSOSYS-Eingabedatensatzes zur Modellierung des Sicherheitsbehälters der Referenzanlage geht mit der Verwendung des in der GRS vorhanden sehr detaillierten Modells sowie mit Verbesserungen bei der Modellierung des Reaktorgruben- und Sumpfbereichs zur besseren Berechnung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung einher. Als weitere vorbereitende Arbeit wurde ein Satz von unsicheren Parametern entwickelt, der sowohl das „In-vessel“- als auch das „Ex-vessel“-Verhalten während der zu untersuchenden Unfallabläufe abdeckt und der für die Unsicherheits- bzw. Sensitivitätsanalyse benutzt wird. Mit dem ertüchtigten Anlagendatensatz wurden die beiden Basisfälle der untersuchten Unfallszenarien „Lang andauernder SBO“ sowie „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ analysiert. Aus dem Vergleich mit den Ergebnissen aus dem Vorgängervorhaben 4717R01335 könnte bestätigt werden, dass die bis zu den Fukushima-Unfällen umgesetzten anlageninternen Notfallmaßnahmen effektiv sind. Für die beiden Szenarien wurde jeweils eine Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse im Hinblick auf den zu erwartenden Quellterm durchgeführt. 100 Variationen wurden durch eine Zufallsvariation der unsicheren Parameter mit Hilfe des „Monte-Carlo“-Ansatzes ausgespielt. Um Quellterme in der Umgebung berechnen zu können, wurde die in den Analysen angestrebte transiente Problemzeit auf 500.000 s festgelegt. Bei der Durchführung der Analysen brachen einige Variationsrechnungen durch Programmabstürze ab. Ein Teil der abgebrochenen Variationsrechnungen konnte durch Änderungen in den Datensätzen (ATHLET-CD und/oder COCOSYS) weitergeführt werden. Einige abgebrochene Analysen konnten allerdings nicht durch Datensatzänderungen und anschließende Restarts fortgeführt werden. Die Gründe für diese Probleme konnten im Rahmen des Vorhabens nicht detailliert evaluiert werden und zu deren Lösen werden entweder eine Datensatzoptimierung der unteren Sicherheitsbehältermodellierung oder Modelloptimierungen im COCOSYS-Programm selbst benötigt. Aufgrund der langen Simulationszeit konnten bis zum Ende des Projektes nur wenige Simulationen bis zu der Endzeit durchgeführt werden. Als Fazit lässt sich ausführen, dass die BEPU-Methodik auch mit aufwändigen Modellen für einen Code, der die gesamte Phänomenologie eines Unfallablaufes zu simulieren imstande ist, durchführbar ist. Gleichwohl ist es offensichtlich, dass das derzeitige Anlagenmodell in Kombination mit der aktuellen Codeversion von AC<sup>2</sup> keine eingriffsfreie stabile Simulation bis hin zu großen Problemzeiten ermöglicht.

Die Durchführung der Simulationen führte zur Identifikation von Verbesserungen sowohl in den Quellcodes als auch im thermohydraulischen Modell der Anlage und des Containments.

- AP 2.3: Die GRS beschäftigt sich seit Jahrzehnten mit der Simulation von auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen für verschieden Reaktortypen, wie z. B. DWR und SWR. Durch diese Arbeiten ist eine Vielzahl von berechneten Unfallabläufen vorhanden, deren Ergebnisse zukünftig z. B. im Rahmen der Arbeiten im GRS-Notfallzentrum genutzt werden sollen. Dazu wurden in einem ersten Schritt die vorhandenen Analysen und ihre Ergebnisse zusammengetragen, sortiert und ihre Relevanz insbesondere unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik für eine spätere Nutzung geprüft. In einem weiteren Schritt sollen diese Analysen geeignet aufbereitet werden, um ihre effiziente Nutzung zu ermöglichen.

## **Abstract**

The general objective of this project was to maintain and further develop methods and analysis models in order to be able to carry out fault and accident analyses aiming to answer scientific and technical questions in the field of reactor and plant behavior. This project made a contribution to maintaining GRS's technical expertise in the field of deterministic event analyses (both DBC-1 to -4 and DEC) for both pressurized and boiling water reactors. This technical expertise is required in order to continue to be able to carry out analyses of events in normal as well as non-power operation and to analyse safety-relevant phenomena that can occur in foreign nuclear power plants, using independent methodology and tools.

Following work packages have been considered in this project in the field of safety analysis (DBC-1 to -4):

- WP 1.1: Investigation of plant behavior by transients or accidents occurring in PWR and BWR during stretch-out operation
- WP 1.2: Extension of the analysis spectrum of a PWR analysis simulator by coupling the ATHLET-Q/C with the sub-channel code COBRA-TF
- WP 1.3: Development of a concept for automated creation of analysis simulator data sets using a heuristic approach
- WP 1.4: Maintenance of the database for plant-specific analysis simulators

Following work packages have been considered in this project in the field of severe accident analysis (DEC):

- WP 2.1: Optimization of the AC<sup>2</sup> modeling of a generic PWR reference plant
- WP 2.2: Analysis of various accident sequences with plant-internal emergency measures in combination with an extended uncertainty and sensitivity analysis
- WP 2.3: Processing of the accident analyses available at GRS for PWR and BWR and derivation of characteristic features of the sequences for the purpose of making them available to the GRS emergency center

Following results and gain in knowledge can be pointed out for each WP:

- WP1.1: All steps and specific measures required for simulating the selected stretch-out operation mode for both PWR and BWR were summarized in tabular form in this report and then implemented in so-called specification files (as python-skripte). The developed files can be called up using the „ATHLET Controller“ program, which allows automatic execution and detailed control of ATHLET simulations. Two calculations were carried out to test the developed stretch-out operation mode and the results show a good agreement between analytical results and theoretical data from the plant operating manual.
- WP1.2: The existing model of a generic PWR fuel element was brought up to the latest development status of the CTF code and improved. Code-specific models were activated in order to take advantage from the sub-channel model for the in-depth analysis of the flow behavior in the fuel element during a subcooling transient. A malfunction (fail-open) of the main steam safety valve (MSSV) at full power was considered as an application. In order to quantify the uncertainties related to the core coolability safety criterion (by analysing the minimum DNB ratio) for the German PWRs, the data sets were prepared for an uncertainty analysis using the ATHLET-Q/C-CTF code system. The results of uncertainty analyses from previous projects were mainly used to select the uncertain parameters and set their distribution functions in ATHLET and CTF models. Due to the selected coupling scheme (the so-called “parallel coupling” method), the boundary conditions at the BE inlet and outlet have been also varied in the CTF model. The uncertainty analysis with the ATHLET-Q/C-CTF code system was carried out to determine the minimum DNB ratio.
- WP1.3: The methodology developed is intended to enable the automatic generation of macro-components of the NPPs (e.g. the reactor pressure vessel) in order to create simple thermohydraulic plant models that could be used in the field of fault and accident analysis. By lack of information, the aim is to develop and apply so-called heuristics, which supplement or sensibly derive missing data in the software-based generation of the component modules. In this project, data from the KWU plant design were selected as the basis for the prototypical development of the heuristics. The automatic creation of a module for reactor pressure vessels of the KWU NPPs was developed as a prototype on the basis of the heuristic approach. The possibility of easily expanding the heuristics for the purpose of automatically creating a module for the reactor pressure vessel of other (light water) reactor design was the aim of this project.

- WP1.4: The software „GitLab“, which has been used in GRS for all code developments since 2020, offers an extensive communication and project management option that can make an important contribution to quality assurance. The data sets of selected analysis simulators of German nuclear power plants (PWR and BWR) and the research reactor were moved from the SVN version management system to GitLab as separate repositories. In addition, the essential functionality in the GitLab version management system called “Continuous Integration” (CI) was used to automatically and regularly check the data sets during further development work. Furthermore, the previously monolithic MELCOR input data sets for the GKN II and KRB II plants as well as the AC<sup>2</sup> data set from GKN II were uploaded to the GitLab version management system.
- WP2.1: The existing plant data set of a PWR reference plant was further optimised. The goals of this optimization were, on the one hand, to better represent certain physical phenomena in the analysis. On the other hand, some optimizations are intended to make the simulations more stable, which may reduce computing times. The optimizations that have been carried out on the input data set to date are the division of the upper plenum of the reactor pressure vessel into several thermal fluid objects, the consideration of the guide tubes of the control elements in the upper plenum and the enabling of the melting of the core internals reflector wall, lower core grid plate and sieve barrel, all of which are installed in the lower area of the reactor pressure vessel. The changes in the upper plenum are intended to improve both the representation of the thermal hydraulics in the upper plenum and the stabilization of the analysis itself. The changes to the melting of the lower core internals are intended to improve the modeling of the behavior of corium in the lower plenum of the RPV.
- WP2.2: Preparatory work has been carried out for the uncertainty/sensitivity analysis to be carried out. Both the ATHLET-CD and the COCOSYS input decks have been further improved. For the former, the feedwater system has been improved to more realistically represent the passive injection of feedwater from both the feedwater pipes and the feedwater tank, which is used in the PWR reference plant as a preventive emergency measure. The upgrade of the COSOSYS input data set for modelling the containment vessel of the reference plant goes hand in hand with the use of the very detailed model available in the GRS as well as with improvements in the modelling of the reactor pit and sump area for better calculation of the melt-concrete interaction (MCI). As further preparatory work, a set of uncertain parameters was developed, which covers both the “in-vessel” and “ex-vessel” behavior during the accident sequences to be investigated. The two base cases of the accident scenarios

investigated, “long-term SBO” and “small break LOCA with multiple failures of safety systems” were analyzed using the upgraded plant data set. A comparison with the results from the previous project 4717R01335 confirmed that the plant-internal emergency measures implemented up to the Fukushima accidents were effective. An uncertainty/sensitivity analysis was carried out for each of the two scenarios with regard to the expected source term. 100 variations were played out by randomly varying the uncertain parameters using the „Monte Carlo“ approach. In order to be able to calculate source terms in the environment, the transient problem time targeted in the analyses was set at 500,000 s. When carrying out the analyses, some variation calculations were aborted due to program crashes. Some of the aborted variation calculations could be continued by making changes to the data sets (ATHLET-CD and/or COCOSYS). However, some aborted analyses could not be continued by making data set changes and subsequent restarts. The reasons for these problems could not be evaluated in detail within the scope of the project and solving them requires either a data set optimization of the lower containment model or model optimizations in the COCOSYS program itself. Due to the long simulation time, only a few simulations could be carried out up to the end time by the end of the project. In conclusion, it can be said that the BEPU methodology can also be carried out with complex models for a code that is able to simulate the entire phenomenology of an accident sequence. Nevertheless, it is obvious that the current plant model in combination with the current code version of AC<sup>2</sup> does not allow for a non-interventional, stable simulation up to large problem times. The implementation of the simulations led to the identification of improvements in both the source codes and the thermo-hydraulic model of the plant and the containment.

# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung .....</b>	<b>I</b>
	<b>Abstract.....</b>	<b>VII</b>
<b>1</b>	<b>Zielsetzung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Beschreibung des Arbeitsprogramms und seiner Einzelziele.....</b>	<b>5</b>
2.1	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1) .....	5
2.1.1	Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1) .....	5
2.1.2	Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2).....	5
2.1.3	Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3) .....	6
2.1.4	Wartung der Datenbasis für anlagenspezifischen Analysesimulatoren (AP 1.4) .....	7
2.2	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC <sup>2</sup> unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2).....	7
2.2.1	Optimierung der AC <sup>2</sup> -Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1).....	8
2.2.2	Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2) .....	8
2.2.3	Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3) .....	9

<b>3</b>	<b>Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>11</b>
3.1	Analysen von Transienten und Störfällen .....	11
3.2	Analysen von Unfallabläufen.....	15
<b>4</b>	<b>Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten .....</b>	<b>19</b>
4.1	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1) .....	19
4.1.1	Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1) .....	19
4.1.2	Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2).....	66
4.1.3	Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3) .....	120
4.1.4	Wartung der Datenbasis für anlagenspezifische Analysesimulatoren (AP 1.4) .....	145
4.2	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC <sup>2</sup> in Kombination unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2) .....	149
4.2.1	Optimierung der AC <sup>2</sup> -Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1).....	149
4.2.2	Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2) .....	153
4.2.3	Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3) .....	243

<b>5</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>259</b>
5.1	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1) .....	259
5.1.1	Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1) .....	259
5.1.2	Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2).....	262
5.1.3	Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3) .....	265
5.1.4	Wartung der Datenbasis für anlagenspezifische Analysesimulatoren (AP 1.4) .....	267
5.2	Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC <sup>2</sup> in Kombination unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2) .....	268
5.2.1	Optimierung der AC <sup>2</sup> -Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1).....	268
5.2.2	Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2) .....	269
5.2.3	Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3) .....	272
	<b>Literaturverzeichnis .....</b>	<b>273</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis .....</b>	<b>281</b>
	<b>Tabellenverzeichnis .....</b>	<b>291</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis .....</b>	<b>293</b>

<b>A</b>	<b>Anhang</b> .....	<b>297</b>
A.1	Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3) .....	297
<b>B</b>	<b>Anhang B</b> .....	<b>329</b>
B.1	Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für die KMV-Analyse .....	329
B.2	Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für die SBO-Analyse.....	331
B.3	Unsicherheitsbehaftete Parameter COCOSYS für die KMV- und SBO-Analyse.....	333

# 1 Zielsetzung

Allgemeine Zielsetzung dieses Vorhabens war der Erhalt und die Weiterentwicklung von Methoden und Analysemodellen, um Stör- und Unfallanalysen zu aktuellen Fragestellungen durchführen zu können und wissenschaftlich-technische Fragen auf dem Gebiet des Reaktor- und Anlagenverhaltens beantworten zu können. Dieses Vorhaben lieferte einen Beitrag, um die fachliche Kompetenz der GRS auf dem Gebiet der deterministischen Ereignisanalysen (auf den Sicherheitsebenen 2 bis 4) sowohl für Druck- als auch Siedewasserreaktoren aufrechtzuerhalten. Diese fachliche Kompetenz ist erforderlich, um auch nach dem Leistungsbetrieb deutscher Kernkraftwerke weiterhin in der Lage zu sein, sowohl Analysen von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb (NLB) als auch Phänomene und Ereignisse, die in ausländischen Kernkraftwerken auftreten können, unter Hinzunahme eigenständiger Analysen sicherheitstechnisch bewerten zu können.

In der Vergangenheit konnte die GRS unter der Nutzung von Analysesimulatoren (Sicherheitsebenen 2 bis 4) analytische Aussagen und sicherheitstechnische Bewertungen zu den in deutschen und ausländischen Anlagen identifizierten Thematiken erarbeiten. Dies betraf z. B. Fragen zur „Sumpfsiebverstopfung bei Siede- und Druckwasserreaktoren“, „Hüllrohroxidation bei M5“, „Untersuchungen von Hüllrohrbefunden in Siedewasserreaktoren“, „Ablagerungen von Zink-Borat in Druckwasserreaktoren“ und „Wirksamkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen“. Weiterhin werden die kontinuierlich weiterentwickelten Analysesimulatoren auch für methodische und programmtechnische Entwicklungen angewandt. So wurden und werden die erstellten Anlagenmodelle auch eingesetzt für die Validierung von Rechencodes und um statistische KMV-Analysen oder Methoden der dynamischen PSA auf Basis von MCDET prototypisch zu erproben.

Die bisherigen Vorhaben zur Entwicklung und Einsatz von Analysesimulatoren haben auch einen Beitrag zur Fortentwicklung des nationalen kerntechnischen Regelwerks geliefert. So wurden im internationalen Rahmen die Ergebnisse der Vorläufervorhaben verwendet, um Beiträge zum internationalen kerntechnischen Regelwerk im Rahmen der IAEA zu liefern (wie bisher z. B. Zuarbeit zur Begutachtung des Safety Guide „Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants (DS491)“ sowie des Draft Specific Safety Guide „Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants (DS483)“, etc.). Die GRS bringt ihr Wissen aus diesen Vorhaben zudem in internationale Fachgremien ein, wie z. B. der OECD/NEA WGAMA Arbeitsgruppe „Informing Severe Accident Management Guidance and Actions through Analytical Simulations“ und erhält durch

diese Fachtreffen einen Überblick über und Austausch mit Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten anderer Fachorganisationen.

Die fachlichen Beiträge der GRS auf dem Gebiet der deterministischen Sicherheits- und Unfallanalyse zum nationalen und internationalen Regelwerk sowie die eigenständigen und somit unabhängig durchgeführten sicherheitstechnischen Bewertungen von Ereignissen tragen dazu bei, einen Beitrag zur Weiterentwicklung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik zu leisten.

Diese grundlegende Kompetenz der GRS zur Bewertung von Transienten, Störfällen und Unfallabläufen soll durch die im Rahmen dieses Vorhabens vorgeschlagenen Arbeiten auch zukünftig erhalten bleiben, indem die GRS jeweils einen bestehenden Analysesimulator für Druck- und Siedewasserreaktoren weiterentwickelt und an aktuelle Fragestellungen anpasst, um mit diesen auch zukünftig generische Sicherheitsbewertungen durchführen zu können. Weiterhin soll die GRS bei aktuellen Fragestellungen durch die Anwendung deterministischer Ereignisanalysen in Kombination mit nach dem kerntechnischen Regelwerk geforderten Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen zur Weiterentwicklung von Methoden und Nachweisverfahren beitragen.

Im Speziellen verfolgt das Vorhaben vier übergeordnete Einzelziele:

1. Für den Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der deterministischen Sicherheitsanalyse sollen perspektivisch jeweils ein Analysesimulator vom Typ DWR-KONVOI und SWR-72 weiter gepflegt, auf dem Stand von Wissenschaft und Technik gehalten und für ausgewählte Analysen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen eingesetzt werden.
2. Auf Basis bisheriger Unfallanalysen für Druckwasserreaktoren sollen Sensitivitäten und Unsicherheiten im zeitlichen Ablauf von Unfallszenarien bei Berücksichtigung von präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen systematisch betrachtet werden. Signifikante Unterschiede bei Unfallabläufen, die sich durch die Durchführung von Notfallmaßnahmen ergeben können, sollen identifiziert und aufbereitet werden. Als aufbereitete Datenbasis sollen die Ergebnisse für das Notfallzentrum der GRS nutzbar gemacht werden und bei der Bewertung von Unfallabläufen in nationalen und ausländischen Kernkraftwerken unterstützen.

3. Darüber hinaus soll ein Konzept entwickelt werden, mit dem bei Anforderung automatisch Datensätze für ATHLET-Simulationen in Abhängigkeit der benötigten Modellierungstiefe erzeugt werden können. Unter Nutzung eines modularen, parametrischen Modellsystems auf Komponentenebene soll sich das Konzept auf unterschiedliche DWR-Designs (z. B. auch auf VVER-Anlagen) beziehen, so dass für diese Anlagen orientierende Rechnungen durchgeführt werden können.
4. Die unter den Einzelzielen 1 und 2 erzielten Ergebnisse werden für die Arbeiten im nationalen und internationalen Umfeld in Form von Positionspapieren aufbereitet, indem die sicherheitstechnische Bedeutung der Ergebnisse ausgewiesen und der Weiterentwicklungsbedarf am jeweils einschlägigen nationalen und internationalen kerntechnischen Regelwerk identifiziert wird. Diese Positionspapiere sollen die fachlichen Beiträge der GRS für die Zusammenarbeit in nationalen und internationalen Gremien beschreiben.

Die Arbeiten gliedern sich in zwei Arbeitspakete (AP):

1. AP 1: Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren
2. AP 2: Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC<sup>2</sup> unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse

Mit Blick auf den derzeitigen Entwicklungsstand der Analysesimulatoren für Transienten und Störfälle ergeben sich für das 1. Einzelziel die folgenden Arbeitsschwerpunkte:

- AP 1.1: Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR,
- AP 1.2: Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF,
- AP 1.3: Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes,
- AP 1.4: Wartung der Datenbasis für anlagenspezifischen Analysesimulatoren.

Unter Berücksichtigung der bisherigen Arbeiten zur Darstellung und Wirksamkeitsbewertung von anlageninternen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen (BMU-Vorhaben 3613R01397 und 4717R01335) sind für das zweite Arbeitspaket nachfolgende Arbeitsschwerpunkte zu nennen:

- AP 2.1: Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage,
- AP 2.2: Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse,
- AP 2.3: Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum,
- AP 2.4: Bewertung und Dokumentation der Ergebnisse.

## **2 Beschreibung des Arbeitsprogramms und seiner Einzelziele**

### **2.1 Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1)**

#### **2.1.1 Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1)**

Im Arbeitspunkt 1.1 soll das Anlagenmodell für die Simulation von Transienten und Störfällen während des Streckbetriebs in deutschen DWR und SWR erweitert werden. Bei KWU-DWR erfolgt der Streckbetrieb häufig mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen (wobei die Kühlmitteltemperatur mit dem Abbrand sinkt). Bei dieser Fahrweise müssen einige Änderungen in den Begrenzungs-systemen und im Reaktorschutzsystem durchgeführt werden. Diese Änderungen können aktuell nicht im DWR-Analysesimulator nachgebildet werden. Aus diesem Grund sollen die leittechnischen Änderungen im Datensatz implementiert werden, so dass für beliebige Zeitpunkte im Streckbetrieb Störfallanalysen durchgeführt werden können. Um eine Simulation von Transienten und Störfällen im Streckbetrieb für die SWR zu ermöglichen, sollen gezielte Modelle angepasst werden. Beispielsweise soll das vorhandene Punktkinetik-Modell so angepasst werden, dass eine dynamische Erhöhung des Abbrandes während einer Rechnung zur Simulation einer erhöhten Ausnutzung des Kernbrennstoffs nachgebildet werden kann.

#### **2.1.2 Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2)**

Das Auftreten von Vorkommnissen in deutschen KKW in den letzten Jahren (u. a. erhöhte Oxidation der BE-Hüllrohre) hat gezeigt, dass sich analytische Untersuchungen auch auf lokale thermohydraulische Phänomene mittels spezifischen Rechencodes zum Zweck der Ursachenklärung beziehen sollten. Um das Know-how auf dem Gebiet der Analysen von lokalen Phänomenen weiterzuentwickeln, wird eine Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung von gekoppelten Analysemethoden ATHLET-QUABOX/CUBBOX mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (CTF) angestrebt. So soll im Arbeitspunkt 1.2 das bestehende gekoppelte ATHLET/QUABOX-CUBBOX Modell für einen generischen DWR ertüchtigt werden, um

analytische Untersuchungen auftretender lokaler Phänomene auf Brennelementebene zu ermöglichen, die zu thermohydraulischen komplizierten Strömungsverhältnissen bzw. thermomechanischen Belastungen der BE-Hüllrohre beim Eintreten von Transienten führen können. Ein Einzelziel besteht darin, dass bereits existierende Modell eines DWR-Brennelements (Vorkonvoi-Typ) mit dem CTF-Code auf die aktuelle Programm-Version anzupassen und die gekoppelte Analysemöglichkeit ATHLET-Q/C-CTF auf den neusten Stand von W&T zu bringen. Ferner sollen in einem weiteren Schritt mehrere Thermofluidobjekte von CTF an jedem der siebzehn in ATHLET vorhandenen Kernkanälen gekoppelt werden, um den Effekt eines asymmetrischen Verhaltens der Strömung im Brennelement während einer Transiente zu simulieren. Das letzte Einzelziel im Arbeitspunkt 1.2 betrifft die Verifizierung des erstellten Modells anhand der Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem GRS-Code SUSAS. Das erlaubt auch eine Quantifizierung der Unsicherheiten bezogen auf das Nachweiskriterium der Kernkühlbarkeit (durch Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses) für DWR. Die Erfahrung aus der Anwendung dieser Methodik kann von der GRS bei der Bewertung von Transienten bzw. Störfällen in internationalen Kernkraftwerken nutzbar gemacht werden.

### **2.1.3 Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3)**

Im Arbeitspunkt 1.3 soll als Einzelziel ein Konzept für die zukünftige Datensatzerstellung entwickelt werden, welches erlaubt, bereits mit einem laufenden generischen Datensatz zu starten und diesen durch das Hinzufügen von zum jeweiligen Erstellungszeitpunkt verfügbaren Daten zu verfeinern. Der generische Datensatz soll auf Basis eines Netzwerks von Heuristiken automatisch generiert werden, welches die wahrscheinlichste Konfiguration für den jeweiligen Anlagentyp auswählt. Werden dem Netzwerk von Heuristiken neue Daten über die Anlage zugeführt, soll wieder unter deren Berücksichtigung die wahrscheinlichste Konfiguration ausgewählt werden. Dies würde mit zunehmenden Anlagenwissen zu einer schrittweisen Verfeinerung des Modells führen.

Auf diese Weise können schnell vereinfachte ATHLET-Simulationen für ausländischen Anlagen durchgeführt werden, um bei Bedarf zeitnah Aussagen treffen zu können (z. B. im Notfallzentrum der GRS). Die entwickelte Vorgehensweise soll wesentliche Systeme und Komponenten der Anlage(n) in Modulen abbilden und es ermöglichen, über Parametereingabe einen anlagenspezifischen ATHLET-Eingabedatensatz zu generieren, dessen Komplexität auf den jeweiligen Wissenstand über die Anlage und das jeweilige

Ereignis abgestimmt ist. Basierend auf den wesentlichen konstruktiven Parametern können somit vereinfachte, störfallspezifische Anlagenmodelle schnell entwickelt und orientierende Rechnungen durchgeführt werden. Durch die Entwicklung der beschriebenen Vorgehensweise sowie deren Anwendung bei spezifischen Aufgaben wird die Kompetenz der GRS hinsichtlich der Durchführung deterministischer Sicherheitsanalysen für ausländischen Anlagen wesentlich ausgebaut.

#### **2.1.4      Wartung der Datenbasis für anlagenspezifischen Analysesimulatoren (AP 1.4)**

Im Arbeitspunkt 1.4 soll eine einheitliche Versionsverwaltung für Datensätze deutscher KKW zur Unfallanalyse und für die DSA implementiert werden. Ziel ist es, Entwicklungs- und Pflegeprozesse an Datensätzen im Sinne der Qualitätssicherung transparenter und effizienter zu gestalten sowie die Arbeitsweise bei diesen Prozessen innerhalb der GRS zu harmonisieren. Die seit 2020 in der GRS für alle Code-Entwicklungen eingesetzte Software „GitLab“ bietet dazu umfangreiche Kommunikations- und Projekt-Management-Tools, welche einen wichtigen Beitrag zur Qualitätssicherung leisten können. Dabei werden alle Änderungen an Datensätzen weitgehend automatisch reversibel und nachvollziehbar versioniert sowie dabei übersichtlich dokumentiert. Entwicklungs- und Pflegeaufgaben können zentral verwaltet und den verantwortlichen Experten zugewiesen werden. Eine integrierte lokale Versionsverwaltung in „Git“ erlaubt die Versionierung von Arbeitskopien der Datensätze, ohne zentrale Server-Kopien zu beeinflussen, was die Gefahr des Auftretens von Konflikten sowie des Ablegens nicht rechenfähiger Zwischenversionen minimiert und so einen Beitrag zur beschleunigten Aussagefähigkeit bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen leisten kann.

#### **2.2           Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC<sup>2</sup> unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2)**

Die Hauptziele des Arbeitspakets 2 sind zum einen die weitergehende Bewertung der anlageninternen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen sowie zum anderen der Aufbau einer Datenbasis für die DWR-Referenzanlage hinsichtlich möglicher Unfallabläufe und der Effektivität von präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallmaßnahmen. Die Ergebnisse sind grundsätzlich auch auf andere DWR-Anlagen anzuwenden und insbesondere auch im Rahmen des Notfallzentrums der GRS zu nutzen. Ferner können diese auch in Zukunft zur Bewertung von potenziellen Unfallabläufen,

z. B. in grenznahen, ausländischen DWR-Anlagen, als Basis für einen zu prognostizierenden möglichen Unfallablauf genutzt werden.

### **2.2.1 Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1)**

Im BMU-Vorhaben 4717R01335 erfolgten Unfallanalysen für eine DWR-Referenzanlage mit dem Systemcode AC<sup>2</sup> zur Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen sowie ihrer Wirksamkeitsbereiche /GRS 20/. Letztere wurden insbesondere durch Sensitivitätsanalysen ermittelt, die durch die Kombination von AC<sup>2</sup> mit dem GRS-Programm SUSANA für die automatisierte Durchführung und Auswertung von Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen ermöglicht wurden. Diese Arbeiten sollen im Arbeitspaket 2 fortgeführt werden, um die Unfallanalysen weiter zu verbessern, die stetige Weiterentwicklung des AC<sup>2</sup>-Programms zu berücksichtigen, den Umfang und die Genauigkeit der Sensitivitätsanalysen zu erhöhen und erste Unsicherheitsanalysen durchzuführen.

In Arbeitspunkt 2.1 soll die Modellierung der DWR-Referenzanlage weiter optimiert und durch den Einsatz der aktuellen AC<sup>2</sup>-Version auch die Weiterentwicklung des Programmes berücksichtigt werden. Dadurch sollen insbesondere die neueren Erkenntnisse in der Modellierung von DWR-Anlagen, die insbesondere durch die Bearbeitung von anderen Vorhaben aber auch durch die Diskussion mit den Programmentwicklern der GRS generiert werden, über die Laufzeit des Vorhabens mit einbezogen werden.

### **2.2.2 Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2)**

Hinsichtlich der im Arbeitspunkt 2.2 durchzuführenden Sensitivitäts-/Unsicherheitsanalysen sollen die mitigativen Notfallmaßnahmen mit einbezogen werden, die im Rahmen des Vorgängervorhabens im Datensatz für den Sicherheitsbehälter bereitgestellt wurden und in der Anlage zum Erhalt der Sicherheitsbehälterintegrität sowie zur Minimierung einer möglichen Radionuklidfreisetzung in die Umgebung eingesetzt werden. Die verschiedenen Sätze der unsicherheitsbehafteten Parameter (derzeit noch Szenarien abhängig), die erstmals im Vorläufervorhaben entwickelt wurden, sollen nochmals überprüft und ggf. erweitert werden. Des Weiteren werden die unsicherheitsbehafteten Parameter für den Sicherheitsbehälter definiert und in die Parametersätze aufgenommen. Mit dem ertüchtigten Anlagendatensatz und den überarbeiteten Parameterlisten

(ggf. können diese zu einem Satz zusammengeführt werden) werden für den SBO und verschiedene Szenarien des kleinen Lecks mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen durchgeführt, wobei eine größere Anzahl von „Monte-Carlo“-Analysen als im Vorgängervorhaben je Unfallszenario Anwendung finden soll. Die zu analysierende Problemzeit soll erweitert werden, sodass mindestens ein Zyklus der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters mit analysiert wird. Die Unsicherheitsanalyse soll im Hinblick auf die berechnete Freisetzung von Radionukliden angewendet werden. Das Ziel dieses Arbeitspunktes ist die Bereitstellung einer ausführlichen Datenbasis für die oben genannten Unfallszenarien zu den zeitlichen Abläufen der auslegungsüberschreitenden Ereignisse, den Wirksamkeitsbereichen verschiedener anlageninterner Notfallmaßnahmen sowie der möglichen Radionuklidfreisetzungen durch gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters einer generischen DWR-Anlage. Diese Datenbasis soll in der GRS für ihre Arbeit im Notfallzentrum herangezogen werden. Ferner können die Daten für eine mögliche Bewertung von in ausländischen Anlagen umgesetzten Notfallmaßnahmen oder von auslegungsüberschreitenden Ereignissen benutzt werden. Des Weiteren kann die Erfahrung der GRS bei der Anwendung von Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen auf Unfallanalysen auch für die Unterstützung des BMUV im Rahmen von Aktivitäten zur internationalen Fortschreibung von Regeln und Richtlinien sowie Empfehlungen für das Gebiet der anlageninternen Notfallvorsorge genutzt werden.

### **2.2.3      Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3)**

Die GRS hat in der Vergangenheit im Rahmen mehrerer BMUV-Vorhaben Unfallanalysen für deutsche Kernkraftwerke vom Typ DWR und SWR durchgeführt. Diese Analysen wurden sowohl mit dem Integralcode MELCOR als auch mit dem GRS-eigenen Systemcode AC<sup>2</sup> durchgeführt. Die hier generierten Analyseergebnisse sowie vorhandene Analyseergebnisse früherer Vorhaben (insbesondere zum Nichtleistungsbetrieb aus MELCOR-Analysen) sollen im Rahmen des Arbeitspunktes 2.3 derart aufgearbeitet und bereitgestellt werden, dass die charakteristischen Merkmale der verschiedenen Unfallabläufe, wie z. B. zeitliche Abläufe, führende Phänomene, Einfluss von Notfallmaßnahmen, relevante Konsequenzen, usw., herausgearbeitet und zusammenfassend an zentraler Stelle im Hinblick auf die Verwendung im Notfallzentrum dargestellt werden. Eine derartige Datensammlung soll im Notfallzentrum der GRS bereitgestellt und auch für

eine Unterstützung zur schnelleren Bewertung von zu beobachtenden Ereignissen in ausländischen Anlagen genutzt werden.

### **3 Kurzdarstellung des relevanten Standes von Wissenschaft und Technik**

#### **3.1 Analysen von Transienten und Störfällen**

##### **Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1)**

Die Simulation der Vorgänge in Kernkraftwerken innerhalb der Sicherheitsebenen 1 bis 4b erfolgt derzeit im Wesentlichen mit Rechenprogrammen wie dem von der GRS entwickelten Programm ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) und ATHLET-CD (Core Degradation), die kontinuierlich durch Förderung des BMFT bzw. BMWA (heute BMWi) dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend weiterentwickelt werden. In ATHLET wird die Thermohydraulik durch die Erhaltungsgleichungen für Masse, Energie und Impuls dargestellt. Hier kommen Systeme aus 6 (Impuls für beide Phasen) oder 5 (Impuls für Phasengemisch und eine Beziehung für die Relativbewegung der Phasen) simultan zu lösenden Differentialgleichungen zum Einsatz. Der Transport weiterer Strömungskomponenten (z. B. Bor, nicht-kondensierbare Gase, Spaltprodukte), die Wärmeleitung in Strukturen, Neutronenkinetik, Leittechnik und weitere Aspekte werden durch separate Module beschrieben. Die Darstellung der Geometrie erfolgt durch ihre Auflösung in eindimensionale Folgen von Kontrollvolumen mit dazwischen liegenden Verbindungen (Pipes). Der Vorteil von ATHLET liegt hier in der Unabhängigkeit von Geometriebeschreibung und Netzwerkerzeugung. Die Option zur Querverbindung von Pipes durch zusätzliche Verbindungen ermöglicht die Darstellung pseudomehrdimensionaler Strukturen. Diese liefern bei ausreichend feiner Auflösung bei der Analyse vieler Störfälle gute Ergebnisse. Speziell für die Darstellung der Vorgänge in Ringraum und Kernbereich hat sich die pseudomehrdimensionale Modellierung für viele Aufgabenstellungen durchgesetzt. Sie ist Grundlage für die Ankopplung von Kernmodellen mit dreidimensionaler Neutronenkinetik.

In einer Reihe abgeschlossener, BMU-finanzierter Entwicklungsprojekte (SR2071, SR2259, SR2356, SR2459, SR2567, R0801330, 3608R01330 sowie 3611R01318) wurden bisher elf qualifizierte anlagenspezifische Analysesimulatoren (Datenbasen) für die Analyseumgebung ATLAS erstellt, die den deutschen Kernkraftwerkspark vor Fukushima weitgehend repräsentierten (/POI 96a/, /POI 96b/, /POI 97/, /POI 99/, /POI 03/, /DRA 06/, /DRA 08/, /DRA 11/). Für den derzeit in Betrieb bzw. Nachbetrieb

befindlichen Kraftwerkspark stehen qualifizierte anlagenspezifische Kraftwerkssimulatoren für die Kernkraftwerke KKP 2, GKN II, KBR und KRB II zur Verfügung. Sie verfügen teilweise über Komponenten wie dreidimensionale Neutronenkinetik im Kern, zerstörbare Kernstrukturen und Containment-Modelle, die jeweils einzeln angekoppelt werden können. Die Analysen können dann mit den Programmen QUABOX/CUBBOX, ATHLET-CD und COCOSYS durchgeführt werden.

Um das Spektrum der mit dem Analysesimulatoren durchführbare Untersuchungen kontinuierlich zu erweitern, wurden in vorangegangenen BMU-finanzierten Projekten (u. a. 3614R01306 und 4717R01334) Vorgänge für die simulative Darstellung spezifischer Anlagenzustände (beispielsweise für die Untersuchung von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb von DWR /POI<sup>14</sup>/) entwickelt. Eine Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR wurde noch nicht durchgeführt.

### **Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2)**

Für die reaktorphysikalische Kernausslegung von Leichtwasserreaktoren hat sich eine weitgehend standardisierte Vorgehensweise etabliert, deren Erfolg auf der Kombination einfacher, robuster Rechenverfahren mit jahrzehntelanger Betriebserfahrung beruht. Im Zentrum dieser nuklearen Rechenkettens stehen üblicherweise ein sogenannter Spektralcode, mit dem die nuklearen Wirkungsquerschnittsdaten auf der Basis von Einzel-Brennelementrechnungen erzeugt werden und der Kernsimulator, der mit diesen Querschnitten stationäre 3D-Ganzkernanalysen durchführt. Letztere basieren üblicherweise auf der Diffusionsnäherung und bedienen sich sog. nodaler Grobgitterverfahren unter Verwendung weniger (meistens nur zweier) Energiegruppen. Mit dem Kernsimulator werden abbrandabhängig die sicherheitstechnisch relevanten Parameter der aktuellen Kernbeladung, wie minimales DNB-Verhältnis, maximale Stabileistung, brennstabweise Leistungsverteilung und Reaktivitätskoeffizienten bestimmt.

Im Einzelnen unterscheiden sich die traditionellen, diffusionsbasierten Kernsimulatoren in der speziellen Wahl der Entwicklungsfunktionen für den Neutronenfluss und den gewählten numerischen Lösungsverfahren. Folgende 3D-Kernmodelle wurden in Deutschland entwickelt und sind im praktischen Einsatz: QUABOX/CUBBOX (/LAN 77a/, /LAN 77b/) von der GRS für quadratische Brennelemente, DYN3D

/BEC 07/ vom FZD für quadratische und hexagonale Brennelemente und PANBOX oder CASCADE3D /KÜH 08/ von AREVA (ehemals FANP bzw. Siemens-KWU) für quadratische Brennelemente. Im internationalen Bereich sind weitere 3D-Kernmodelle verfügbar. In Kooperationen mit der GRS und gemeinsamen europäischen Forschungsvorhaben wurden z. B. eingesetzt: BIPR8 /LIZ 92/ vom Kurchatov Institut, Moskau, und KIKO3D von AEKI, Budapest /HEG 98/. Darüber hinaus befindet sich eine Reihe kommerzieller Codes auch in Deutschland in industriellem Einsatz, so z. B. SIMULATE/S3K und RAMONA von Studsvik/Scandpower.

Die Rechenmethoden zur Störfallanalyse haben einen vergleichbaren Entwicklungsstand erreicht. Für die neutronenphysikalischen Berechnungen wird dabei auf die gleichen Verfahren zur Wirkungsquerschnittserzeugung zurückgegriffen wie im stationären Fall, während die im Kernsimulator implementierte 2-Gruppen-Diffusionsgleichung um die entsprechenden zeitabhängigen Terme erweitert wird. In den gekoppelten Rechenmodellen wird der Modellumfang ausgedehnt auf die transiente Beschreibung der Kühlmittelzustände für ein- und zweiphasige Strömungen sowie auf die Berechnung der Brennstabtemperaturen mittels eines radialen Wärmeleitungsmodells. Die thermohydraulischen Modelle beruhen üblicherweise auf sog. Parallel- oder Unterkanalmodellen, in denen die Erhaltungsgleichungen für Masse, Energie und Impuls separat für beide Kühlmittelphasen gelöst werden. Zu den in Deutschland entwickelten gekoppelten Systemen zur Störfallanalyse gehören z. B. ATHLET/QUABOX/CUBBOX (GRS), ATHLET/DYN3D (FZD) und RELAP/PANBOX/COBRA (R/P/C) von AREVA.

Die Kopplung zwischen dem thermohydraulischen Unterkanalcode COBRA-TF und dem neutronenkinetischen Code QUABOX/CUBBOX (nodale Diffusionstheorie) wurde im Rahmen eines vom BMWi geförderten Vorhabens (FKZ RS1183) implementiert /PAU 12/. Ferner wurde im Rahmen von an der GRS durchgeführten Reaktorsicherheitsforschungsprojekt 3608R01334 angestrebt, COBRA-TF als 3D-Kernmodell an ATHLET anzukoppeln und somit den gesamten Codekomplex ATHLET/COBRA-TF/QUABOX/CUBBOX für 3D-gekoppelte Störfallanalysen nutzbar zu machen /PAU 10/. Untersuchungen zur Kühlbarkeit des Reaktorkerns wurden bei ATWS mit dem gekoppelten Rechenmodell ATHLET/QUABOX/CUBBOX/COBRA-TF durchgeführt. Ziel der Analysen war es, die in COBRA-TF implementierten fortgeschrittenen thermohydraulischen Modelle gezielt für den Nachweis der Kernkühlbarkeit bei ATWS zu nutzen. Im Rahmen des Projekts 3608R01334 wurde eine sog. Offline-Kopplung realisiert, in der die ATWS-Szenarien mit ATHLET bzw. ATHLET-QUABOX/CUBBOX berechnet werden und lediglich die Kernkühlbarkeitsanalyse mit COBRA-TF durchgeführt wurde. Dazu werden die

Kerneintritts- und Austrittsbedingungen (Eintrittsmassenstrom, Eintrittsenthalpie, Druck im oberen Plenum) sowie das axiale Leistungsprofil nach der ATHLET-Analyse ausgelesen und dem COBRA-TF-Code als zeitliche Randbedingungen aufgeprägt. Ferner wurde im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS1183 eine automatisierte Anbindung an die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des GRS-Codes SUSA (Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis) gemeinsam von der GRS und der Penn State University (PSU) entwickelt /PAU 10/. COBRA-TF/SUSA Rechenläufe wurden z. B. für die Übung I-4 des BFBT-Benchmarks /AVR 09/ durchgeführt. Das Ziel dieser Übung war, die Verteilung des Dampf volumenanteils am Austritt des elektrischen geheizten SWR-Brennelements nachzurechnen und mit den experimentellen Daten zu vergleichen. Eine Unsicherheitsanalyse mit der gekoppelten Methode ATHLET-QUABOX/CUBBOX-COBRA-TF zur Quantifizierung der Unsicherheiten bezogen auf das Nachweiskriterium der Kernkühlbarkeit (durch Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses) für DWR wurde bisher noch nicht durchgeführt.

### **Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3)**

Für die Erstellung der Eingabedatensätze von deutschen KKW wurden bisher für jede Komponente auf der Primär- bzw. Sekundärseite anlagenspezifische Zeichnungen, Pläne und Beschreibungen der Einbauten herangezogen. Die hohe Qualität der Informationen führte zu einem hohen Detaillierungsgrad bei der Erstellung von Anlagenmodellen.

Die Erstellung von Eingabedatensätzen für ATHLET zur Simulation von nuklearen Anlagen ist zurzeit charakterisiert durch einen vorwiegenden Anteil manueller Tätigkeiten. Eine Automatisierung bei der Erstellung von Datensätzen findet nur rudimentär, meist projektspezifisch oder anwenderspezifisch statt. Diese Vorgehensweise ist aufgrund ihres Aufwandes ungeeignet für die erwarteten zukünftigen Anwendungen, wie zum Beispiel für eine zügige Erstellung von Datensätzen, um kurzfristige Aussagen über bisher nicht explizit modellierte Anlagen zu treffen.

### **Wartung der Datenbasis für anlagenspezifischen Analysesimulatoren (AP 1.4)**

Für Datensätze von deutschen KKW für die deterministische Sicherheitsanalyse (DSA) wird aktuell ein Subversion-System (SVN) zur Versionsverwaltung angewendet. Die Datensätze der einzelnen KKW sind dabei in einem übergeordneten Repository auf einem

physisch getrennten Server mit passwortgesicherter Zugangsbeschränkung gespeichert. Diese Art der Versionsverwaltung zeigt gegenüber modernen Systemen einige Schwächen. Parallele Bearbeitung von Datensätzen kann beispielsweise zu Konflikten bei der zentralen Ablage oder zur Hinterlegung nicht rechenfähiger Zwischenversionen führen, da Entwickler solche Arbeitsversionen nur direkt auf dem zentralen Server sichern können. Gestiegene Anforderungen an die Entwicklungsprozesse mit Hinblick auf Parametrisierung (Unsicherheitsanalysen, Modularisierung, etc.) sowie die Verfügbarkeit deutlich effektiverer und effizienterer Tools zur Versionsverwaltung machen eine Abkehr von SVN notwendig.

Die GRS betreibt seit Anfang 2020 für die Verwaltung und Versionierung von Entwicklungsprojekten einen Server, welcher die Versionsverwaltungs-Software „GitLab“ verwendet. Diese Software basiert auf dem nach Stand der Technik aktuellen Versionsverwaltungssystem „Git“. Sie bietet die Möglichkeit zur lokalen Versionierung, sodass Arbeitsversionen gesichert werden können, ohne zu Konflikten oder nicht rechenfähigen Versionen im zentralen Server zu führen. Die Software „GitLab“ bietet weiter umfangreiche Kommunikations- und Projekt-Management-Tools, welche die Entwicklungsarbeiten sowie die Pflege der Datensätze deutlich effizienter und transparenter gestalten und so einen wichtigen Beitrag zur Qualitätssicherung und beschleunigten Aussagefähigkeit bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen leisten können. Auch im Sinne einer Harmonisierung der Arbeitsweise innerhalb der GRS wird deshalb die Anwendung des Versionsverwaltungs-Systems „Git“ auch für Datensätze zur Unfallanalyse und für die DSA angestrebt.

### **3.2 Analysen von Unfallabläufen**

#### **Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1)**

Im Rahmen von verschiedenen BMU-Vorhaben (siehe z. B. /GRS 12/, /GRS 17/ und /GRS 20/) konnte der AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatz der DWR-Referenzanlage kontinuierlich weiterentwickelt werden, so dass dieser für die Analyse der verschiedensten Unfallabläufe der DWR-Referenzanlage, ausgehend von einem weiten Spektrum auslösender Ereignisse, eingesetzt werden kann. Dabei können die wesentlichen präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallmaßnahmen sowohl für den Reaktorkreislauf als auch für den Sicherheitsbehälter berücksichtigt werden.

Trotz des weit fortgeschrittenen Detaillierungsgrades des Eingabedatensatz für die Referenzanlage gibt es weiterhin Optimierungsbedarf, der einerseits durch die weiter anwachsende Erfahrung der GRS aus verschiedensten Vorhaben bei der Modellierung von DWR-Anlagen sowie der andauernden Weiterentwicklung des Unfallanalyseprogramm-pakets AC<sup>2</sup>, wodurch es einer stetigen Optimierung bzw. Erweiterung unterliegt, begründet ist. Diese Weiterentwicklung sollte bei der weiteren Anwendung des Eingabedatensatzes Berücksichtigung finden.

### **Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2)**

Die Anwendung der Methodik Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse auf Kernschmelzunfallabläufe wächst stetig. Dabei sind die Ziele der Untersuchungen neben der Bewertung des Einflusses von Unsicherheiten auf die Unfallabläufe sowie der Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen insbesondere auch die Generierung von Genauigkeitsaussagen zu Quelltermanalysen. Die umfassendste Untersuchung von Unfallabläufen unter Zuhilfenahme der Methode Unsicherheitsanalyse stellt das „**State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)**“-Vorhaben /NRC 12/ dar, das von der U.S. NRC für die amerikanischen Kernkraftwerke Peach Bottom (SWR), Surry (DWR; 3-Loop) und Sequoyah (DWR; 4-Loop mit Eis-Kondensator Sicherheitsbehälter) in Auftrag gegeben und mit Hilfe der Sandia National Laboratories (SNL) durchgeführt wurde. In zunehmenden Maßen sind in der einschlägigen Literatur sowie bei internationalen Institutionen, wie z. B. IAEA, OECD/NEA, aber auch eine stetig wachsende Anzahl von Beiträgen zu dieser Thematik zu finden, was die wachsende Bedeutung der Anwendung der Methodik auch auf Unfallanalysen verdeutlicht. In dem EU-Vorhaben „Management and Uncertainties of Severe Accidents (MUSA)“ hat eine internationale Expertengruppe den Stand von W&T hinsichtlich der Durchführung von BEPU-Analysen auf dem Gebiet der Unfallanalysen beraten. Hinsichtlich der konkreten Anwendung auf reale KKW ist das Arbeitspaket AP5 des Vorhabens zu nennen, in dem die Anwendung der Unsicherheitsanalyse auf das Management von Unfallabläufen diskutiert und beraten wurde. In AP6 ging es um das effektive Management von Unfallabläufen in BE-Lagerbecken mit Hilfe der Unsicherheitsanalyse. Ferner sind mehrere OECD-Aktivitäten zu BEPU zu finden, die sich unter anderem im Vorhaben UAM/LWR /OEC 24/ mit einem Benchmark hinsichtlich der Anwendung und Weiterentwicklung der Methodik der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für so genannte „Best-estimate“-Analysen bei Ereignis- und Unfall-

analysen für Leichtwasserreaktoren beschäftigte. Gegenstand von Unsicherheitsanalysen bei Unfallabläufen waren zudem in mehreren Beiträgen der „CSARP 2024“-Konferenz, die von der U.S. NRC veranstaltet wurde und im Juni 2024 in Bethesda, MD, USA stattfand, zu finden, in denen über derartige Analysen für bestehende, aber auch für neue Reaktorkonzepte (wie z. B. SMR) berichtet wurden.

Das Vorgängervorhaben 4717R01335 zeigt eine erstmalige erfolgreiche Anwendung von Sensitivitätsanalysen auf Unfallanalysen mit dem GRS-Systemcode AC<sup>2</sup> in Kombination mit dem GRS-Unsicherheitsanalyse-Tool SUSA (Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis) zur Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen /GRS 20/. Für die weitgehende Automatisierung der Durchführung der Sensitivitätsanalysen wurden im Rahmen dieses Vorhabens zusätzliche Python-Skripte erstellt, die mit dem SUSA-Tool zusammenarbeiten und eine automatisierte Durchführung derartiger Analysen ermöglicht. Daher können die Methoden und Eingabedatensätze dieses Vorhabens unmittelbar für weitergehende Untersuchungen eingesetzt werden.

### **Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3)**

Im Rahmen einer großen Anzahl von BMUB/BMUV- und BMWi-Vorhaben (z. B. 3613R01397, 3614R01307, 4717R01335, 4719R01376, RS1198 AP4.2, RS1556, etc.; weitere Vorhaben siehe Kapitel 4.2.3) hat die GRS deterministische Unfallanalysen mit den Zielen Basisauslegung Rekombinatoren, Bewertung anlageninterne Notfallmaßnahmen und Unterstützung der PSA der Stufe 2 für DWR und SWR durchgeführt. Diese Arbeiten lieferten weitreichende Erkenntnisse über zu erwartende Unfallabläufe in Kernkraftwerken der Typen DWR und SWR. Ferner wurden in der Vergangenheit im Rahmen dieser Arbeiten viele Unfallanalysen sowohl für DWR- als auch SWR-Anlagen z. B. mit den Unfallanalyseprogrammen ATHLET-CD, COCOSYS, AC<sup>2</sup> und MELCOR durchgeführt. Damit liegt in der GRS ein umfassendes Wissen hinsichtlich der Thematik Unfallabläufe in DWR- und SWR-Anlagen vor, was für die zukünftige Nutzung im GRS-Notfallzentrum in geeigneter Weise bereitgestellt werden sollte.



## **4 Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten**

### **4.1 Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1)**

#### **4.1.1 Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1)**

Die Arbeiten zur Erweiterung der Analysemöglichkeit gliedert sich in folgende Arbeitsschritte (AS):

##### **4.1.1.1 Erfassung der anlagenspezifischen Daten für die Streckbetriebsfahrweise**

Als erster Schritt wurden für die Analysesimulatoren von DWR und SWR Informationen über die spezifische Fahrweise aus den jeweiligen Betriebshandbüchern (BHB) sowie aus den Schulungsunterlagen gewonnen.

Die Fahrweise für die Anlage GKN II ist in Teil 2, Kapitel 3.3.1 des BHB /BHB 12/ (Titel: Fahren der Anlagen in Streckbetrieb) beschrieben. Die wesentlichen Informationen über die Handmaßnahmen wurden für die Erstellung der Spezifikationsdatei pro Streckbetriebsphase vom BHB abgeleitet. Das BHB enthält die im Streckbetrieb durchzuführenden Maßnahmen während der unterschiedlichen Phasen des Streckbetriebs.

Eine Beschreibung der Fahrweise für die Anlage KRB II ist nicht im spezifischen BHB enthalten. Ferner wurden als Informationsquelle für die Beschreibung des Fahrens der Anlage im Streckbetrieb die SWR-Schulungsunterlagen /KSG 95/ sowie den BHB der Anlage KKB (Baulinie SWR-69) /BHB 05/ herangezogen. Die daraus gewonnenen Informationen genügen, um eine Protokollierung der im Streckbetrieb durchzuführenden spezifischen Maßnahmen anfertigen zu können.

#### **4.1.1.2      Protokollierung und Umsetzung der spezifischen Maßnahmen zur simulativen Durchführung der Streckbetriebsfahrweise**

##### **4.1.1.2.1    Beschreibung der Streckbetrieb-Fahrweise für DWR**

Bei KWU-Druckwasserreaktoren sind üblicherweise zwei unterschiedliche Fahrweisen des Streckbetriebs möglich:

- Fahrweise nach dem stationären Teillastdiagramm;
- Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen (dabei sinkt die Kühlmitteltemperatur mit dem Abbrand).

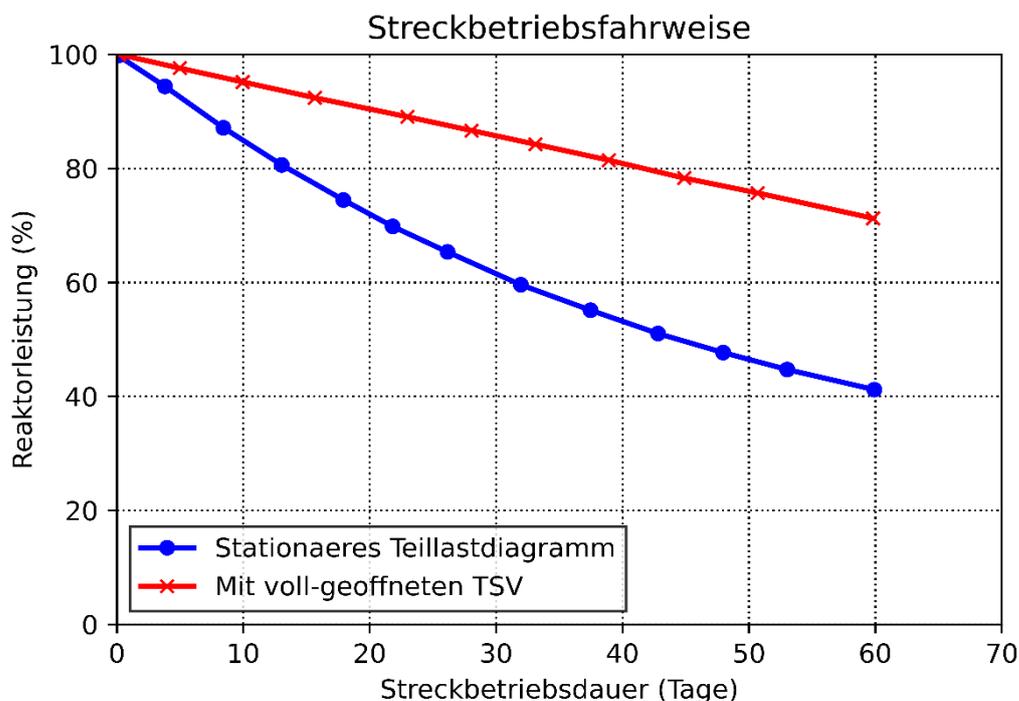
Bei der Fahrweise nach dem stationären Teillastdiagramm wird die Generatorleistung so reduziert, dass die mittlere Kühlmitteltemperatur entsprechend dem stationären Teillastdiagramm gefahren wird. Bei der Konstanzhaltung der mittleren KMT hat der Moderator-Koeffizient keinen Reaktivitätsbeitrag. Wie in /KOS 22/ beschrieben, haben andere Effekte wie Änderungen der Brennstoffdichte, eine sich ändernde Xenonkonzentration und die Leistungsumverteilungen einen geringen Einfluss. Der Reaktivitätsverlust durch Abbrand wird in diesem Fall fast ausschließlich durch die Absenkung der Reaktorleistung mit Hilfe des Doppler-Effekts kompensiert. Die Temperaturwerte im Reaktorkühlsystem und auch der DH-Füllstand entsprechen den Werten im Teillastbetrieb. Deshalb bestehen für diese Fahrweise keine verfahrenstechnischen Grenzen.

Bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen stellt sich die maximale mögliche Reaktorleistung gemäß der Reaktivitätsbilanz und der Turbinenkennlinie ein. Das Absinken der Kühlmitteltemperaturen wird durch das Ungleichgewicht der im Reaktor erzeugten Leistung und der an der Turbine abgegebenen Leistung bewirkt. Durch dieses Ungleichgewicht kommt es zu einer FD-Druckabsenkung, die über die wärmetechnische Kopplung in den Dampferzeugern zur Temperaturabsenkung im Reaktorkühlsystem führt. Die sinkende Moderatortemperatur führt über die Erhöhung der Dichte zu einem zusätzlichen positiven Reaktivitätsbeitrag. Für eine ausgeglichene Reaktivitätsbilanz kann der positive Reaktivitätsbeitrag infolge des Doppler-Effekts um jenen des Moderators kleiner ausfallen. In der Folge muss die Reaktorleistung nicht mehr so stark fallen, um die Kritikalität aufrecht zu halten /KOS 22/.

Im Gegensatz zum Streckbetrieb nach dem stationären Teillastdiagramm sind bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen eine Reihe von begrenzenden

systemtechnischen Randbedingungen zu beachten. Hauptgrund für die Verstellung ist dabei die Zunahme der Hauptkühlmitteldichte  $\rho$ , welche zu einem stetig fallenden Füllstand im Druckhalter führt (bei konstanter Kühlmittelmasse). Dieser Füllstand wird sowohl für die Regelung als auch für die Begrenzungs- und Schutzmaßnahmen in den verschiedenen leittechnischen Einrichtungen verwendet. Eine Fortsetzung des Streckbetriebs unter Beibehaltung dieser Fahrweise ist nur möglich, wenn vorher der DH-Füllstand wieder angehoben wird und darauf abgestimmt gleichzeitig die Ansprechwerte der sekundärseitigen Druckabsicherungseinrichtungen im FD-System den veränderten Betriebsbedingungen angepasst werden.

In Abb. 4.1 ist ein Beispielverlauf der Reaktorleistung bei den zwei unterschiedlichen Streckbetriebsfahrweisen dargestellt.



**Abb. 4.1** Beispielverlauf der Reaktorleistung bei unterschiedlichen Streckbetriebsfahrweisen (abgeleitet aus /ZIE 13/)

Zurzeit werden laut BHB /BHB 12/ bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen zwei unterschiedliche Phasen definiert:

- Phase 1: Absenkung aller Kühlmitteltemperaturen ohne Verstellung von Grenzwerten. Diese Phase wird unmittelbar zu Beginn des Streckbetriebs gewählt. Ausgehend

vom Ende des Normalbetriebs ( $C_{\text{Bor}} \leq 20$  ppm) gelten somit auch weiterhin in dieser Phase 1 die Grenzwerte für den vorausgegangenen Normalbetrieb.

- Phase 2: Absenkung aller Kühlmitteltemperaturen mit Verstellung von Grenzwerten. Diese Phase wird abhängig von der beabsichtigten Dauer des Streckbetriebs entsprechend der Anzahl der durchzuführenden Grenzwertverstellungen weiter unterschieden.
  - Phase 2.1 (Erste Verstellung von Grenzwerten)
  - Phase 2.2 (Zweite Verstellung von Grenzwerten)

Die Fahrweise mit konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur (nach dem stationären Teillastdiagramm) wird im Betriebshandbuch mit Phase 3 bezeichnet. Mit der langsamen Reduktion der Generatorleistung steigt der FD-Druck ebenfalls langsam an. Die sich ergebende Streckbetriebsdauer in der Phase 3 wird durch den steigenden FD-Druck begrenzt und sollte dann beendet werden, wenn der steigende FD-Druck den sog. Anfahr-Sollwert von FD-Umleitstation erreicht.

Die Phase 3 kann laut BHB zu jedem beliebigen Zeitpunkt als letzte Phase an die bereits vorangegangenen Phase 1, Phase 2.1 und Phase 2.2 angehängt werden.

#### **4.1.1.2.2 Protokollierung der Maßnahmen zur Simulationsdurchführung von Streckbetrieb im DWR-Analysesimulator**

Für den Streckbetrieb mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen sind in der Phase 1 Verstellungen notwendig. Es sind jedoch in Phase 1 keine Grenzwerte der sekundärseitigen Druckabsicherung anzupassen.

Die in Phase 1 zu verstellende Werte im DWR-Analysesimulator sind:

- KMT-Grenzsollwert: Der KMT-Sollwert wird mittels des KMT-Grenzsollwerts dem KMT-Istwert nachgeführt, um die KMT-Regelabweichung klein zu halten und somit spezifischem, von der KMT-Regelung ausgelöste Maßnahmen während des Streckbetriebs zu vermeiden. Bedingt durch das Teillastverhalten im Streckbetrieb hat das Absinken der KMT ein Absinken des FD-Drucks und der Generatorleistung zur Folge.
- Generatorleistungssollwert: Die Nachführung des Generatorleistungssollwertes ist erforderlich, sobald die Turbinenregelventile vollständig geöffnet sind und die Differenz zwischen Generatorleistungs-Sollwert/Istwert ca. 50 MW erreicht hat. Somit

wird sichergestellt, dass die Turbinenregelventile im weiteren Simulationsverlauf vollständig geöffnet bleiben.

- Einstellung der FD-Min-Druck-Regelung und des FD-Min-Druck-Signalgeräts: Die Sollwert-Korrektur muss spätestens bei +1 bar Abstand zwischen FD-Min-Druck und FD-Sammler-Druck wieder auf +3 bar Abstand geändert werden. Der Abstand zum FD-Min-Druck-Signalgerät wird dabei automatisch wieder auf +10 bar eingestellt.
- Reaktorschutzgrenzwert FD-Druck < Min1: Um ein Ansprechen dieser Grenzwerte (welche das Schließen des FD-AVSIV bewirken) an der Reaktorschutztafel im Verlauf der Streckbetriebsphase 1 durch fallenden FD-Druck zu vermeiden, sind diese so einzustellen, dass der ursprüngliche Abstand vom Ansprechwert zum stationären FD-Druck-Istwert wieder hergestellt ist.

In Tab. 4.1 sind die wesentlichen GCSM-Signale und deren Original- bzw. Zielwerte im Konvoi-Analysesimulator am Beispiel von GKN II aufgelistet, die während der Phase 1 des Streckbetriebs zu verstellen sind.

**Tab. 4.1** Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 1 des Streckbetriebs

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal	Originalwert	Zielwert
KMT-Sollwert nachführen	DT112GSCH	0	0.1
	DT113XR22	0	1
Generatorleistung-Sollwert nachführen	MYA01CSPS2	0	1
	MYA01CPS19	-4.55e+6	-4.0e+5
FD-Min-Druck-Regelung / FD-Min-Druck-Signalgerät nachführen	LBAN0CSOL1	-3	0, 3, 6
Verstellen Reaktorschutzgrenzwert FD-Druck < min 1 (1. Verstellung)	JRV67SBP1	0	5.0e+5

Der DH-Füllstand bestimmt das Ende für die Phase 1. Zur Sicherung eines ausreichenden Wasserinventars nach einer RESA darf kein DH-Füllstand < 5 m gefahren werden. Bei diesem Druckhalterfüllstand kann der Übergang zu den weiteren Phasen erfolgen:

- Streckbetrieb Phase 2.1 und evtl. Phase 2.2 (mit Verstellung von Grenzwerten)  
ODER
- Streckbetrieb Phase 3 bzw. beenden des Streckbetriebs.

Die Phase 2.1 beginnt mit der Verstellung des DH-Füllstandes bei Erreichen der 5-m-Marke am Ende der Phase 1 und endet ebenfalls wieder mit Erreichen des DH-Füllstandes von 5 m. Der voraussichtliche Verlauf der Phase 2.1 ist in den beiliegenden BHB-Abbildungen (siehe Abschnitt 3.5, Seite 1 bis 7 in /BHB 12/) wiedergegeben. Die voraussichtlichen Einstellwerte sind in den genannten Abbildungen zusammengestellt.

Eine Zusammenfassung der wesentlichen Einstellwerte für die Phase 2.1 ist in der folgenden Tab. 4.2 zusammengestellt:

**Tab. 4.2** Wesentliche Einstellwerte für die Phase 2.1 des Streckbetriebs für DWR

Bezeichnung	System	Wert
RDB-Eintrittstemperatur <Min1	Reaktorschutz	250 °C
KMD > Max3 (RESA)	Reaktorschutz	166 bar
KMD < Min1 (100-K/h-Abfahren)	Reaktorschutz	131 bar
KMD < Min2 (Anfahrverriegelung)	Reaktorschutz	121 bar
FDD-Sollwertbegrenzung (Teilabfahren — Enddruck)	Reaktorschutz	71 bar
FD-Druck > Max3 (Öffnen FD-SIV)	Reaktorschutz	76 bar
FD-Druck > Max2 (Öffnen FD-AVSIV)	Reaktorschutz	74 bar
FD-Druck > Max1 (RESA, Teilabfahren)	Reaktorschutz	74 bar
FD-Druck < Min1 (Schließen FD-AVSIV)	Reaktorschutz	50 bar/45 bar
FD-Begrenzung DAF II	Reaktorschutz	55 bar
FD-Begrenzung DAF I	Reaktorschutz	63 bar
C1 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	0.197 m/°C
C2 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	0.097 m/K
C3 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	-51.346 m
Obere KMT-Feldgrenze	Verstellung Teillastdiagramm	299.5 °C
Untere KMT-Grenze	Verstellung Teillastdiagramm	294 °C
Nullpunkt KMT-Mindestlastkennlinie KMT0	Verstellung Teillastdiagramm	287 °C
FDD oberer Grenzdruck	Kennlinie Turbinenregelung	65 bar
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW20)	303 °C

Bezeichnung	System	Wert
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW21)	304 °C
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW22)	305 °C
Anfahrswert oben, FDU	FDU-Regelung	68 bar
ANKELI DEL + PUMA (GW56)	Begrenzung	97 bar
ANKELI DEL GW56	Begrenzung	81 bar
ABKELI DEL + PUMA (GW54)	Begrenzung	67 bar
KMT-Grenzwert	KMT-Regelung	Grenzwert kontinuierlich nachführen
FD-Min-Druckregelung + FD-Min-Druck-Signalgerät (automatisch)	Turbinenregelung	3 bar (13 bar) nachführen

In Tab. 4.3 sind die wesentlichen GCSM-Signale und deren Original- bzw. Zielwerte im Konvoi-Analysesimulator am Beispiel von GKN II aufgelistet, die während der Phase 2.1 des Streckbetriebs zu verstellen sind.

**Tab. 4.3** Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 2.1 des Streckbetriebs

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
KMT-Begrenzung verstellen	<b>CAPHASE2</b> (Verstellung RELEB-KMT-GW)	0	1
Verstellen der FDU-Regelung	<b>CHMAN10P01</b> (Verstellen der FDU-Regelung (Anfahrswert-Änderung))	8.00E+6	6.80E+6
	<b>LBAN0CSOL1</b> (Korrektoreinfluss rückgängig machen)	6	-3
Verstellen der primärseitigen Reaktorschutzgrenzwerte im LT0	<b>JRV11SBP2</b> (KMD < min 2 *JR 11* < 121 bar)	0	1.00E+6
	<b>JRV11SBP1</b> (RDB-Eintrittstemperatur < min 1 *JR 11* < 250 °C)	0	10

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
Verstellen der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte im LT0	<b>JRV11SBP3</b> (FD-Druck > max 1 *JR 11*/*JR 86* > 74 bar)	0	1.10E+6
Verstellen der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte	<b>JRV67SBP1</b> (FD-Ltg1 Dr < min 1 (Schließen FD-AVSIV bei offenem FD-SIV) *JR 67* < 50 bar (2. Verstellung))	5.00E+5	9.00E+5
	<b>LBAN2CSOL1</b> (FD-Ltg1 Dr > max 2 (Öffnen FD-AVSIV) *JTW 63* > 74 bar)	0	10
	<b>LBAN1CSOL1</b> (FD-Ltg1 Dr > max 3 (Öffnen FD-SIV) *JTV 64* > 76 bar)	0	8
	<b>JEA10CP851, JEA20CP851, JEA30CP851, JEA40CP851, LBA10CP902, LBA20CP902, LBA30CP902, LBA40CP902</b> (Begrenzung DAF 1 bei Druckanstieg 63 bar)	72	63
	<b>CPYB51PDF1, CPYB52PDF1, CPYB53PDF1, CPYB54PDF1</b> (Begrenzung DAF 2 bei Druckanstieg 55 bar)	64	55
	<b>LBAN3CSOL1</b> (Begrenzung Sollwertbildung Abblaseregelung (Teilabfahren endet bei 63 bar) *JR 85* 71 bar)	0	12
	<b>OGWAFKL2, MEA14OG</b> (Hochsetzen u. Begrenzen ANKELI bei DE-Leck & PUMA (GW56) 97 bar)	1.09E+7	9.70E+6

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
	<b>OGWAFKL1, MEA12OG</b> (Hochsetzen u. Begrenzen ANKELI bei DE-Leck (GW56) 81 bar)	9.30E+6	8.10E+6
	<b>KEN22OGW</b> (Begrenzung ABKELI bei DE-Leck (GW54) 67 bar)	7.90E+6	6.70E+6
	<b>NORM-GW62</b> (KMM-Begrenzung: GW62 und GW63 kurz wegschalten)	-0.8	-3.8
	<b>KBA11-REGL, HD-RED-TSE, HD-RED1-HZ</b> (DH-Füllstand-Regelung ausschalten (HD-RED KBA 11 HAND))	1, 1, 0	0, 0, 1
	<b>KONST-1, KONST-2, KONST-3</b> (Kühlmittelmasse KMM-Begrenzung: DH-Füllstand-Sollwert kennlinie für Phase 2.1 einstellen)	0.262, 0.115, -72.86	0.197, 0.097, -51.346
	<b>HD-RED-TSE, HD-RED1-HZ, KBA11-REGL</b> (DH-Füllstand-Regelung einschalten)	0, 1, 0	1, 0, 1
Teillastdiagramm verstellen & BHB-Teillastdiagramm für Streckbetrieb Phase 2.1 aktivieren	<b>KMTANW H123X15 H123X24</b> (KMT-Sollwert verstellen)	297.3 304.1 308.6	287 294 299.5
Generatorleistung-Sollwert nachführen	<b>MYA01CSPS2, MYA01CPS19</b> (Generatorleistungs-Sollwert absenken)	0, -4.00e+5	1, -4.00E+5
FD-Min-Druck-Regelung/FD-Min-Druck-Signalgerät nachführen	<b>LBAN0CSOL1</b> (FD-Min-Druck absenken)	-3	0, 3, 6, 9

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
Verstellen Reaktorschutzgrenzwert FD-Druck < min 1	<b>JRV67SBP1</b> (FD-Ltg1 Dr < min 1 *JRV 67* < 45 bar (3. Verstellung))	9.00E+5	1.40E+6
KMT-Sollwert nachführen	<b>DT112GSCH,</b> <b>DT113XR22</b> (KMT-Sollwert absenken)	0, 0	1, 1

Bei einer Fortführung des Streckbetriebs erfolgt die zweite Verstellung von Grenzwerten in der Phase 2.2 analog der Verstellung zu Beginn der Phase 2.1. Der voraussichtliche Verlauf der Phase 2.2 ist in den beiliegenden BHB-Abbildungen (siehe Abschnitt 3.5, Seite 1 bis 7 in /BHB 12/) wiedergegeben. Die Phase 2.2 endet ebenfalls mit dem Erreichen eines DH-Füllstands von 5 m. Der voraussichtliche Zustand der Anlagenparameter nach Ende der Phase 2 ist dem BHB entnommen.

Eine Zusammenfassung der wesentlichen Einstellwerte für die Phase 2.1 ist in der folgenden Tab. 4.4 zusammengestellt:

**Tab. 4.4** Wesentliche Einstellwerte für die Phase 2.2 des Streckbetriebs für DWR

Bezeichnung	System	Wert
RDB-Eintrittstemperatur <Min1	Reaktorschutz	250 °C
KMD > Max3 (RESA)	Reaktorschutz	154 bar
KMD < Min1 (100-K/h-Abfahren)	Reaktorschutz	119 bar
KMD < Min2 (Anfahrverriegelung)	Reaktorschutz	110 bar
FDD-Sollwertbegrenzung (Teilabfahren — Enddruck)	Reaktorschutz	64 bar
FD-Druck > Max3 (Öffnen FD-SIV)	Reaktorschutz	69 bar
FD-Druck > Max2 (Öffnen FD-AVSIV)	Reaktorschutz	67 bar
FD-Druck > Max1 (RESA, Teilabfahren)	Reaktorschutz	67 bar
FD-Druck < Min1 (Schließen FD-AVSIV)	Reaktorschutz	41 bar/38 bar
FD-Begrenzung DAF II	Reaktorschutz	48 bar
FD-Begrenzung DAF I	Reaktorschutz	56 bar
C1 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	0.191 m/°C

Bezeichnung	System	Wert
C2 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	0.0836 m/K
C3 Konstante für DHF-SW	Begrenzung	-47.00 m
Obere KMT-Feldgrenze	Verstellung Teillastdiagramm	286 °C
Untere KMT-Grenze	Verstellung Teillastdiagramm	282 °C
Nullpunkt KMT-Mindestlastkennlinie KMT0	Verstellung Teillastdiagramm	274 °C
FDD oberer Grenzdruck	Kennlinie Turbinenregelung	54 bar
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW20)	292 °C
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW21)	293 °C
KMT-Begrenzung	Begrenzung (GW22)	294 °C
Anfahrswert oben, FDU	FDU-Regelung	57 bar
ANKELI DEL + PUMA (GW56)	Begrenzung	86 bar
ANKELI DEL GW56	Begrenzung	70 bar
ABKELI DEL + PUMA (GW54)	Begrenzung	56 bar
KMT-Grenzwert	KMT-Regelung	Grenzwert nachführen
FD-Min-Druckregelung + FD-Min-Druck-Signalgerät (automatisch)	Turbinenregelung	3 bar (13 bar) nachführen

In Tab. 4.16 sind die wesentlichen GCSM-Signale und deren Original- bzw. Zielwerte im Konvoi-Analysesimulator am Beispiel von GKN II aufgelistet, die während der Phase 2.2 des Streckbetriebs zu verstellen sind.

**Tab. 4.5** Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 2.2 des Streckbetriebs

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
KMT-Begrenzung verstellen	<b>CAPHASE2K</b> (Verstellung RELEB-KMT-GW)	9	20

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
Verstellen der FDU-Regelung	<b>CHMAN10P01</b> (Verstellen der FDU-Regelung (Anfahrswert-Änderung))	6.80E+6	5.70E+6
	<b>LBAN0CSOL1</b> (Korrektoreinfluss rückgängig machen)	6	-3
Verstellen der primärseitigen Reaktorschutzgrenzwerte im LT0 ung.	<b>JRV11SBP2</b> (KMD < min 2 *JR 11* < 110 bar)	1.00E+6	2.10E+6
	<b>JRV11SBP4</b> (KMD > max 3 *JR 11* > 154 bar)	0	1.20E+6
Verstellen der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte im LT0 ges.	<b>JRV11SBP3</b> (FD-Druck > max 1 *JR 11*/*JR 86* > 67 bar)	1.10E+6	1.80E+6
Verstellen der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte	<b>JRV67SBP1</b> (FD-Ltg1 Dr < min 1 (Schließen FD-AVSIV bei offenem FD-SIV) *JR 67* < 41 bar (4. Verstellung))	1.40E+6	1.80E+6
	<b>LBAN2CSOL1</b> (FD-Ltg1 Dr > max 2 (Öffnen FD-AVSIV) *JTW 63* > 67 bar)	10	17
	<b>LBAN1CSOL1</b> (FD-Ltg1 Dr > max 3 (Öffnen FD-SIV) *JTV 64* > 69 bar)	8	15
	<b>JEA10CP851, JEA20CP851, JEA30CP851, JEA40CP851, LBA10CP902, LBA20CP902, LBA30CP902, LBA40CP902</b> (Begrenzung DAF 1 bei Druckanstieg 56 bar)	63	56
	<b>CPYB51PDF1, CPYB52PDF1, CPYB53PDF1, CPYB54PDF1</b> (Begrenzung DAF 2 bei Druckanstieg 48 bar)	55	48

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
	<b>LBAN3CSOL1</b> (Begrenzung Sollwertbildung Abblaseregelung (Teilabfahren endet bei 56 bar) *JR 85* 64 bar)	12	19
	<b>JRV11SBP5</b> , KMD < min 1 (Abfahren mit 100 K/h) *JR 83* < 119 bar	0	1.20E+6
DH-Füllstand-Sollwert verstellen und DH-Füllstand anheben	<b>OGWAFKL2, MEA14OG</b> (Hochsetzen u. Begrenzen ANKELI bei DE-Leck & PUMA (GW56) 86 bar)	9.70E+6	8.60E+6
	<b>OGWAFKL1, MEA12OG</b> (Hochsetzen u. Begrenzen ANKELI bei DE-Leck (GW56) 70 bar)	8.10E+6	7.00E+6
	<b>KEN22OGW</b> (Begrenzung ABKELI bei DE-Leck (GW54) 56 bar)	6.70E+6	5.60E+6
	<b>NORM-GW62</b> (KMM-Begrenzung: GW62 und GW63 kurz wegschalten)	-0.8	-3.8
	<b>KBA11-REGL, HD-RED-TSE, HD-RED1-HZ</b> (DH-Füllstand-Regelung ausschalten (HD-RED KBA 11 HAND))	1, 1, 0	0, 0, 1
	<b>KONST-1, KONST-2, KONST-3</b> (Kühlmittelmasse KMM-Begrenzung: DH-Füllstand-Sollwert kennlinie für Phase 2.2 einstellen)	0.197, 0.097, -51.346	0.191, 0.836, -47.00
	<b>HD-RED-TSE, HD-RED1-HZ, KBA11-REGL</b> (DH-Füllstand-Regelung einschalten)	0, 1, 0	1, 0, 1

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal / Kurzbeschreibung	Originalwert	Zielwert
Teillastdiagramm verstellen & BHB Teillastdiagramm für Streckbetrieb Phase 2.2 aktivieren	<b>KMTANW</b> <b>H123X15</b> <b>H123X24</b> (KMT-Sollwert verstellen)	287 294 299.5	274 282 286
Generatorleistung–Sollwert nachführen	<b>MYA01CSPS2,</b> <b>MYA01CPS19</b> (Generatorleistungs-Sollwert absenken)	0, -4.00e+5	1, -4.00E+5
FD-Min-Druck-Regelung/FD-Min-Druck-Signalgerät nachführen	<b>LBAN0CSOL1</b> (FD-Min-Druck absenken)	-3	0, 3, 6, 9
Verstellen Reaktorschutzgrenzwert FD-Druck < min 1	<b>JRV67SBP1</b> (FD-Ltg1 Dr < min 1 *JRV 67* < 38 bar (5. Verstellung))	1.80E+6	2.10E+6
KMT–Sollwert nachführen	<b>DT112GSCH,</b> <b>DT113XR22</b> (KMT-Sollwert absenken)	0, 0	1, 1

Am Ende der Phase 2.2 darf keine weitere Anhebung des DH-Füllstandes durch erneutes Verstellen von Grenzwerten durchgeführt werden, denn die RDB-Eintrittstemperatur nähert sich der erlaubten Grenze für den nuklearen Betrieb von 260°C. Falls der Streckbetrieb über die Phase 2.2 hinaus betrieben werden muss, kann dies nur noch durch die Fahrweise mit Konstanthaltung der mittleren KMT durchgeführt werden (sog. Phase 3). Die Einstellungen des stationären Teillastdiagramms aus der vorhergehenden Phase bleiben dabei unverändert bestehen. Die mittlere Kühlmitteltemperatur wird gemäß dem eingestellten Teillastdiagramm konstant gehalten durch die langsame und kontinuierliche Absenkung des Generatorleistungssollwerts von Hand. Mit der langsamen Reduktion der Generatorleistung steigen gemäß dem Teillastverhalten der FD-Druck, die RDB-Eintrittstemperaturen und der Druckhalterfüllstand langsam wieder an. Die sich ergebende Streckbetriebsdauer in der Phase 3 wird durch den steigenden FD-Druck begrenzt und sollte dann beendet werden, wenn der steigende FD-Druck den „Anfahrtsollwert FDU“ erreicht.

In Tab. 4.6 sind die wesentlichen GCSM-Signale und deren Original- bzw. Zielwerte im Konvoi-Analysesimulator am Beispiel von GKN II aufgelistet, die während der Phase 3 des Streckbetriebs zu verstellen sind.

**Tab. 4.6** Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 3 des Streckbetriebs

BHB-Maßnahme	GCSM-Signal	Originalwert	Zielwert
KMT-Sollwert abgleichen	DT112GSCH	0	0.1
	DT113XR22	0	1
	UFGM302	1	0
Generatorleistung-Sollwert nachführen	MYA01CSPS2	0	1
	MYA01CPS19	-4.0e+5	-4.0e+5
FD-Min-Druck-Regelung / FD-Min-Druck-Signalgerät nachführen	LBAN0CSOL1	Abhängig von vorangegangenen Streckbetriebsphasen	12, 9, 6, 3, 0

Die Phase 3 kann nach BHB zu jedem beliebigen Zeitpunkt als letzte Phase an die bereits vorangegangenen Phase 1, Phase 2.1 und Phase 2.2 angehängt werden, bzw. ganz nach den jeweiligen Erfordernissen der jeweiligen Streckbetriebsplanung mit einzelnen Phasen kombiniert werden.

Die Protokollierung der Handmaßnahmen für die Phase 1, 2.1, 2.2 und 3 des Streckbetriebs für Konvoi-Anlagen an Beispiel von GKN II wurde in Spezifikationsdateien durchgeführt. Um eine flexiblere Gestaltung der Streckbetriebsphasen im Analysesimulator zu ermöglichen, wurden spezifische Protokollversionen als Python-Skripte entwickelt. Diese Skripte erlauben das Verstellen von Grenzwerten automatisch via ATHLET-Steuerprogramm (ATHLET-Controller), welches im Rahmen des Vorhabens 4719R01375 entwickelt wurde /WEN 22/. Somit sind die folgenden Kombinationen beim Streckbetrieb mit dem Konvoi-Analysesimulator möglich:

- Phase 1
- Phase 1 → Phase 3
- Phase 1 → Phase 2.1 → Phase 3
- Phase 1 → Phase 2.1 → Phase 2.2 → Phase 3

#### 4.1.1.2.3 Beschreibung der Streckbetrieb-Fahrweise für SWR

Der Streckbetrieb eines Siedewasserreaktors ist dadurch charakterisiert, dass mit einem letzten Stabfahrmanöver alle Steuerstäbe aus dem Kern herausgefahren werden (ARO-Manöver – All Rods Out), der Kern also steuerstabfrei ist. Der Reaktivitätsverlust aufgrund des Abbrandes würde den Betriebspunkt auf der Nenndrehzahlkennlinie nach unten wandern lassen (siehe Abb. 4.2). Ab diesem Zeitpunkt wird der Abbrand wie vorher im Zyklus nach jedem Stabfahrmanöver zur Kontrolle des axialen/vertikalen Neutronenflussprofils durch Erhöhung der Zwangsumwälzmenge kompensiert. Die Kontrolle des axialen und vertikalen Neutronenflussprofils ist ab dem ARO-Manöver nicht mehr möglich. Der sich einstellende Leistungsverlust wird allerdings kompensiert, indem die Kühlmittelumwälzpumpen (KUP)-Drehzahl langsam über die Nenndrehzahl (ca. 1800 min<sup>-1</sup>) hinaus bis zur Maximaldrehzahl (ca. 2000 min<sup>-1</sup>) erhöht wird.

Ab diesem Punkt, an dem keine Stäbe mehr aus dem Kern ausgefahren werden können und die Umwälzmenge nicht mehr erhöht werden kann, befindet sich ein Siedewasserreaktor im Streckbetrieb. Dieser Vorgang ist durch die Strecke 1-2 dargestellt (siehe Abb. 4.2). Darüber hinaus fällt die thermische Leistung einfach bei konstant gehaltener maximal möglicher Umwälzmenge und es wird weniger Dampf produziert. Der Leistungsverlust wird in Abb. 4.2 durch die Strecke 2-3 dargestellt. In /KSG 95/ wird darauf hingewiesen, dass der maximal zulässige Differenzdruck über der unteren Kerngitterplatte von 2,15 bar bei dieser Fahrweise nicht überschritten werden darf.

Der Leistungsverlust aufgrund des Abbrandes beträgt laut /KSG 95/ ca. 0,35 - 0,45 % pro Tag und er ist abhängig von der Beladung. Die Siedelinie und der „Neutronenflussbauch“ wandern im Kern nach oben und es wird bisher nicht abgebranntes U-235, sowie erbrütetes Pu-239 im oberen Teil der Brennstäbe abgebrannt.

Ein Reaktivitätsgewinn ist in dem durch die Strecke 2-3 dargestellten Betriebszustand nur noch durch eine Veränderung der Unterkühlung des Kühlmittels, also durch eine Außerbetriebnahme von HD-Vorwärmern möglich. Hierzu wird bei ca. 90 % Reaktorleistung die Leistung durch Abfahren der KUP auf 85 % reduziert (Strecke 3-4, siehe Abb. 4.2).

Durch die Außerbetriebnahme der HD-Vorwärmer ist nach /KSG 95/ eine Leistungserhöhung von ca. 0,25 %/K zu erwarten (Strecke 4-5, siehe Abb. 4.2). Bei einer Aufwärmspanne von 32 K resultiert hieraus ein Leistungsgewinn von ca. 8 %. Sind die HD-

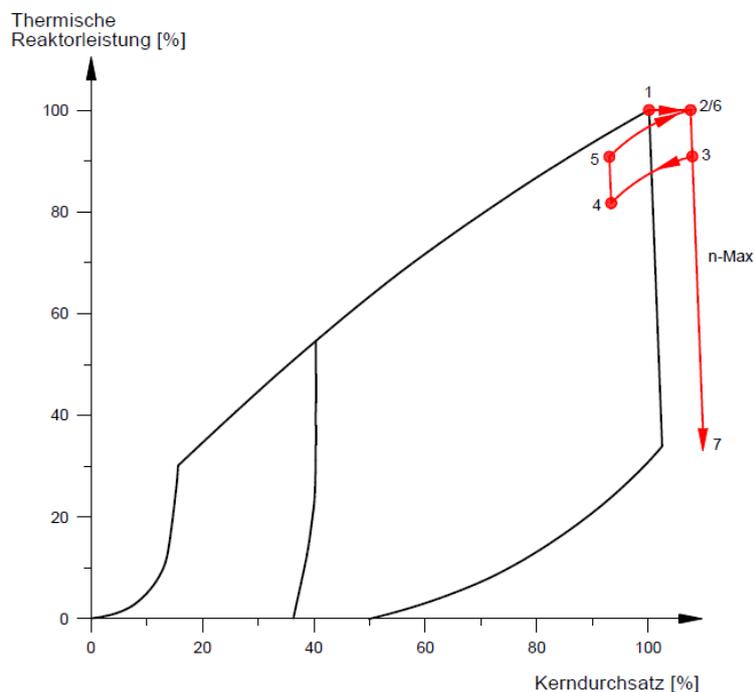
Vorwärmer außer Betrieb, kann die KUP-Drehzahl auf der Strecke 5-6 (siehe Abb. 4.2) wieder bis zur Maximaldrehzahl erhöht werden.

Ab diesem Zeitpunkt kann der Reaktivitätsverlust, der durch den Abbrand entsteht, nicht mehr kompensiert werden. Die Reaktorleistung sinkt.

Eine zusätzliche Fahrhinweisung für den Stretch-Out-Betrieb ist in BHB der Anlage KKB /BHB 05/ zu finden:

*Befindet sich die Reaktoranlage im Stretch-Out-Betrieb mit abfallender Reaktorleistung, so ist der URK-Eckpunkt im Wartenpult auf 40 % zu stellen, da bei Unterschreitung des Einstellwertes ein Zwangsabfahren der Zwangsumlaufpumpen erfolgt.*

Dieser Schritt wurde bei der Protokollierung der zu durchzuführenden Maßnahmen im Simulator auch berücksichtigt.



**Abb. 4.2** Verlauf des Betriebspunktes im Reaktorbetriebskennfeld bei Streckbetrieb /KSG 95/, /BHB 05/

#### 4.1.1.2.4 Protokollierung der Maßnahmen zur Simulationsdurchführung von Streckbetrieb im SWR-Analysesimulator

Die im Kap. 4.1.1.2.3 beschriebene Streckbetriebsfahrweise wurde für die Simulationsdurchführung von Streckbetrieb im SWR-Analysesimulator ausgewählt.

In Tab. 4.7 sind die wesentlichen GCSM-Signale und deren Original- bzw. Zielwerte im SWR-Analysesimulator am Beispiel von KRB II aufgelistet, die während des Streckbetriebs zu verstellen sind.

**Tab. 4.7** Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im SWR-Analysesimulator für die Simulation des Streckbetriebs

Maßnahme	GCSM-Signal	Originalwert	Zielwert
Ausfahren der Steuerstäben und Hochfahren der Hauptkühlmittelpumpen (entspricht der Strecke 1-2 in Abb. 4.2)			
Ausfahren der Steuerstäbe durch Nachführung in Steuerstabsregler	CSYR00C053	0	1
Leistungsabsenkung in Vorbereitung zur Veränderung der Unterkühlung des Kühlmittels (entspricht der Strecke 3-4 in Abb. 4.2)			
KUPs Steuerung per HAND - Drehzahlabsenkung bis auf ca. 85 % der Nennleistung	CSYR00C013 (KUP-Steuerung Automatik EIN/AUS)	1	0
	CSYR00C063 (Drehzahl tiefer)	0	1
	CRYR00C733 (Gradient)	-10.0	-0.1
Leistungserhöhung durch Außerbetriebnahme von HD-Vorwärmern (entspricht der Strecke 4-5 in Abb. 4.2)			
Vorwärmer-Umführungsventile steuern	CSRL12S201 (Handsteuerung des 4- bzw. 3- Wege Ventils in HD-Vorw. RF25) and CSRL22S201 (Handsteuerung des 4- bzw. 3- Wege-Ventils in HD-Vorw. RF15)	0	1

Maßnahme	GCSM-Signal	Originalwert	Zielwert
Leistungserhöhung durch Erhöhung der ZUP-Drehzahl bis zur Maximaldrehzahl (entspricht der Strecke 5-6 in Abb. 4.2)			
KUPs Steuerung per HAND – Drehzahlerhöhung bis max. Drehzahl	CSYR00C023 (Drehzahl tiefer)	0	1
	CRYR00C803 (Gradient)	10.0	0.05
	CRYR00C793 (obere Drehzahl-Grenzwert)	1770	2000
Generatorleistung-Sollwert Absenkung	CRSE02VSL	1344.E+6	1250.E+6, 1155.E+6, 1060.E+6, 965.E+6, 870.E+6

Die Protokollierung der Handmaßnahmen für die Simulation des Streckbetriebs mit dem KRB II-Analysesimulator wurde in Spezifikationsdateien durchgeführt. Dieses Skript erlaubt das Verstellen von Grenzwerten automatisch via ATHLET-Steuerprogramm (ATHLET-Controller), welches im Rahmen des Vorhabens 4719R01375 entwickelt wurde /WEN 22/.

#### 4.1.1.3 Anpassung der vorhandenen GCSM-Modelle für die Berücksichtigung der Verstellung von Grenzwerten

##### 4.1.1.3.1 Anpassungen in DWR-Analysesimulator

Da wichtige Prozessgrößen im Verlauf des Streckbetriebs immer stärker von ihren Nennwerten im normalen Leistungsbetrieb abweichen, müssen Eingriffe in Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen berücksichtigt werden. Um diese Eingriffe im Analysesimulatore zu erlauben, müssen die im GCSM abgebildeten leittechnischen Einrichtungen modifiziert werden.

Bei folgenden Systemen wurde eine Anpassung im GCSM-Teil des Datensatzes durchgeführt, um das Verstellen von Grenzwerten automatisch via ATHLET-Steuerprogramm zu erlauben:

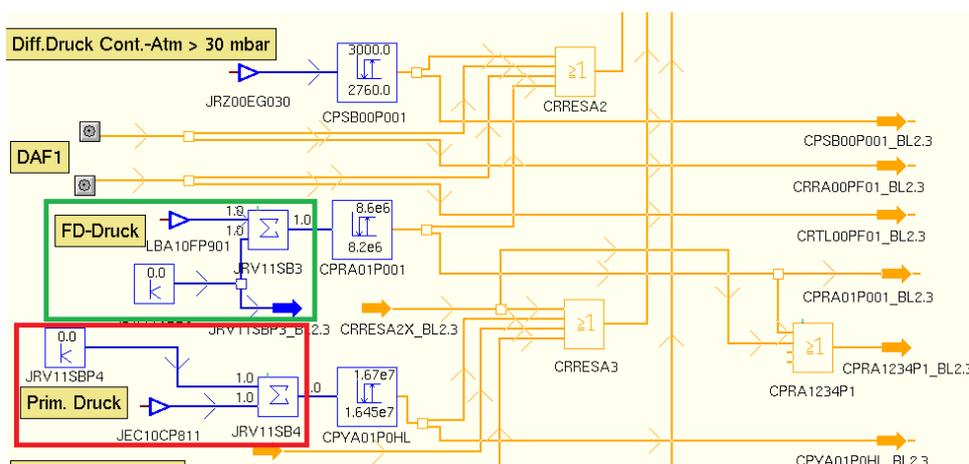
- Reaktorschutz
- Begrenzung (MADTEB, KMT und KMD)
- Reaktorleistungsregelung

- FD-Min-Druck-Regelung
- FDU-Regelung
- DH-Füllstand-Sollwert
- KMT-Regelung

Als Beispiel werden in diesem Bericht die Anpassungen an folgende Signale erläutert:

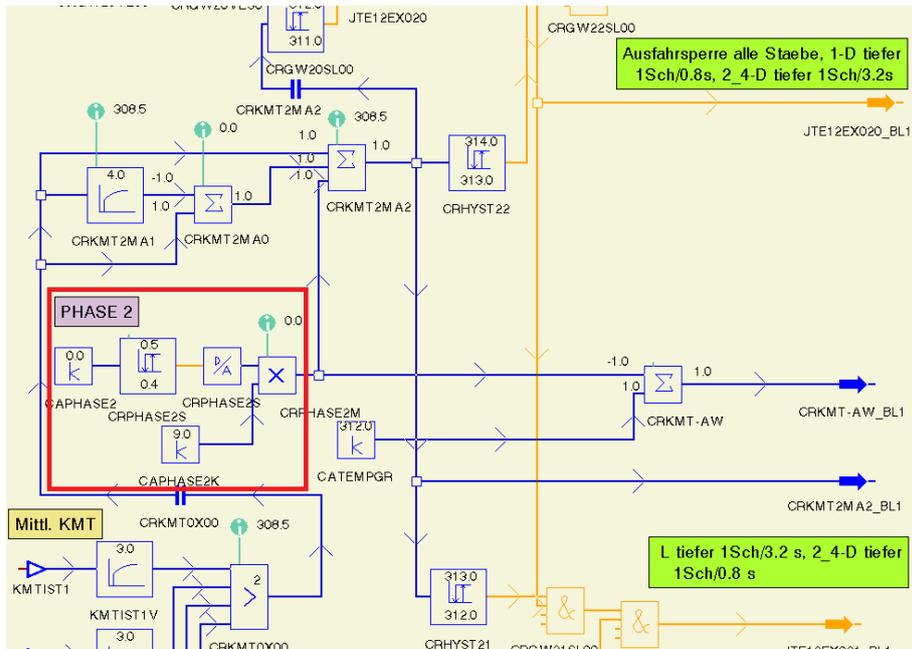
- JRV11SBP3 (Verstellung des frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerts FD-Druck > max 1 in Reaktorschutzsystem)
- JRV11SBP4 (Verstellung des primärseitigen Reaktorschutzgrenzwerts KMD > max 3 in Reaktorschutzsystem)
- CAPHASE2 und CAPHASE2K (Verstellung der RELEB-KMT-Grenzwerte GW20, GW21 und GW22 in der KMT-Begrenzung)
- LBAN0CSOL1 (Verstellung des FD-Min-Drucks in der FD-Min-Druck-Regelung)

Durch das Signal JRV11SBP3 bzw. JRV11SBP4 werden konstante Werte zu den von ATHLET berechneten Prozessvariablen FD-Druck und KMD addiert bzw. subtrahiert, um eine Erhöhung bzw. Absenkung der Reaktorschutz-Grenzwerte zu simulieren (siehe Abb. 4.3). Somit ist eine Verstellung der Zielwerte in der Hysterese von SWITCH-Bausteinen (Signale CPRA01P001 bzw. CPYA01P0HL), welche ansonsten direkt im Eingabedatensatz geändert werden müsste, nicht erforderlich.



**Abb. 4.3** Verstellung der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte FD-Druck > max 1 und KMD > max 3 in Reaktorschutzsystem

In Abb. 4.4 ist die Implementierung der Logik für eine Verstellung der RELEB-KMT-Grenzwerte GW20, GW21 und GW22 in der KMT-Begrenzung gezeigt. Die Verstellung erfolgt durch eine dynamische Änderung des Signals CAPHASE2K, welche einen Einfluss auf die mittlere KMT via ADDER-Baustein CRKMT2MA2 und somit auf die Grenzwerte der KMT-Begrenzung hat. Durch den entwickelten Schalter-Baustein (Signal CAPHASE2) wird eine Aktivierung der Signallogik nur in der Phase 2 sichergestellt.

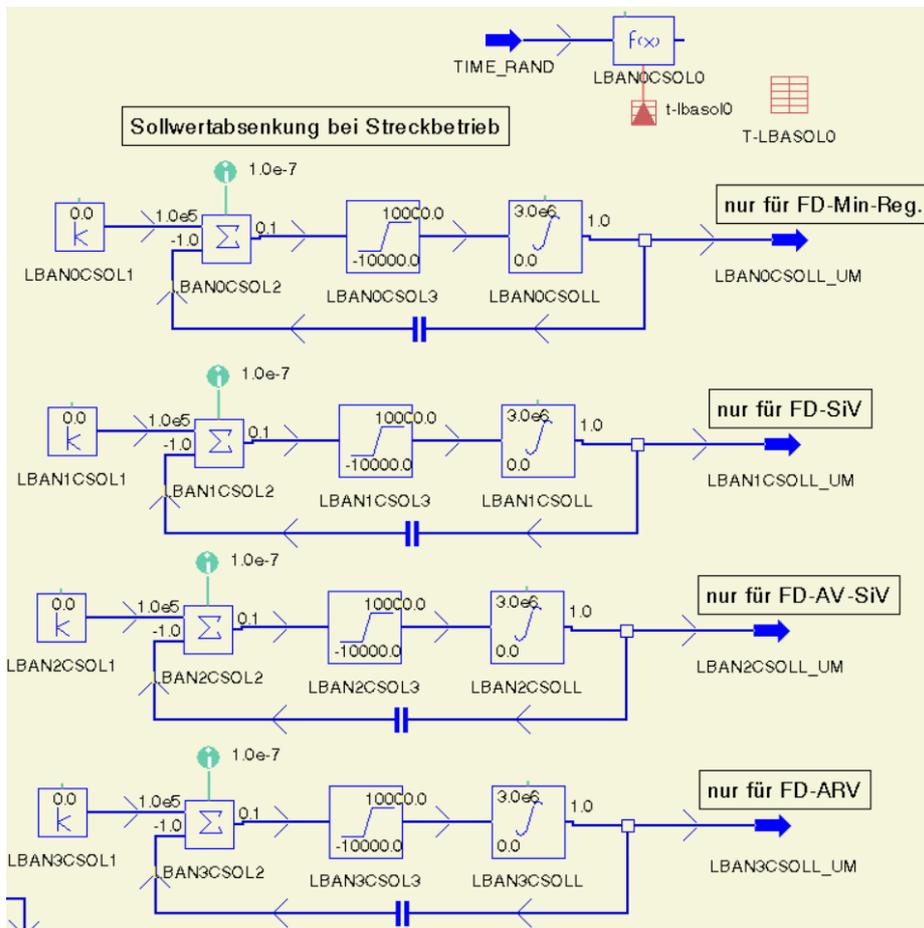


**Abb. 4.4** Verstellung der RELEB-KMT-Grenzwerte GW20, GW21 und GW22 in der KMT-Begrenzung

Die FD-Min-Druckregelung kommt zum Eingriff, wenn der FD-Druckwert im FD-Sammler um mehr als 3 bar unter die leistungsabhängig vorgegebene FD-Druck-Betriebskennlinie absinkt. Der fallende FD-Druck führt im Streckbetrieb zu einer stetigen Annäherung an den Ansprechdruck der FD-Min-Druckregelung.

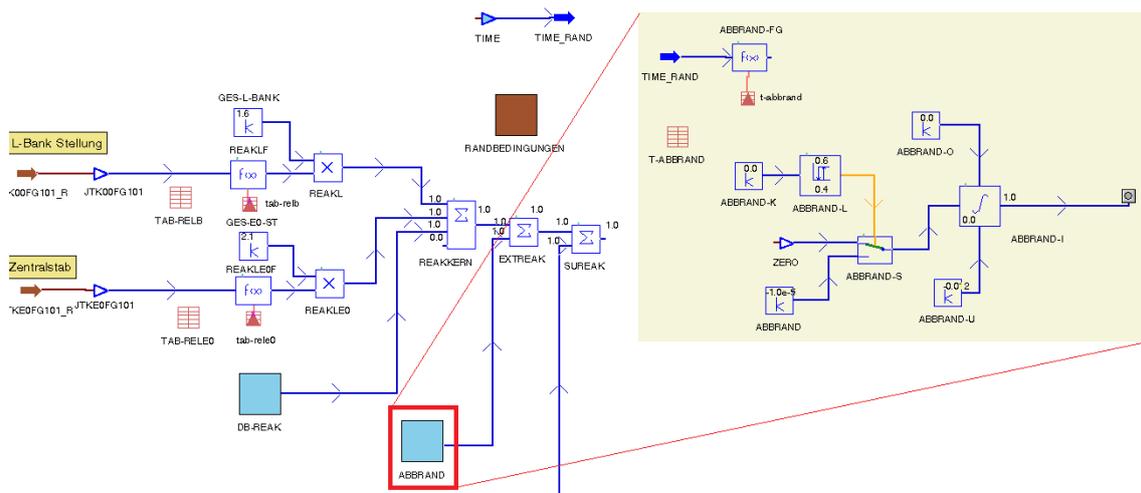
Um eine davon ausgelöste Abdrosselung der Turbinenregelventile zu vermeiden, muss der Ansprechwert der FD-Min-Druckregelung so weit abgesenkt werden, dass der ursprüngliche Abstand zum Betriebswert wieder hergestellt wird.

Die Absenkung des Ansprechwertes der FD-Min-Druckregelung wurde im Konvoi-Analysesimulator, wie in Abb. 4.5 gezeigt, realisiert. Die dynamische Änderung erfolgt via Angabe des Druckwertes in bar am Signal LBAN0CSOL1. Durch die eingebaute Logik wird sichergestellt, dass keine sprunghafte Änderung des Sollwertes stattfindet. Der Gradient beträgt in diesem Beispiel 0.1 bar/s.



**Abb. 4.5** Verstellung des FD-Min-Drucks in der FD-Min-Druck-Regelung

Das im Konvoi-Analysesimulator (am Beispiel von GKN II) vorhandene Modell für die Simulation der Neutronenkinetik konnte bisher eine dynamische Erhöhung des Abbrandes während einer Rechnung zur Simulation einer erhöhten Ausnutzung des Kernbrennstoffs nicht nachbilden. Um die Abbrand-Erhöhung und deren Effekt auf die gesamte Reaktivitätsbilanz während der Streckbetriebsphase mit dem Punkt-Kinetik Modell von ATHLET berücksichtigen zu können, wurde eine Anpassung des GCSM-Blocks „REAKT\_EOC“ vorgenommen. Die Änderungen des GCSM-Blocks sind in Abb. 4.6 gezeigt. Ein Untermodul namens ABBRAND wurde im GCSM-Modell generiert, um den fortschreitenden Reaktivitätsverlust durch Abbrand zu simulieren. Der Reaktivitätsverlust pro Sekunde wird als Koeffizient im Baustein ABBRAND definiert und kann durch den ATHLET-Controller dynamisch angepasst werden. Durch einen SWITCH-Baustein (Signal ABBRAND-S) wird das Modell aktiviert. Der Integrator-Baustein namens ABBRAND-I berechnet den kumulierten Reaktivitätsverlust durch den Abbrand.



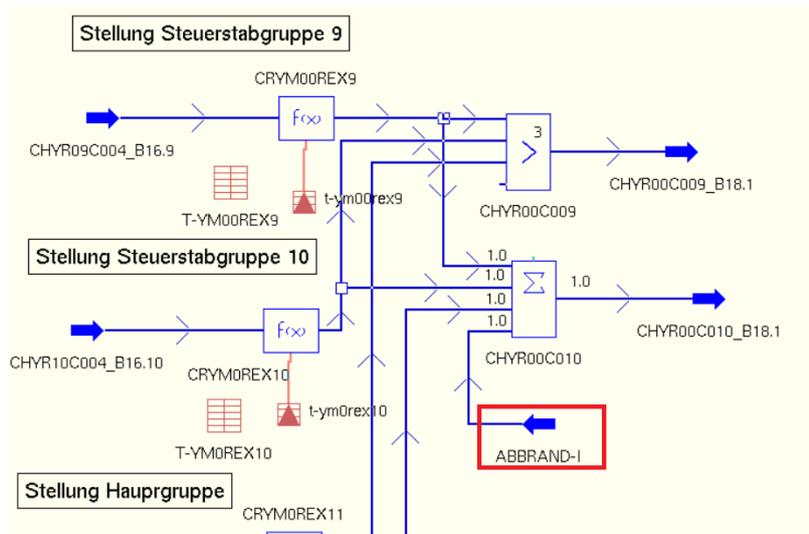
**Abb. 4.6** Anpassung des GCSM-Blocks „REAKT\_EOC“ für die Berücksichtigung des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand im Konvoi-Analysesimulator

#### 4.1.1.3.2 Anpassungen in SWR-Analysesimulator

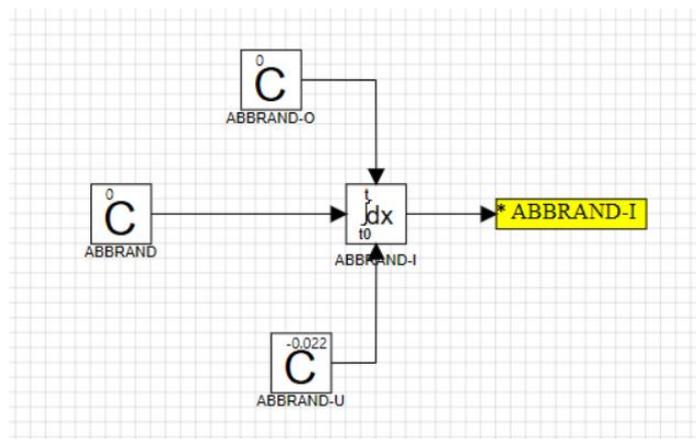
Für die Simulation des Streckbetriebs mit dem SWR-Analysesimulator am Beispiel von KRB II sind keine Anpassungen der vorhandenen GCSM-Modelle erforderlich.

Zur Berücksichtigung der dynamischen Erhöhung des Abbrandes mit dem Punkt-Kinetik Modell von ATHLET für die Simulation der erhöhten Ausnutzung des Kernbrennstoffs während des Streckbetriebs wurde im Eingabedatensatz eine Anpassung des GCSM-Blocks „LEIST\_REG“ durchgeführt. Der ADDER-Baustein CHYR00C010 in Abb. 4.7 wurde um ein Eingangssignal für die Berücksichtigung des Abbrandeffekts auf die Reaktivitätsbilanz erweitert.

Das Signal ABBRAND-I wurde in einem separaten GCSM-Block namens REAK mit dem GRS-Tool AGM implementiert (siehe Abb. 4.8). Der Reaktivitätsverlust pro Sekunde wird als Koeffizient im Baustein ABBRAND definiert und kann durch den ATHLET-Controller dynamisch angepasst werden. Der Integrator-Baustein namens ABBRAND-I berechnet den kumulierten Reaktivitätsverlust durch den Abbrand.



**Abb. 4.7** Anpassung des GCSM-Blocks „LEIST\_REG“ für die Berücksichtigung des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand im SWR-Analysesimulator



**Abb. 4.8** GCSM-Modell für die Simulation der Abbranderhöhung im SWR-Analysesimulator

#### 4.1.1.4 Exemplarische Durchführung einer Simulation zum Testen der entwickelten Streckbetriebsfahrweise

Die im Kap. 4.1.1.2 beschriebene Vorgehensweise zur automatischen Durchführung von Streckbetriebsfahrweise sowohl für DWR als auch für SWR wurde exemplarisch angewendet, um die korrekte Umsetzung der entwickelten Prozeduren prüfen zu können. Die Reaktivitätsrückwirkung aufgrund des Auf- und Abbaus von Xenon im neutronenkinetischen Modell wurde in der derzeitigen Anwendung nicht berücksichtigt.

#### 4.1.1.4.1 DWR

Die Simulation des Streckbetriebs wurde mit dem Konvoi-Analysesimulator (am Beispiel von GKN II) durchgeführt. In Vorbereitung für die Simulation des Streckbetriebs wurden die Anfangsbedingungen im Analysesimulator festgelegt. Folgende Anpassungen wurden im Datensatz berücksichtigt, um einen Kern am Ende des Zyklus zu simulieren:

- Anfangsposition der Steuerelemente (Eintauchtiefe: D1-Bank = 28 cm, D2/3/4 und L-Bank = 0 cm)
- Borkonzentration im Primärkreis ( $C_{bor} = 0$  ppm)
- Reaktivitätsrückwirkungskoeffizienten für Void, Moderatortemperatur und Brennstofftemperatur (Doppler)
- Werte von neutronenkinetischen Parametern BETA (Bruchteil verzögerter Neutronen) und LAMBDA (Vorläufer-Zerfallskonstante).

Alle drei Phasen des Streckbetriebs wurden zum Testzweck zusammen nachgerechnet. Die Kurven in Abb. 4.9 und Abb. 4.10 zeigen den Vergleich zwischen erzielten Ergebnissen und dem theoretischen Verlauf der Parameter mittlere KMT und FD-Druck als Funktion der DE-Leistung aus dem anlagenspezifischen BHB (siehe /BHB 12/).

Die Abb. 4.11 und Abb. 4.12 zeigen die zeitlichen Verläufe der mittleren KMT, des DH-Füllstandes, des KMD-Sollwertes sowie des FD-Drucks im Sammler im Vergleich zu den theoretischen Parameterverläufen aus dem BHB /BHB 12/. Für diese Plots wurde die Zeitskala normiert, um den Vergleich zwischen analytischen Ergebnissen und theoretischen Daten aus dem BHB zu ermöglichen. Die Dauer des simulierten Streckbetriebs wurde im Analysesimulator durch die Berücksichtigung eines höheren Wertes des Abbrand-Reaktivitätsverlustes pro Zeitschritt um einen Faktor 75 reduziert, um die Simulationszeit in einer vertretbaren Skala zu halten. Die Phase 1 des Streckbetriebs erstreckt sich auf den normierten Zeitbereich  $0 < t^* < 0.19$ , die Phasen 2.1 und 2.2 auf den Zeitbereich  $0.19 < t^* < 0.83$  und die abschließende Phase 3 auf den Zeitbereich  $0.83 < t^* < 1$ .

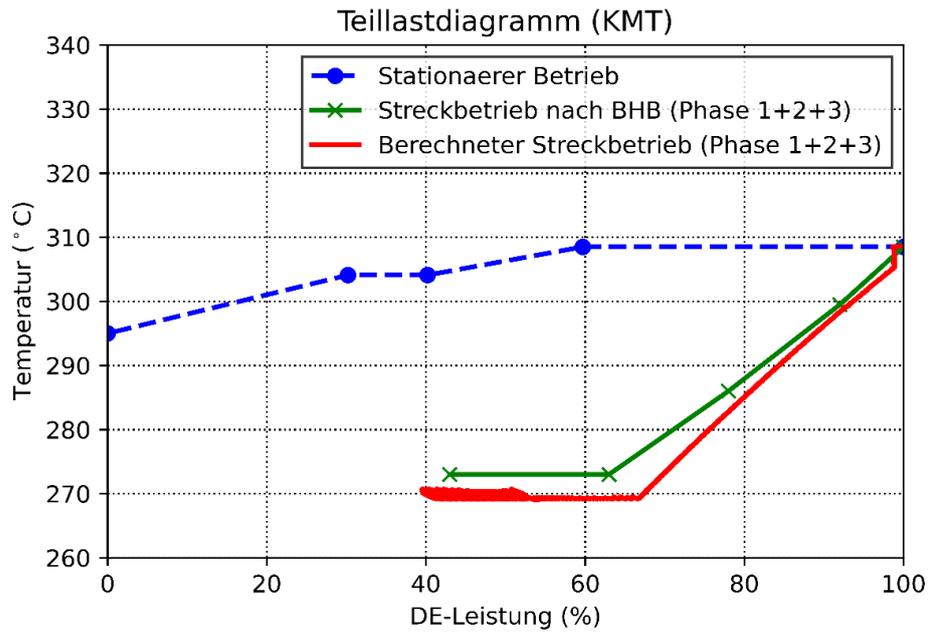
Bei Beginn der 1. Phase des Streckbetriebs wurde mit dem Analysesimulator eine ausgeprägte Absenkung der mittleren KMT (siehe rote Kurve in Abb. 4.9) sowie des FD-Drucks (siehe rote Kurve in Abb. 4.10) bei konstanter DE-Leistung von ca. 98 % berechnet. Das Verhalten wurde von der starken Abnahme der Moderatortemperatur durch das

Weiteröffnen der Turbinenstellventile verursacht. Die Erhöhung der Dichte hat somit einen positiven Effekt auf den Reaktivitätsbilanz bewirkt und die Reaktorleistung ist nahezu konstant geblieben. Das Verhalten ist auch in Abb. 4.11 links ersichtlich, wo ein Vergleich zwischen dem theoretischen und berechneten Verlauf von mittleren KMT dargestellt ist.

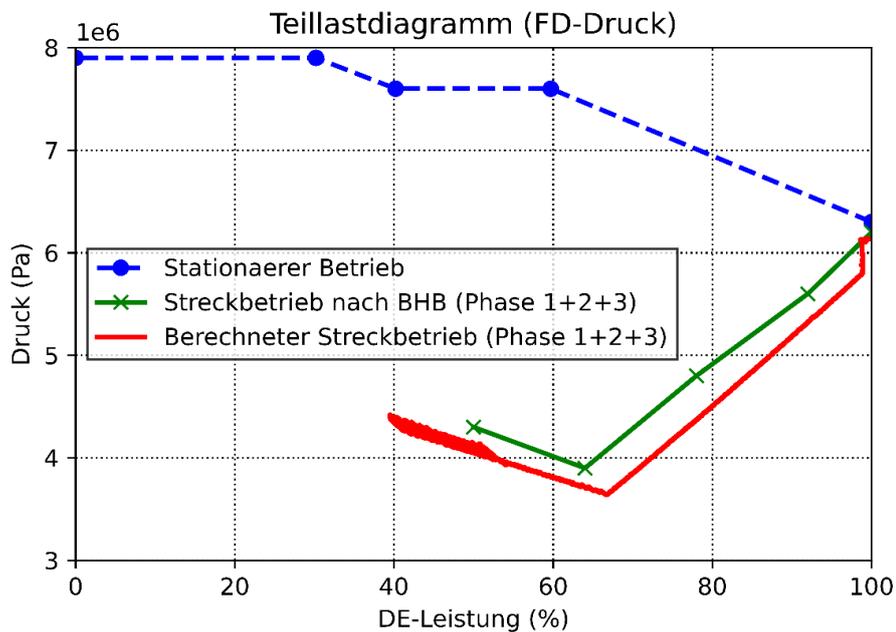
Des Weiteren ist am Ende der simulierten Phase 1 des Streckbetriebs (im normierten Zeitbereich  $0.14 < t^* < 0.16$ ) ein konstanter Verlauf aller berechneten Parameter ersichtlich (siehe rote Kurve Abb. 4.11 und Abb. 4.12). Das Verhalten ist auf eine Konstanthaltung des Reaktivitätsverlusts durch Abbrand im neutronkinetischen Modell zurückzuführen, welche vor Beginn der Phase 2.1 in Vorbereitung zur Verstellung der Grenzwerte (u. a. für den DH-Füllstand) implementiert wurde.

In Abb. 4.13 sind die berechnete Reaktorleistung (links) und die Generatorleistung (rechts) für alle Streckbetriebsphasen als Funktion der normierten Zeit dargestellt. In dem Plot der Generatorleistung ist die Nachführung der Generatorleistung-Sollwert (rote Kurve) erkennbar, welche als automatisierte Maßnahme so durchgeführt wurde, dass die Differenz der Generatorleistung Sollwert/Istwert maximal 50 MW betrug, um das Ziel der Offenstellung der Turbinenstellventile während der Streckbetriebsphase 1, 2.1 und 2.2 zu gewährleisten. Die Rechnung der Phase 3 des Streckbetriebs wurde bei einer Reaktorleistung von ca. 40 % gestoppt.

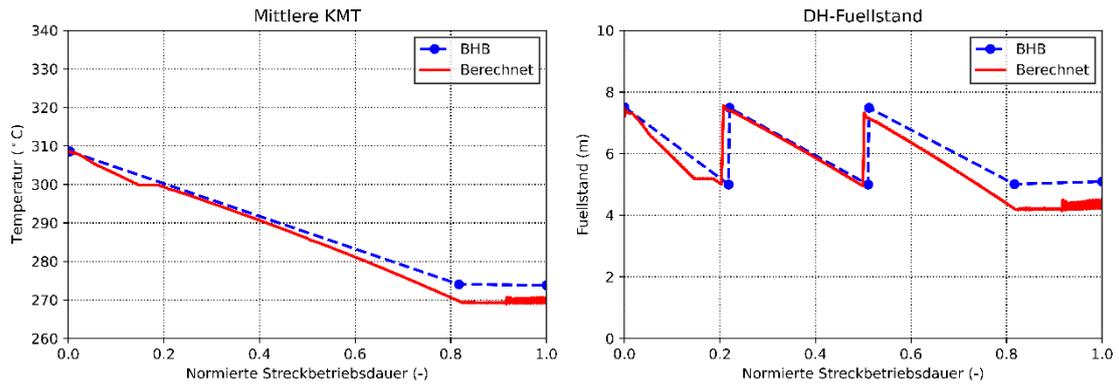
Ein Vergleich zwischen den mit dem Konvoi-Analysesimulator (am Beispiel von GKN II) approx. berechneten Werten der wesentlichen Anlagenparameter am Ende jeder Streckbetriebsphase mit den Werten aus /BHB 12/ ist in Tab. 4.8 gezeigt.



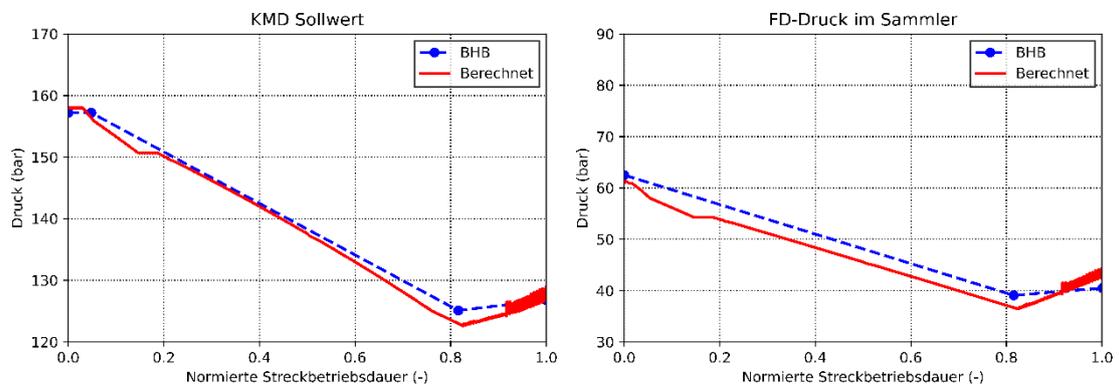
**Abb. 4.9** Vergleich des mittleren KMT-Verlaufs im stationären Betrieb (blaue Kurve) mit dem Streckbetrieb nach BHB (grüne Kurve) und dem berechneten Streckbetrieb für alle Phasen (1, 2.1, 2.2 und 3)



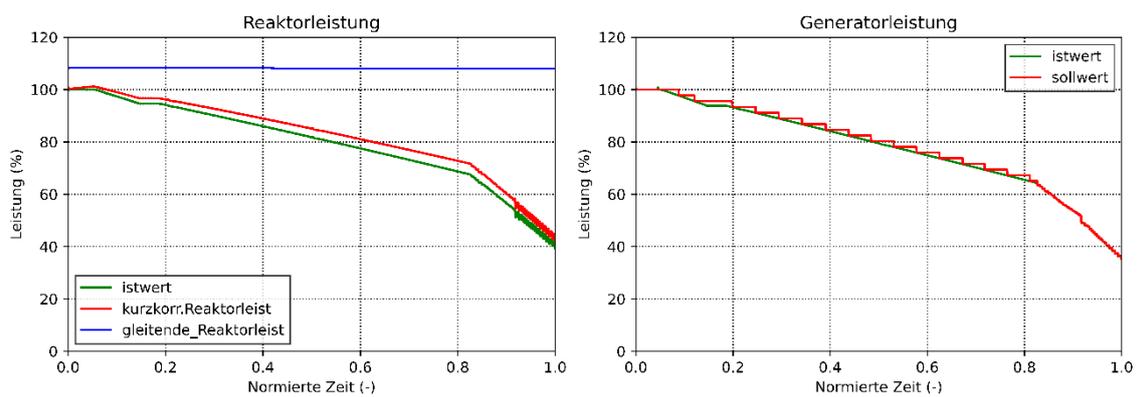
**Abb. 4.10** Vergleich des FD-Druck-Verlaufs im stationären Betrieb (blaue Kurve) mit dem Streckbetrieb nach BHB (grüne Kurve) und dem berechneten Streckbetrieb für alle Phasen (1, 2.1, 2.2 und 3)



**Abb. 4.11** Vergleich zwischen dem theoretischen und berechneten Verlauf von mittleren KMT (links) und DH-Füllstand (rechts) für alle Streckbetriebsphasen



**Abb. 4.12** Vergleich zwischen dem theoretischen und berechneten Verlauf vom KMD-Sollwert (links) und FD-Druck im Sammler (rechts) für alle Streckbetriebsphasen



**Abb. 4.13** Berechnete Reaktorleistung (links) und Generatorleistung (rechts) für alle Streckbetriebsphasen als Funktion der normierten Zeit

**Tab. 4.8** Vergleich der approx. berechneten Werte der wesentlichen Anlagenparameter am Ende jeder Streckbetriebsphase mit den Werten aus /BHB 12/

Parameter	Phase 1		Phase 2.1		Phase 2.2		Phase 3	
	BHB	Berechnet	BHB	Berechnet	BHB	Berechnet	BHB	Berechnet
Reaktorleistung (%)	91	96	78	85	64	71	Sinkt	43
KMD (bar)	149	153	135	140	125	125	Steigt	128
Mittlere KMT (°C)	299.5	300	286	286	273	269	273	269
KMT am RDB-Eintritt (°C)	284	283	272	272	261	257	Steigt langsam	263
KMT am RDB-Austritt (°C)	315	316	300	300	285	281	Sinkt langsam	278
DH-Füllstand (m)	5	5.1	5	5	5	4.2	Steigt	4.4
FD-Druck im Sammler (bar)	55	54	48	46	39	36	Steigt langsam	44
FD-Druck am DE-Austritt (bar)	56	55	49	47	40	37	Steigt langsam	45

#### 4.1.1.4.2 SWR

Die Simulation des Streckbetriebs wurde mit dem KRB II-Analysesimulator durchgeführt. Die im Kap. 4.1.1.2.3 beschriebene Prozedur für das Fahren des Reaktors im Streckbetrieb wurde angewendet.

In Vorbereitung für die Simulation des Streckbetriebs wurden die Anfangsbedingungen im Analysesimulator festgelegt. Die Anfangsposition der Steuerelemente sowie die Werte von neutronenkinetischen Parametern BETA (Bruchteil verzögerter Neutronen) und LAMBDA (Vorläufer-Zerfallskonstante) wurden im Datensatz so angepasst, um einen Kern am Ende des Zyklus zu simulieren. Die Eintauchtiefe der Steuerelemente wurde wie folgt implementiert:

- Steuerelemente der Gruppe 1: 1.13 m
- Steuerelemente der Gruppe 2: 2.26 m
- Steuerelemente der Gruppe 3 bis 11: 0.0 m

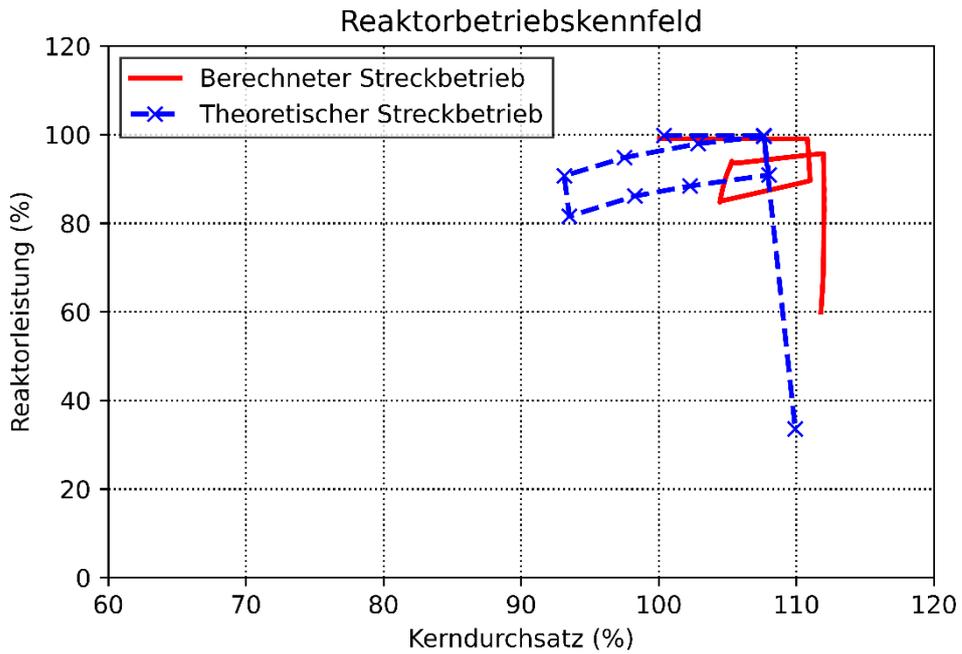
Um das simulierte Anlagenverhalten im Streckbetrieb darstellen zu können, wurde das Reaktorbetriebskennfeld benutzt, in dem die Variation der Reaktorleistung mit dem Kerndurchsatz korreliert wird. Im Abb. 4.14 ist der Vergleich zwischen der mit dem Analysesimulator berechneten (rote Kurve) und theoretischen (blaue gestrichelte Kurve) Streckbetrieb-Fahrweise für SWR präsentiert. Die theoretische Streckbetrieb-Fahrweise für SWR wurde aus der Schulungsunterlage abgeleitet (siehe /KSG 95/) und bereits im Abb. 4.2 gezeigt.

Bei der berechneten Fahrweise wurde folgendes beobachtet:

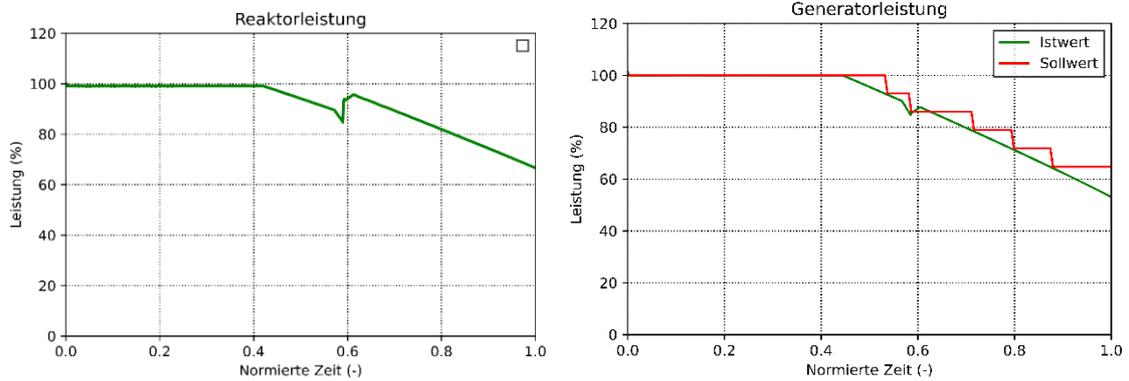
- Strecke 1-2: Der Reaktorleistungs-Verlust wird während dieser Streckbetriebsphase durch das Herausfahren aller Steuerstäben und danach durch die Erhöhung der KUP-Drehzahl kontinuierlich kompensiert. Die Drehzahl wurde von 1787 rpm auf 2000 rpm durch die KUP-Steuerung erhöht (siehe auch Abb. 4.16). Ein Anstieg des Kerndurchflusses wurde bei konstanter Reaktorleistung bis auf einen Wert von ca. 111 % des Nenndurchsatzes berechnet, was ca. 3 % mehr als dem theoretischen Wert aus /KSG 95/ entspricht.
- Strecke 2-3: Der Reaktorleistungs-Verlust kann in dieser Phase nicht mehr kompensiert werden. Die Leistung sinkt bis zu einem Wert von ca. 90 % der Nennleistung

(siehe auch Abb. 4.15), dies entspricht dem Wert aus der theoretischen Streckbetriebsfahrweise.

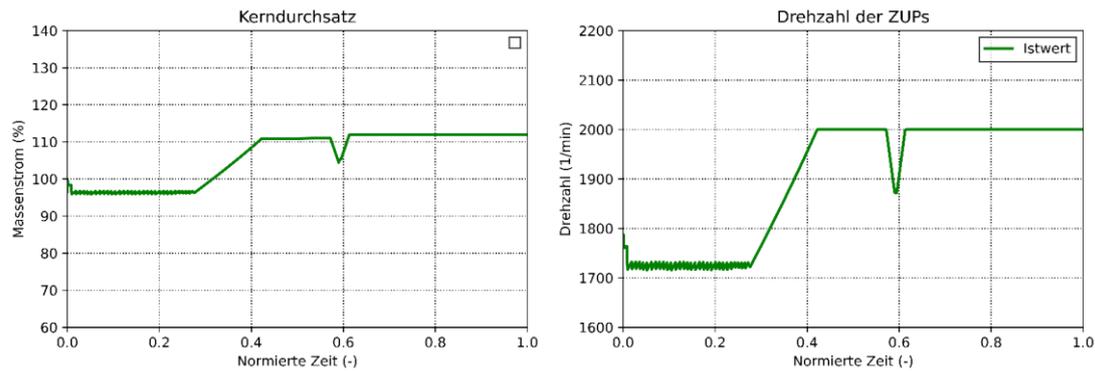
- Strecke 3-4: Um die Leistungsproduktion im Kern weiter zu stützen, wird ein Reaktivitätsgewinn durch Veränderung der Unterkühlung des Kühlmittels erzeugt. In Vorbereitung zu der Außerbetriebnahme der HD-Vorwärmer wurde die Leistung in dieser Phase durch Abfahren der KUP auf ca. 85 % reduziert.
- Strecke 4-5: Die Außerbetriebnahme von zwei HD-Vorwärmern hat einen Leistungsanstieg von ca. 8 % verursacht. Die berechnete Temperaturabsenkung des in den Reaktorbehälter eingespeisten Kühlmittels durch die Speisewasserleitungen beträgt ca. 40 K (siehe Abb. 4.17 links). In /KSG 00/ wird darauf hingewiesen, dass die HD-Vorwärmer einzeln auf Umführung zu schalten sind und die Zeit bis zum Umschalten des 2. HD-Vorwärmers größer als 15 min sein muss. Bei der durchgeführten Rechnung wurden die HD-Vorwärmer gleichzeitig außer Betrieb genommen.
- Strecke 5-6: In dieser Phase wurde die KUP-Drehzahl wieder bis zur maximalen Drehzahl von 2000 rpm erhöht. Dadurch stieg die Reaktorleistung in der Simulation auf einen Wert von 96 % und der Kerndurchsatz betrug ca. 112 %.
- Strecke 6-7: Diese letzte Phase ist durch die stetige Absenkung der Leistung charakterisiert, denn der Reaktivitätsverlust, der durch den Abbrand entsteht, kann nicht mehr kompensiert werden. Die Simulation des Streckbetriebs wurde bei Unterschreitung des Reaktorleistungswerts von 60 % abgebrochen.



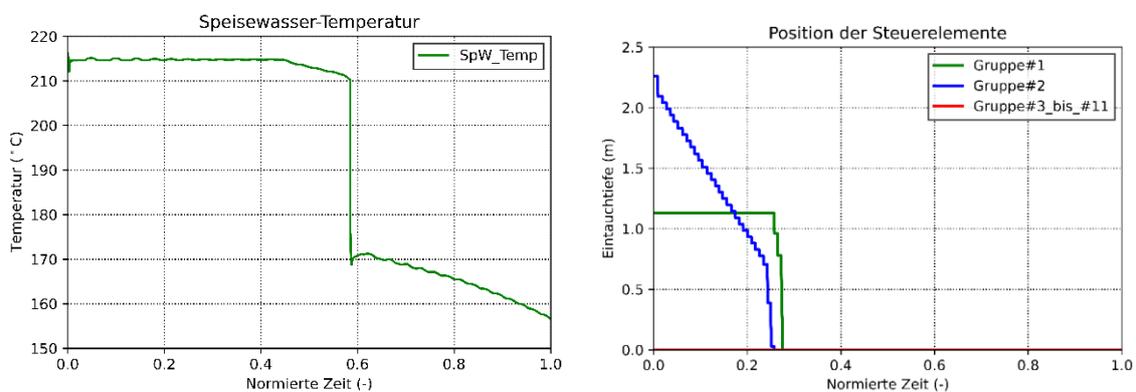
**Abb. 4.14** Vergleich zwischen berechneter und theoretischer Streckbetriebsfahrweise für SWR



**Abb. 4.15** Berechnete Reaktorleistung (links) und Generatorleistung (rechts) als Funktion der normierten Zeit



**Abb. 4.16** Berechnete Kerndurchsatz (links) und Drehzahl der ZUPs (rechts) als Funktion der normierten Zeit



**Abb. 4.17** Berechnete Speisewasser-Temperatur (links) und Position der Steuerelemente (rechts) als Funktion der normierten Zeit

#### 4.1.1.5 Anwendung des erweiterten Analysefähigkeit anhand der Durchführung von einer Transiente bzw. einem Störfall im Streckbetrieb

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse der Simulationen von einem ausgewählten Ereignis der Sicherheitsebene 2 unter Streckbetriebsbedingungen sowohl für den DWR als auch für den SWR präsentiert. Für das ausgewählte Ereignis wird für beide Reaktortypen geprüft, inwieweit der Betriebszustand EOC als konservative Randbedingung hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitsanforderung weiterhin abdeckend ist oder nicht.

Zur Prüfung der Konservativität der Randbedingungen wurden die Ergebnisse der Rechnungen unter Streckbetriebsbedingungen mit denen ausgehend vom Betriebszustand EOC (Referenzfall) verglichen.

#### 4.1.1.5.1 DWR

Als Anwendungsbeispiel zur Untersuchung des Anlagenverhaltens im Streckbetrieb beim Eintritt einer Transiente wurde für den generischen DWR der Fall „TUSA ohne FDU mit Versagen des Signals FD-Druck > Max.1“ ausgewählt. Alle 4 Redundanzen wurden in konservativer Weise als unverfügbar gesetzt.

Die Unverfügbarkeit des Signals „FD-Druck > Max.1“ wurde u. a. anhand der RSK-Leitlinie für die Nachweisführung beim Ausfall der Hauptwärmesenke ausgewählt, welche vorschreibt, dass die Rechnung mit den ungünstigen, innerhalb realistischer Betriebszustände liegenden Anfangszuständen sowie dem Ausfall der ersten RESA-Anregung durchgeführt werden muss. Das Signal „FD-Druck > Max.1“ bewirkt beim Ausfall der Hauptwärmesenke üblicherweise als erstes RESA-Kriterium die Reaktorschnellabschaltung.

Die Unverfügbarkeit der 4 Redundanzen des Signals „FD-Druck > Max.1“ verursacht außerdem keine Auslösung des Teilabfahren-Signals, welches wiederum eine wiederholte Öffnung der DE-Sicherheitsventile und somit einen stetigen Deionatverlust verursacht.

Im folgenden Abschnitt wird der Ereignisverlauf am Beispiel der Referenzrechnung beschrieben.

#### **Referenzfall: Turbinenschnellschluss ohne Verfügbarkeit der Turbinenumleitstation (TUSA ohne FDU) mit Versagen des Signals „FD-Druck > Max.1“**

Die für die Rechnung des Ereignisses ausgewählten Anfangsbedingungen sind in der Tab. 4.9 zusammengefasst.

**Tab. 4.9** Anfangsbedingungen für den Referenzfall

Parameter	Wert zum Zeitpunkt t = 0 s
Reaktorleistung (MW)	3849.8 (99.99%)
Generatorleistung (MW)	1365 (100%)
Kernzustand	EOC
Druck in DH (bar abs)	157.8

Parameter	Wert zum Zeitpunkt $t = 0$ s
Mittlere KMT (°C)	308.5
RDB-Eintrittstemp. (°C)	291.3
RDB-Austrittstemp. (°C)	325.6
DH-Füllstand Sollwert (m)	7.41
DH-Füllstand Istwert (m)	7.37
Druck in DE (bar abs)	63.1
Füllstand in DE (m)	12.21

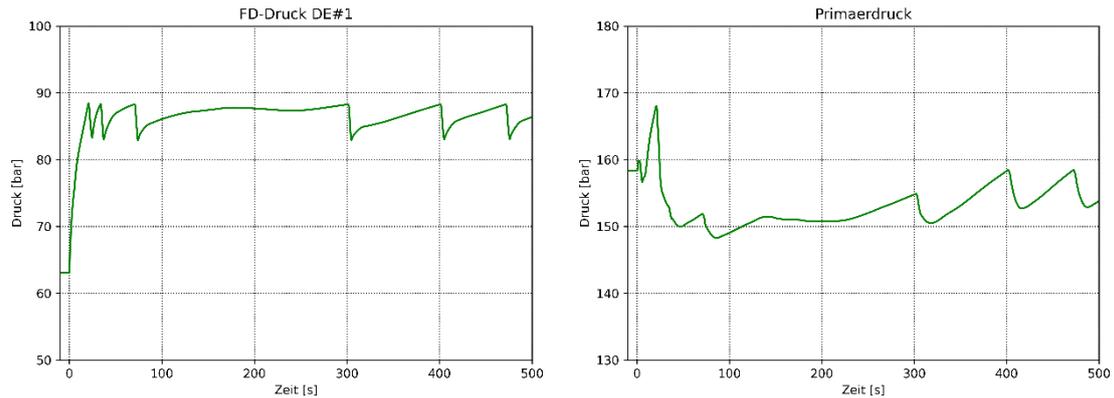
Die Anregungen der TUSA erfolgt durch Handeingriff zu  $t = 0$  s. In Folge tritt eine rasche Reduktion der Reaktorleistung auf. Aus dem Signal „Reaktorleistung > 60 %“ und „Generatorleistung < 30 %“ wird nach ca.  $t = 0.8$  s Lastabwurf (LAW) erkannt und nach einer Wartezeit von 0.5 s der synchrone Stabeinwurf angeregt und die Stabpaare der 1. und 2. D-Bank eingeworfen. Anzahl und Reihenfolge der einzuwerfenden Stabpaare wird über die Rechenschaltung ermittelt.

Da definitionsgemäß die Frischdampfumleitstation (FDU) nicht zur Verfügung steht, steigt der Druck in den Dampferzeugern durch die weiterhin übertragene Energie aus der Primärseite stark an. Dies hat einen Anstieg der Dampferzeugeraustrittstemperatur und damit der Reaktoreintrittstemperatur zur Folge. Gleichzeitig nimmt aufgrund der reduzierten Reaktorleistung die Aufwärmspanne so weit ab, dass die Kühlmittelaustrittstemperatur weiter fällt, jedoch nicht stark genug, um einen Anstieg der mittleren Kühlmitteltemperatur zu verhindern. Die damit verbundene Volumenausdehnung des Kühlmittels führt zu einem Rückfluss von Kühlmittel in den Druckhalter und damit zu einem Anstieg des DH-Füllstands sowie einer Druckerhöhung im Primärkreis.

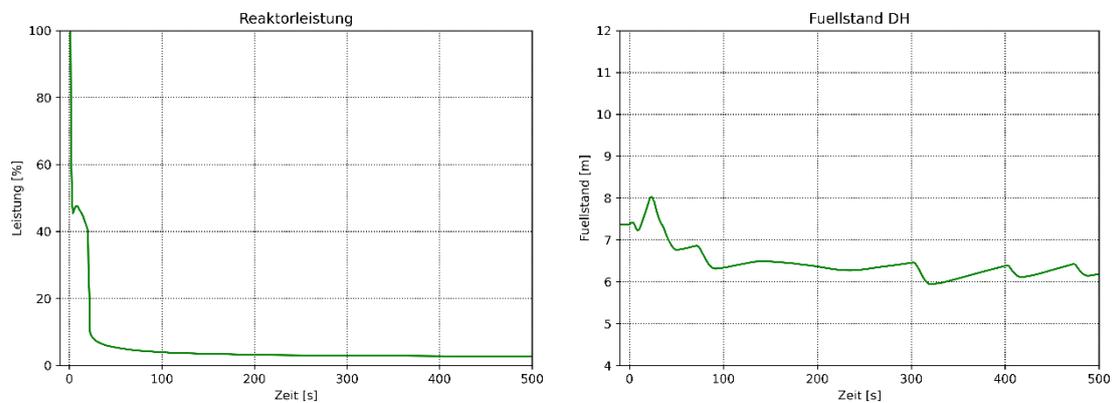
Infolge der primärseitigen Druckerhöhung wird das DH-Sprühen aktiviert. Bei Überschreiten des Druckgrenzwertes (GW 32) der Reaktorleistungsbegrenzung (RELEB) werden die Stabpaare der 3. D-Bank eingeworfen. Nach ca. 17 s überschreitet der FD-Druck den Reaktorschnellabschaltung (RESA)-Grenzwert von 86 bar. Aufgrund des Versagens des Reaktorschutz-Signals erfolgt keine RESA-Auslösung und der Reaktor wird nicht abgeschaltet.

Trotz des Stabeinwurfs überschreitet der Primärkreisdruck mit  $p = 167$  bar abs. am RDB-Austritt den Druck zur Auslösung der RESA nach  $t = 20$  s. Der Ansprechdruck des DH-Abblaseventils wird bei ca.  $t = 21$  s überschritten, sodass dieses öffnet. Das DH-Sicherheitsventil bleibt geschlossen. Der Druck im Abblasebehälter steigt auf maximal 1,35 bar und liegt somit unterhalb des Ansprechdruckes der Berstscheibe von 15 bar.

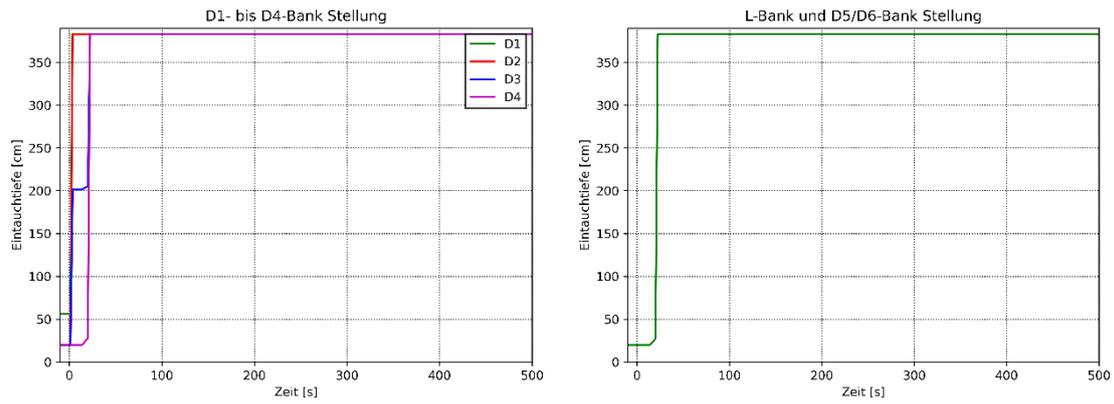
In Abb. 4.18 bis Abb. 4.21 sind die Verläufe der wesentlichen Parameter gezeigt.



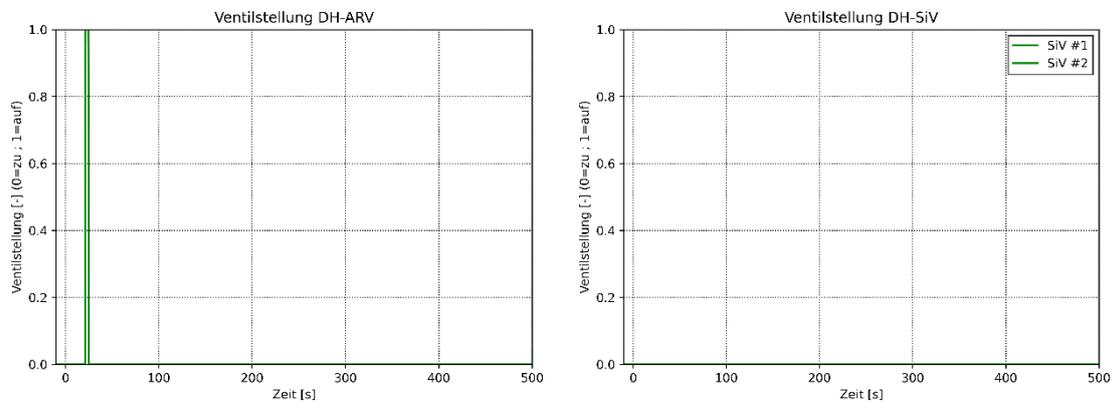
**Abb. 4.18** Druckverlauf in DE 1 (links) und in Primärkreislauf (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall



**Abb. 4.19** Reaktorleistung (links) und DH-Füllstand (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall



**Abb. 4.20** Stellung der D1 bis D4 Bänke (links) und L-Bank bzw. D5/D6 Bänke (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall



**Abb. 4.21** Stellung des DH-Abblaseregelventils (links) sowie der DH-Sicherheitsventile (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall

**Testfall: Turbinenschnellschluss ohne Verfügbarkeit der Turbinenumleitstation (TUSA ohne FDU) mit Versagen des Signals „FD-Druck > Max.1“ ausgehend vom Streckbetrieb-Zustand**

Als konservative Randbedingung im Hinblick auf das Öffnen des DH-Abblaseventils bzw. der DH-Sicherheitsventile wurde der Eintritt der Transiente nach der Anhebung des DH-Füllstandes am Anfang der Phase 2.1 simuliert, um eine erhöhte Kühlmittelmasse in der Analyse zu betrachten.

Die für die Rechnung des Ereignisses ausgewählten Anfangsbedingungen sind in der Tab. 4.10 zusammengefasst.

**Tab. 4.10** Anfangsbedingungen für den Testfall in Streckbetrieb

Parameter	Wert zum Zeitpunkt $t = 0$ s
Reaktorleistung (MW)	3499.3 (90.88 %)
Generatorleistung (MW)	1221.9 (89.51 %)
Kernzustand	EOC Streckbetrieb (Phase 2.1)
Druck in DH (bar abs)	146.9
Mittlere KMT (°C)	295.9
RDB-Eintrittstemp. (°C)	279.8
RDB-Austrittstemp. (°C)	311.8
DH-Füllstand Sollwert (m)	6.9
DH-Füllstand Istwert (m)	6.89
Druck in DE (bar abs)	53.4
Füllstand in DE (m)	12.23

Die Verstellung der wesentlichen Grenzwerte im Reaktorschutz für die Parameter Kühlmitteldruck (KMD), Kühlmitteltemperatur (KMT) und Frischdampfdruck (FDD) ist als Funktion der normierten Streckbetriebszeit in Abb. 4.22 dargestellt und wurde für die automatische Simulationsdurchführung in einem Python-Skript für den ATHLET-Controller anhand des anlagenspezifischen BHBs /BHB 12/ implementiert (siehe dazu Kapitel 4.1.1.2.2). Die Auslösung des Ereignisses wurde zum normierten Zeitpunkt  $t^* = 0.28$  initiiert.

Der Vergleich des Ereignisablaufs zwischen der Simulation im Streckbetrieb (ausgehend von Phase 2.1) und der im Volllastbetrieb (EOC) mit Zeitangaben ist in Tab. 4.11 gegeben. In Abb. 4.23 bis Abb. 4.26 sind die Ergebnisse des Testfalls (Streckbetrieb) mit den aus dem Referenzfall (Volllastbetrieb) für die ersten 2.000 s nach Auslösung des Ereignisses gezeigt.

Der Anstieg von KMD und FDD wird durch Öffnen der FD-Sicherheitsventile begrenzt, die immer wieder ansprechen, da RESA und Teilabfahren durch unterstelltes Versagen des „FDD > Max1“-Signal nicht angeregt wird. Dadurch wird die primärseitig erzeugte

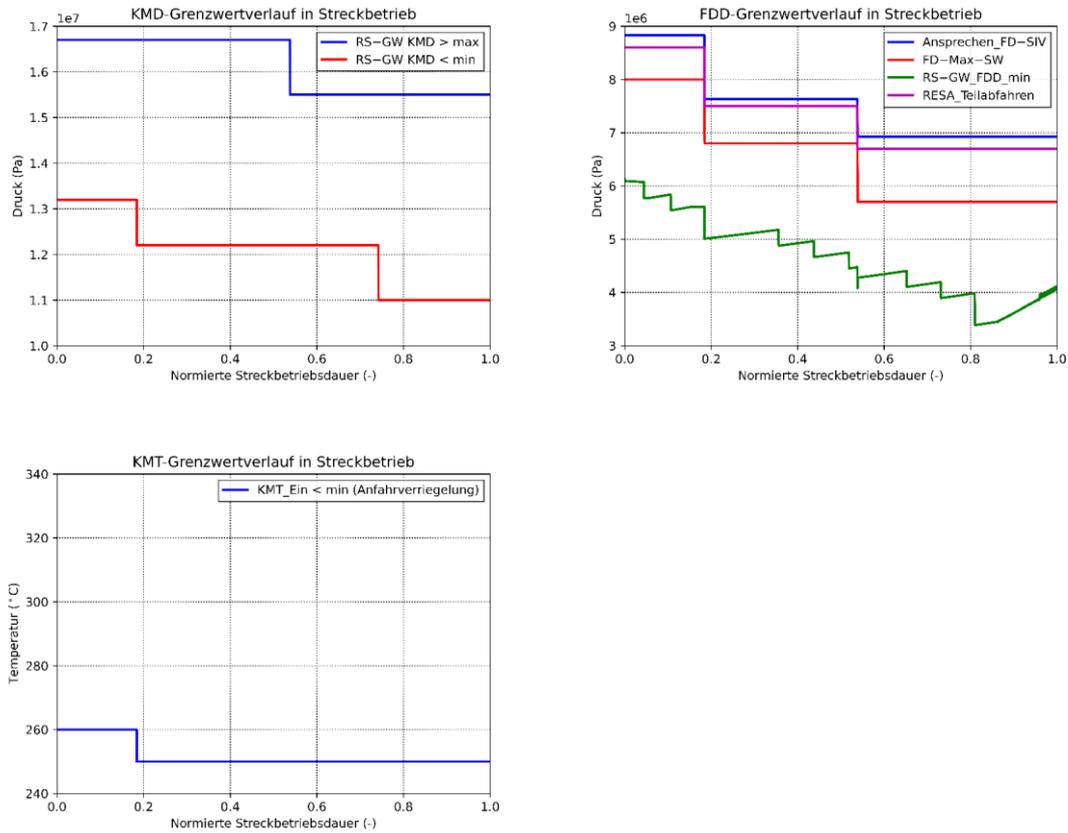
Leistung mittels der FD-Sicherheitsventile über Dach abgeblasen. Der KMD-RESA-Grenzwert wird nicht erreicht, da in jedem Falle das Öffnen der FD-Sicherheitsventile den KMD-Anstieg begrenzt. Es erfolgt daher ebenfalls kein Öffnen des DH-Abblaseventils in dieser Transiente.

Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt erst nach ca. 18 min durch das Signal „DE-Füllstand < Min.1 (9 m)“.

Das Ansprechen der FD-Sicherheitsventile ist mit einem stetigen Deionatverlust verbunden. Für den Fall ausgehend vom Streckbetrieb beträgt der Verlust von Deionat aus den DE-SiV in allen 4 DE zum Zeitpunkt  $t = 2.000 \text{ s}$  ca. 113 t Deionat. Ausgehend vom Volllastbetrieb beträgt der Deionatverlust durch die DE-SiV in allen DE nach 2.000 s insgesamt 31 t.

Die Nachweiskriterien für die Schutzziele der Sicherheitsebene 2 „Leistungsanpassung oder Reaktorabschaltung“ (unter dem Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität (R)“) sowie „Uneingeschränkte Weiterverwendbarkeit der Brennelemente“ (unter dem Schutzziel „Kühlung der Brennelemente (K)“) sind für den analysierten Zeitraum erfüllt.

Eine frühzeitige Herabsetzung des KMD-RESA-Grenzwertes während der sog. Phase 2.1 würde dieses Anlagenverhalten ändern und zu einer früheren Abschaltung des Reaktors führen.

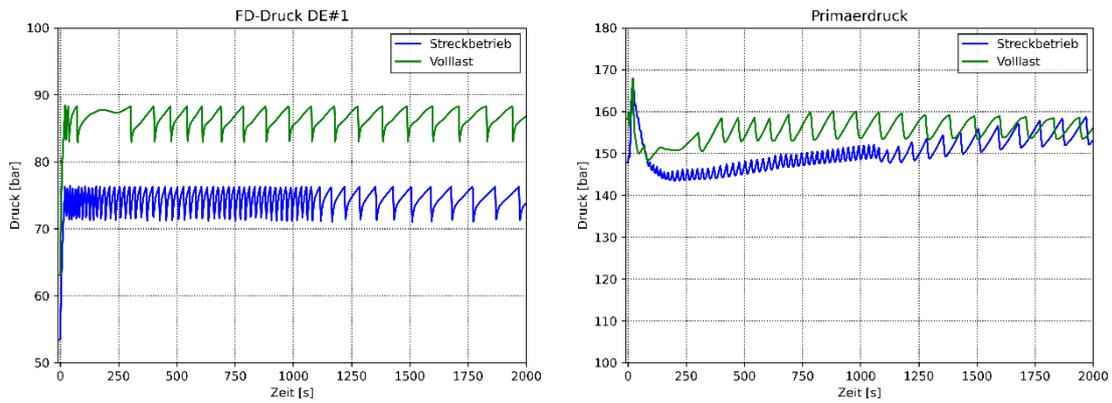


**Abb. 4.22** Verstellung der wesentlichen Grenzwerte im Reaktorschutz für die Parameter Kühlmitteldruck (KMD), Kühlmitteltemperatur (KMT) und Frischdampfdruck (FDD) als Funktion der normierten Streckbetriebszeit

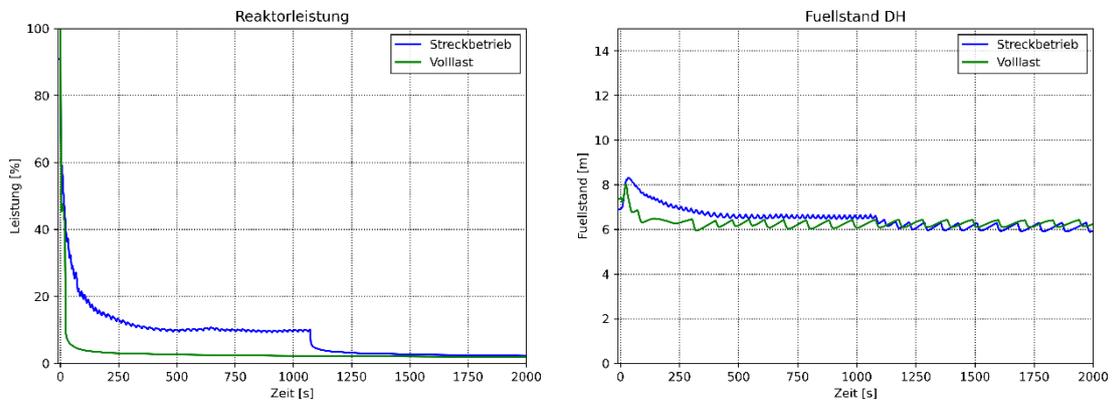
**Tab. 4.11** Vergleich des Zeitverlaufs von Simulation in Streckbetrieb (ausgehend von Phase 2.1) bzw. in Vollastbetrieb (EOC)

Beschreibung	Zeitangabe (s)	
	Streckbetrieb (Phase 2.1)	Vollastbetrieb (EOC)
Transientenbeginn	0	0
Auslösung von STEW-Synchron	1.9	0.8
Einwurf der Steuerstäbe (Stabpaare der 1. und 2. D-Bank)	2.4	1.3
Auslösung des RESA-Signals	1086 (durch das Signal „DE-Füllstand < Min.1 (9 m)“)	20.1 (durch das Signal „KM-Druck > Max.1 (167 bar)“)
Erstes Öffnen der DE-SiV in aller 4 DE	20.2	20.5

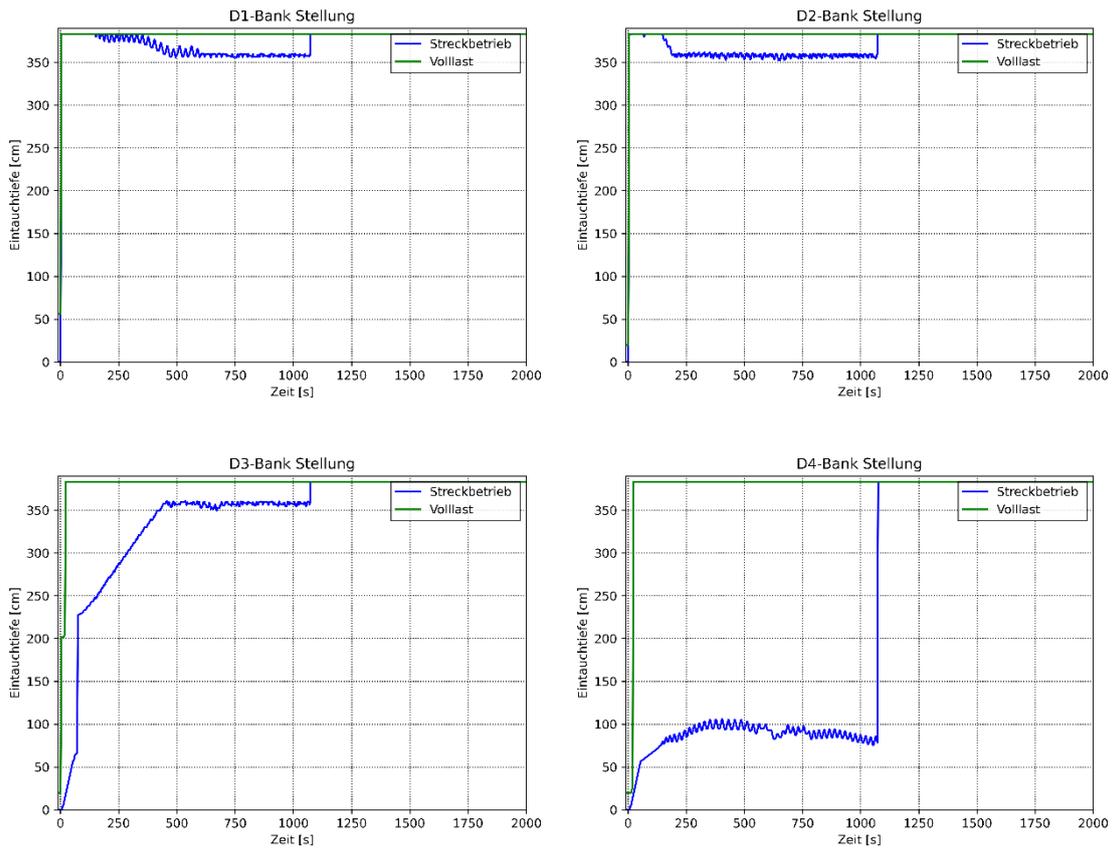
Beschreibung	Zeitangabe (s)	
	Streckbetrieb (Phase 2.1)	Volllastbetrieb (EOC)
Öffnen des DH-Abblase-Regelventils	-	21
Ende der Simulationszeit	2000	2000



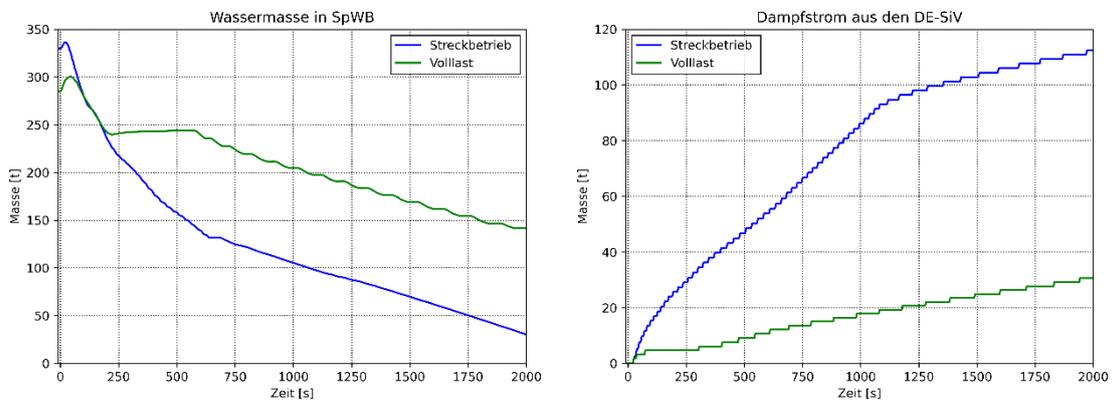
**Abb. 4.23** Druckverlauf im DE 1 (links) und im Primärkreislauf (rechts)



**Abb. 4.24** Reaktorleistung (links) und Füllstand im Druckhalter (rechts)



**Abb. 4.25** Eintauchtiefe der D-Bänke



**Abb. 4.26** Wassermasse im Speiswasserbehälter (SpWB, links) und integrierter Dampfmassenstrom aus den DE-Sicherheitsventilen (rechts)

#### 4.1.1.5.2 SWR

Zur Erprobung der weiterentwickelten Version des SWR-72-Analysesimulators für die Simulation von Transienten/Störfällen im Streckbetrieb wurde der Fall „TUSA ohne FDU“ ausgewählt.

Die Ergebnisse der Simulation im Streckbetrieb wurden mit denen aus dem Referenzfall verglichen, welcher ausgehend von Teillastbetrieb (EOC) durchgeführt wurde. Somit wurden für beide Simulationen nahezu vergleichbare Anfangsbedingungen implementiert (d. h. vergleichbare Werte von Generatorleistung bzw. Turbinendurchfluss), mit dem Ziel, den Einfluss der Neutronenkinetik durch die Reaktivitätsrückwirkungen auf die Leistungspeaks zu ermitteln.

Im folgenden Abschnitt wird der Ereignisverlauf am Beispiel der Referenzrechnung beschrieben.

### **Referenzfall: Turbinenschnellschluss ohne Verfügbarkeit der Turbinenumleitstation (TUSA ohne FDU) ausgehend vom Teillastbetrieb-Zustand**

Die für die Rechnung des Ereignisses ausgewählten Anfangsbedingungen sind in der Tab. 4.12 zusammengefasst.

**Tab. 4.12** Anfangsbedingungen für den Referenzfall

Parameter	Wert zum Zeitpunkt $t = 0$ s
Reaktorleistung (MW)	3335 (86.18 %)
Generatorleistung (MW)	1155 (85.93 %)
Kernzustand	EOC
Druck im Dampfdom (bar abs)	70.6
Kern-Massenstrom (kg/s)	10.201
Dampfdurchsatz (kg/s)	1770
ZUPs Drehzahl (rpm)	1419 (79.4%)
Speisewasser-Temperatur (°C)	210
Speisewasser-Massenstrom (kg/s)	1835

Die Anregung der TUSA erfolgt durch Handeingriff zu  $t = 0$  s. Nach der TUSA wird sofort das Pumpenabfahren ausgelöst, um eine schnellere Leistungserhöhung zu verhindern. Der Ausfall der Hauptwärmesenke führt zu einer starken Druckerhöhung. Damit sinkt

entsprechend der Dampfblasengehalt im Kern. Durch die Rückwirkung des Dichtereaktivitätskoeffizienten kommt es zu einer starken Neutronenfluss- und Leistungserhöhung. Diese wird zunächst durch die Rückwirkung des Dopplerkoeffizienten gedämpft und, sobald die Steuerstäbe wirksam sind, beendet. Das gestaffelte Öffnen der S/E-Ventile begrenzt den Druckanstieg. Die RESA wird über das Reaktorschutzsignal „Neutronenfluss (FNSM) > 120 %“ ausgelöst. Die S/E-Ventile blasen in die Kondensationskammer (KoKa) ab und schließen wieder gestaffelt mit dem fallenden RDB-Druck. Wenn der RDB-Füllstand unter LT1 sinkt (13.91 m), wird die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung ausgelöst. Diese findet statt, bis der Füllstand die 14 m überschreitet. Nach ungefähr 10 Minuten, mit abgeschaltetem Reaktor und Druck und Füllstand im normalen Bereich, wird ein kontrollierter Anlagenzustand erreicht.

Tab. 4.13 zeigt den Ereignisablauf der Referenzrechnung.

**Tab. 4.13** Ereignisablauf der Referenzrechnung „TUSA ohne FDU“

Zeit (s)	Ereignis
0	TUSA, RB13 Ansteuerung Entlastungsventile
0.1	Pumpenabfahren (Impulssperre) mit 30 %/s für 0.5 s
0.2	Turbinenregelventile komplett zu und Druckanstieg
0.3	Einfahreranregung der Steuerstäbe durch TUSA/LAW (Gruppen 1- 4)
0.55	Öffnen der Entlastungsventile wegen TUSA RB13: TK11S221, TK21S211, TK31S211
0.9	Reaktorleistung > 120 % (FNSM)
1.1	RESA ausgelöst durch FNSM 120 %, Sammeleinfahren
1.2	Stabeinwurf wegen RESA
1.25	Öffnungsbefehl DDV (RESA & Druck > 72 bar abs.)
1.95	Öffnen der DDV-Ventile TK21S260, TK31S260, TK41S260
2.65	Öffnungsbefehl TK-Ventile Gruppe 1 aus dem RS YZ44 (> 78 bar)
2.8	Öffnungsbefehl TK-Ventile Gruppe 2 aus dem RS YZ47 (> 79 bar)
3.25	Öffnungsbefehl TK-Ventile Gruppe 3 aus dem RS YZ46 (> 81 bar)

Zeit (s)	Ereignis
8.7	Schließen der TK-Ventile Gruppe 1 (< 74,5 bar)
9.7	Schließen der TK-Ventile Gruppe 2 (< 73 bar)
9.85	RDB-Füllstand < LT1: Ansteuerung nukleare Nachkühlkette
20	HD-TH Pumpe läuft an
82	RDB-Füllstand > 14 m: HD-TH Pumpe läuft aus

### **Testfall: Turbinenschnellschluss ohne Verfügbarkeit der Turbinenumleitstation (TUSA ohne FDU) ausgehend vom Streckbetrieb-Zustand**

Das Ereignis wurde kurz nach der Außerbetriebnahme der zwei HD-Vorwärmer in der Endphase des Streckbetriebs (Strecke 4-5, siehe Kapitel 4.1.1.2.3) initiiert, um den konservativen Effekt des Leistungsanstiegs aufgrund der kurzfristigen Reaktivitätsänderung auf die BE-Kühlung (im Hinblick auf die Einhaltung des  $MASL_{99,9}$ -Grenzwerts) zu berücksichtigen. Außerdem wurde die Zeitverzögerung von 0.5 s für das Schutzsignal zum Abfahren der ZUPs mit einem Gradienten von 30 %/s berücksichtigt.

Die für die Rechnung des Ereignisses ausgewählte Anfangsbedingungen sind in der Tab. 4.14 zusammengefasst.

**Tab. 4.14** Anfangsbedingungen für den Testfall

Parameter	Wert zum Zeitpunkt $t = 0$ s
Reaktorleistung (MW)	3696 (95.5 %)
Generatorleistung (MW)	1174 (87.35 %)
Kernzustand	EOC-Streckbetrieb
Druck im Dampfdom (bar abs)	70.6
Kern-Massenstrom (kg/s)	14137
Dampfdurchsatz (kg/s)	1800
ZUPs Drehzahl (rpm)	2000 (111.9 %)
Speisewasser-Temperatur (°C)	171
Speisewasser-Massenstrom (kg/s)	1793

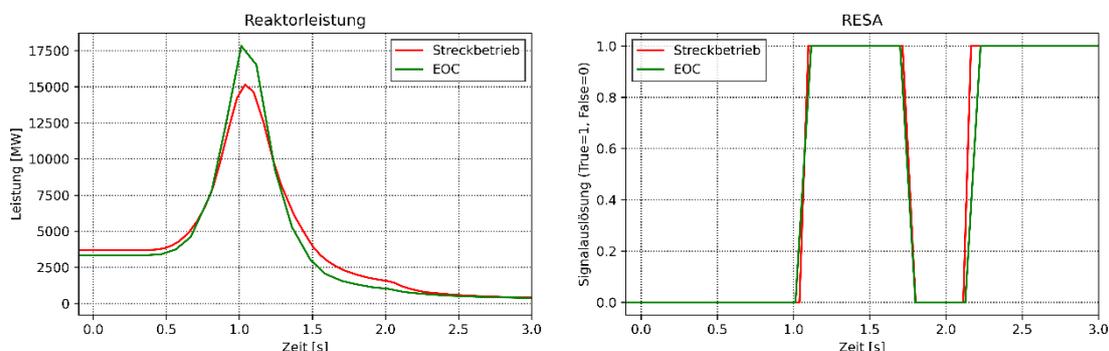
In Abb. 4.27 bis Abb. 4.30 sind die Ergebnisse des Testfalls (Streckbetrieb) mit den aus dem Referenzfall (Teillastbetrieb) für die ersten 3 s nach Auslösung des Ereignisses gezeigt.

Nach der Auswertung der Ergebnisse der Simulation in Streckbetrieb bzw. in Teillastbetrieb (EOC) können folgende Erkenntnisse gewonnen werden:

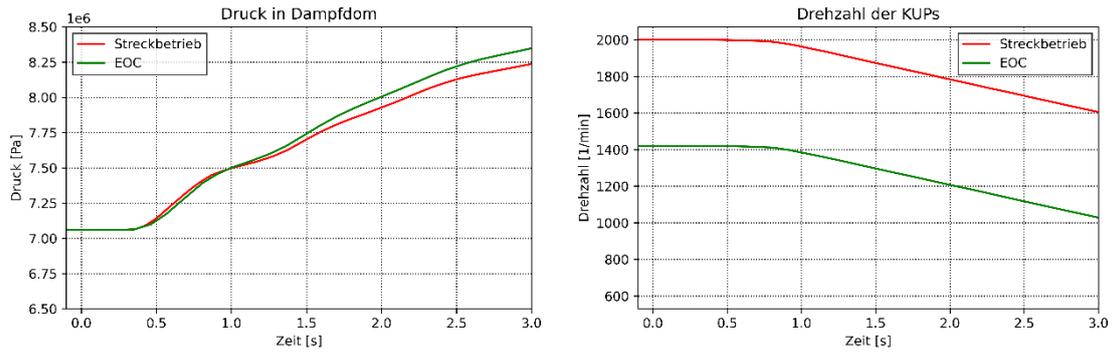
- Der Leistungspeak nach Eintritt der Transiente (bei ca. 1.1s) ist für die Simulation in Streckbetrieb um ca. 2.5 GW niedriger als in Teillastbetrieb;
- Der Multiplikationsfaktor betrug in der Simulation ausgehend von Teillastbetrieb ca. 1.0041, in der Simulation mit dem Reaktor in Streckbetrieb stattdessen ca. 1.0038;
- Der große Beitrag zur positiven Reaktivitätseinfügung in der ersten Sekunde nach Eintritt der Transiente wurde von der Dichte-Reaktivitätsrückwirkung gespielt.

Der für diese Analyse berechnete MASL-Wert ist aufgrund der verwendeten Korrelation (in ATHLET eingebaute „DEMO“ Korrelation, die für eine 8x8 BE-Geometrie gilt) nicht aussagekräftig, und wurde deshalb als Größe nicht ausgewertet. Im Kernmodell des SWR-Analysesimulators ist nämlich die Geometrie eines KWU-9x9 BE implementiert. Für die Prüfung des Schutzziels „Kühlung der Brennelemente (K)“ wurde als Nachweis-kriterium die max. Hüllrohrtemperatur bzw. das DNB-Verhältnis am hochbelasteten Brennelement ermittelt und in Abb. 4.31 gezeigt. Keine Aufheizung konnte in der Simulation berechnet werden.

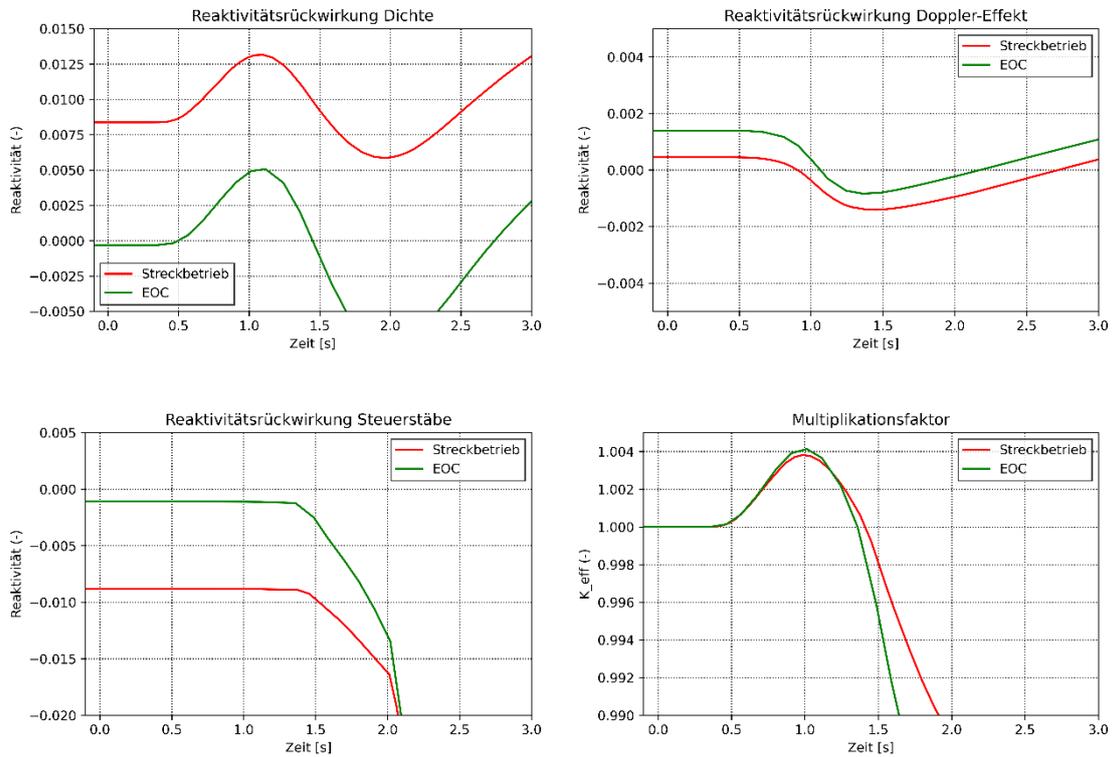
Für das ausgewählte Ereignis der Sicherheitsebene 2 (S2-05 in Tab. 5.2 aus Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SIA 15/) wurde bestätigt, dass der Betriebszustand Teillast (EOC) konservativer als der Streckbetrieb für SWR ist und somit weiterhin abdeckend ist.



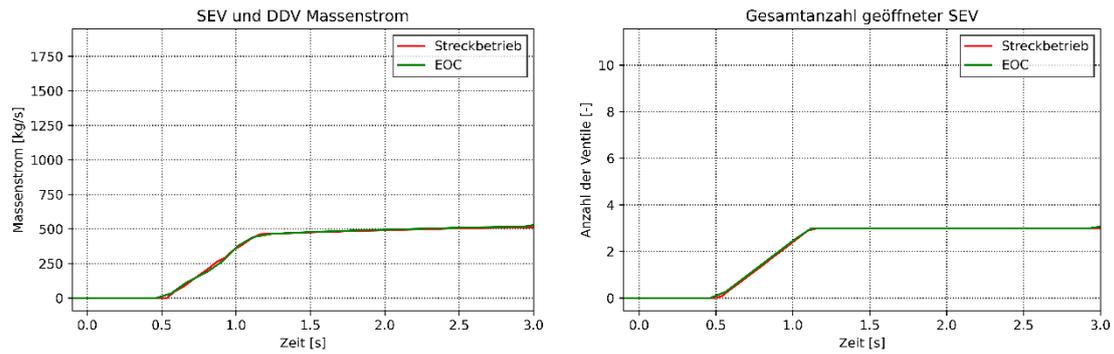
**Abb. 4.27** Reaktorleistung (links) und Anregung des RESA-Signals (rechts)



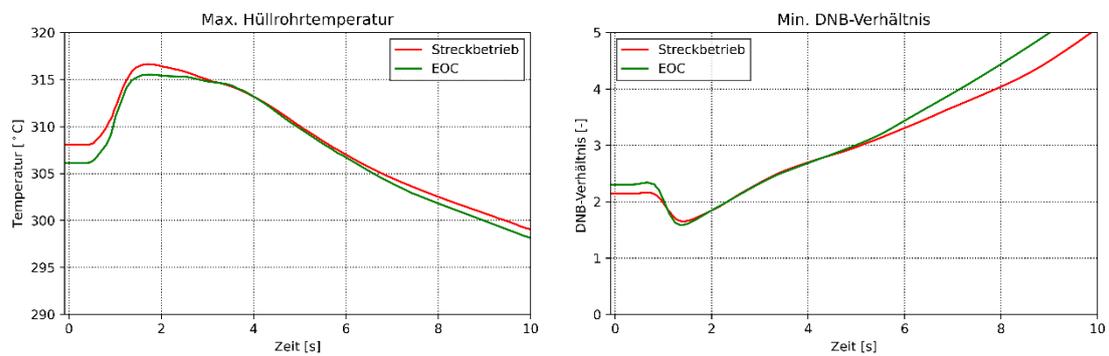
**Abb. 4.28** Druck im Dampfdom (links) und Drehzahl der ZUPs (rechts)



**Abb. 4.29** Reaktivitätsbeiträge (Dichte, Doppler und Steuerelemente) und Multiplikationsfaktor  $K_{eff}$



**Abb. 4.30** Dampfdurchsatz aus den SEV- und DDV-Ventilen (links) und Gesamtzahl der geöffneten SEV und DDV (rechts)



**Abb. 4.31** Maximale Hüllrohrtemperatur (links) und minimales DNB-Verhältnis (rechts) am heißen BE

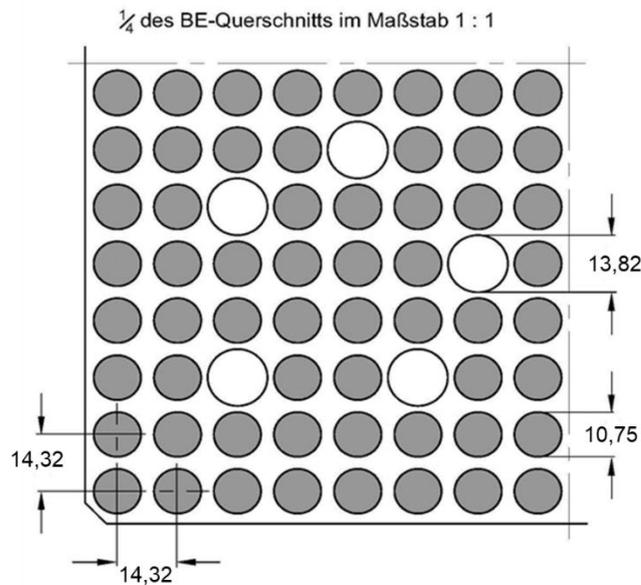
#### 4.1.2 Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2)

Die Erweiterungsarbeit gliedert sich in folgenden Arbeitsschritten (AS):

##### 4.1.2.1 Aktualisierung des existierenden CTF-Modells eines Brennelements für eine generische Vorkonvoi-Anlage

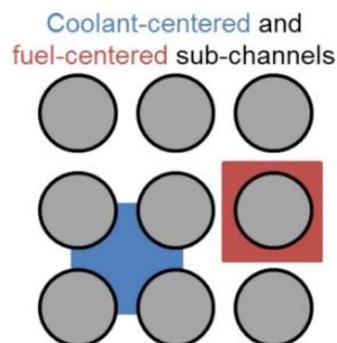
Im Rahmen des abgeschlossenen BMU-Vorhabens 3608R01334 /PAU 10/ wurde bereits ein Modell eines generischen DWR-Brennelements (Vorkonvoi-Typ mit 16\*16-20 Brennstäben, siehe Abb. 4.32) erstellt.

Aufgrund der Änderungen im CTF-Code (aktuell wird die Version 4.2 angewendet) war eine Aktualisierung bzw. Anpassung des Eingabedatensatzes erforderlich, um die vorliegenden Eingabedatensätze wieder lauffähig zu machen.



**Abb. 4.32**  $\frac{1}{4}$  des BE-Querschnitts (16x16) /ARE 10/

Das Modell enthält insgesamt 289 kühlmittelezentrierte thermohydraulische Kanäle (siehe Abb. 4.33) und 236 Brennstab-Objekte. Sowohl die Brennstäbe als auch die Steuerstabführungsrohre wurden als sog. ROD-Objekte simuliert, welche die Berücksichtigung der radialen Wärmeübertragung im Code erlaubt. Es wurde kein neutronenkinetisches Modell in der CTF-Domain berücksichtigt.



**Abb. 4.33** Abbildung eines kühlmittelezentrierten Kanals (in blau) und eines brennstoffzentrierten Kanals (in rot)

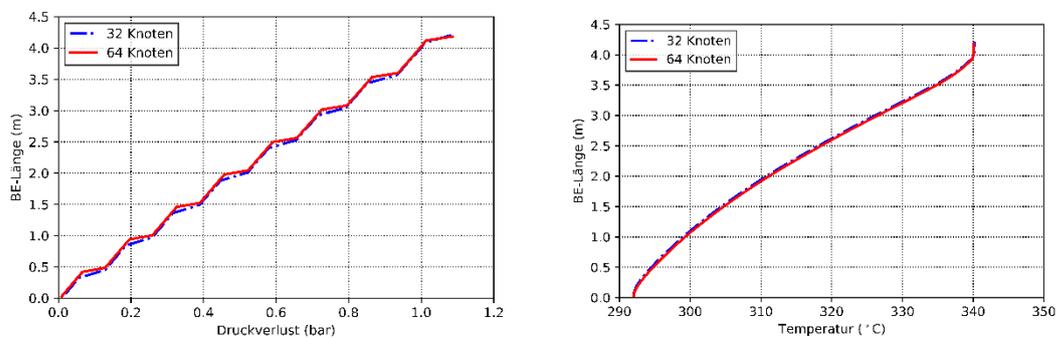
In der Rechendomain wurden die aktive BE-Zone sowie das BE-Austrittsplenum mit einer gesamten Länge von ca. 4.15 m berücksichtigt. In axialer Richtung wurde die Rechendomain insgesamt in 32 Knoten geteilt, was einer Länge von ca. 13 cm pro Knoten entspricht.

Eine Nodalisierungsstudie wurde mit der Stand Alone-Version des CTF-Codes durchgeführt, um den Effekt der Variation der Anzahl von Knoten in der Rechendomain auf die erzielten Ergebnisse zu untersuchen.

Zwei unterschiedliche Nodalisierungsschemas wurden für die Studie implementiert: 32 Knoten und 64 Knoten. Die Ergebnisse der CTF-Rechnungen sind in Abb. 4.34 geplottet. Auf dem linken Plot ist der Druckverlust entlang des Brennelements und auf dem rechten Plot ist der Temperaturverlauf im zentralen Unterkanal dargestellt.

Die gute Übereinstimmung der Ergebnisse deutet daraufhin, dass der Effekt einer verfeinerten axialen Nodalisierung der Rechendomain in CTF nicht zu einer deutlichen Verbesserung der berechneten thermohydraulischen Parameterwerte führt. Die Übereinstimmung der Ergebnisse war für einen thermohydraulisch simulierten einphasigen Zustand in der Rechendomain (flüssiger Zustand) zu erwarten, denn die Anzahl von Knoten in axialer Richtung ist als sensitiver Parameter bei zweiphasigen Zuständen zu betrachten.

Für die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse wurde deshalb die Rechendomain in axialer Richtung mit 32 Knoten nodalisiert.

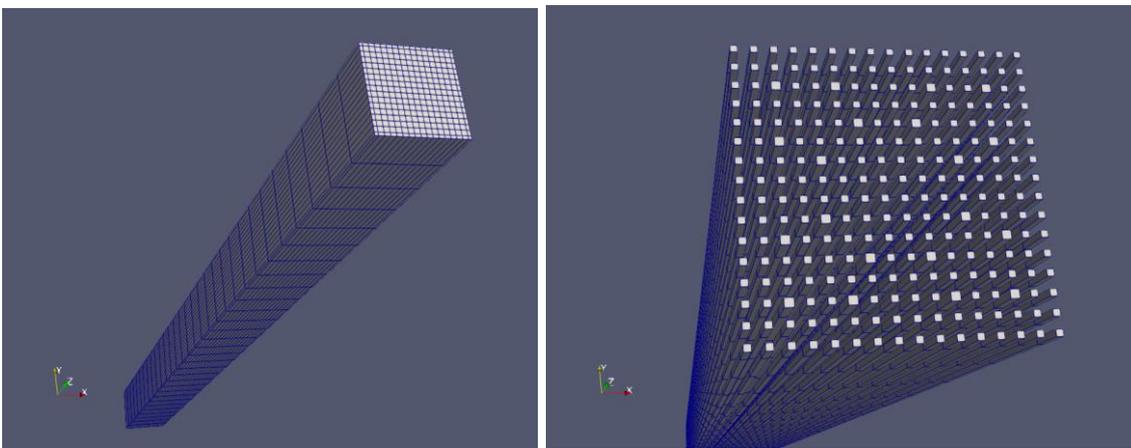


**Abb. 4.34** Ergebnisse der Nodalisierungsstudie mit CTF (Druckverlust entlang des BEs (links); Temperaturverlauf im zentralen Unterkanal des BEs (rechts))

Das erstellte Brennelement-Modell in CTF wurde in Vorbereitung zur Kopplungsrechnung mit ATHLET und QUABOX/CUBBOX erweitert. Um den Einfluss der Abstandshalter auf die Hydraulik sowie auf die Wärmeübertragung entlang des Brennelements zu berücksichtigen, wurde das sogenannte „Spacer Grid Model“ im Eingabedatensatz aktiviert. Das in CTF eingebaute Model basiert auf einer Studie von Yao, Hochreiter and Leech /SAL 20/ und ermöglicht die Berücksichtigung des Effekts von Abstandshaltern

auf die lokale Thermohydraulik bzw. die Wirkung der Abstandshalter auf die lokale Nusselt-Zahl. Die Druckverluste an der Höhe der Abstandshalter wurden im Brennelement-Modell mit konstanten Formverlust-Koeffizienten implementiert.

Für die Visualisierung der Rechenergebnisse wurde eine eingebaute Eigenschaft im CTF-Code benutzt, die die Erzeugung einer 3D-Darstellung in Form eines sog. „vtk-File“ (Visualization Toolkit File) erlaubt. Das File enthält sowohl die geometrischen Daten des BE-Modells als auch die mit dem CTF-Code erzielten Ergebnisse einer Rechnung und kann mit der OpenSource Software ParaView für Visualisierungszwecke geöffnet werden. Dies erlaubt eine bessere quantitative Prüfung der erzielten Ergebnisse.



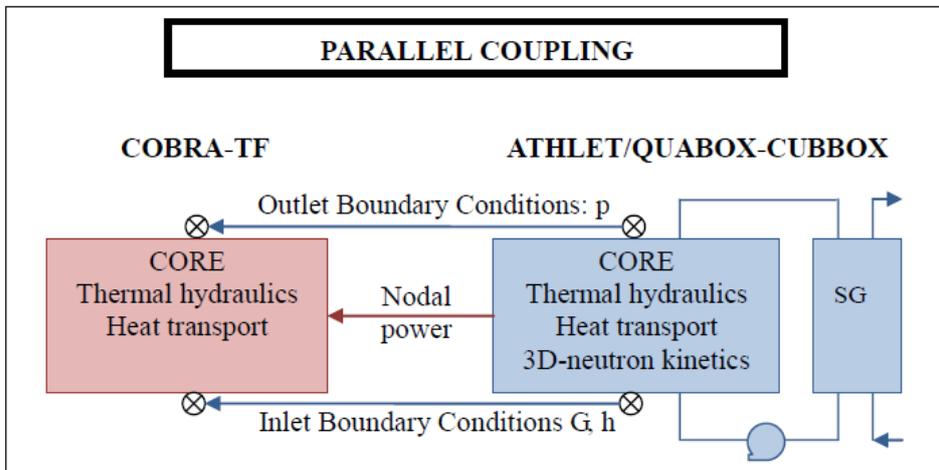
**Abb. 4.35** 3D-Darstellung der CTF-Rechendomains mit dem Tool ParaView

Ferner wurde der neutronenkinetische Diffusionscode QUABOX/CUBBOX aus Kompatibilitätsgründen auf die aktuelle Version von ATHLET (derzeit ATHLET 3.3 patch 1) angepasst, um eine gekoppelte Rechnung mit dem gesamten Codekomplex ATHLET-CTF-QUABOX/CUBBOX zu ermöglichen.

#### **4.1.2.2 Prüfung der durchgeführten Anpassung bei der gekoppelte Methode ATHLET-Q/C-CTF unter Verwendung von bereits existierenden Simulationsergebnissen**

Für die Kopplung von ATHLET mit CTF hat sich die sogenannte „Parallelkopplung“-Methode bewährt und wurde daher angewendet (siehe /PER 12/). In Abb. 4.36 ist das Kopplungsschema vereinfacht dargestellt. Diese Kopplungsmethode ist programmtechnisch am einfachsten zu implementieren, da keine Änderungen in den Codelösern erforderlich sind. Mit diesem Kopplungsansatz wird die Kernregion von beiden thermohydraulischen Codes modelliert, normalerweise mit unterschiedlicher Genauigkeit. Der Systemcode ATHLET liefert Randbedingungen am Eintritt (Massenstrom, Flüssigkeitsthalpie und

Borkonzentration) und am Austritt (Druck) der Rechendomäne zum Unterkanalcode CTF. Keine Informationen vom Unterkanalcode CTF werden zum Systemcode ATHLET übertragen.

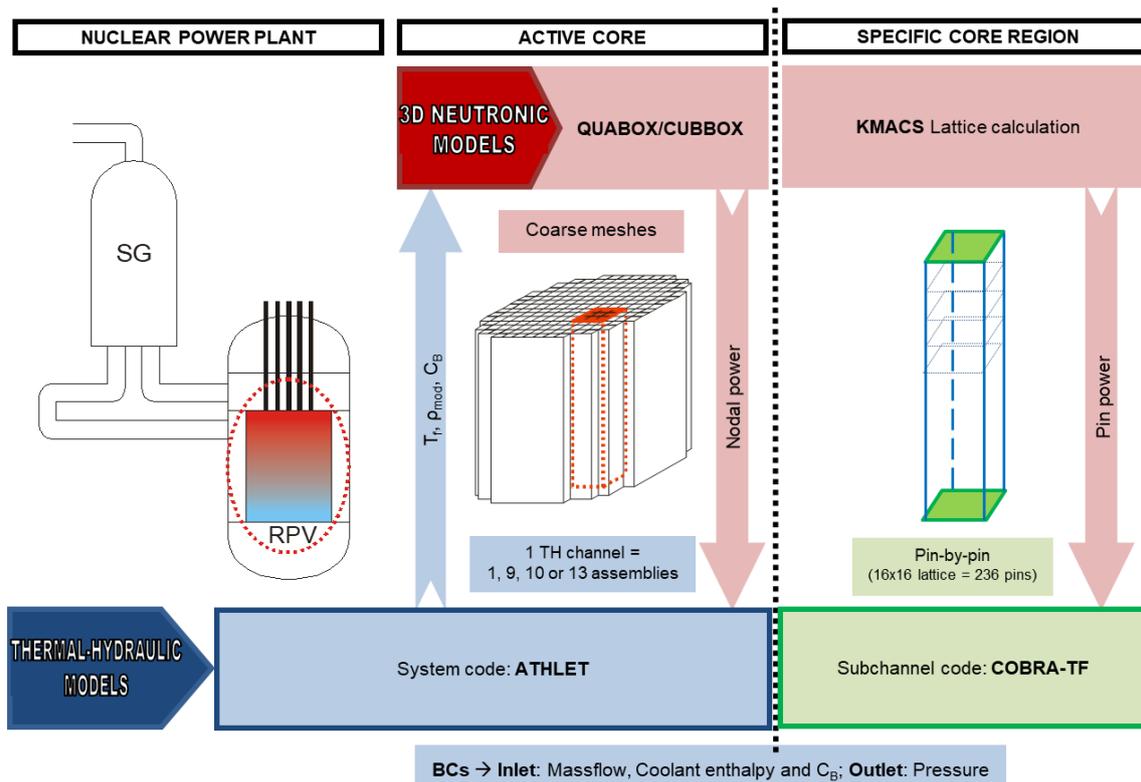


**Abb. 4.36** Vereinfachte Darstellung des Kopplungsschemas zwischen ATHLET und CTF /PER 12/

Während der stationären Phase der Berechnung werden die Randbedingungen und die Leistung nach jeder ATHLET-QUABOX/CUBBOX-Iteration an CTF übertragen. CTF führt eine sog. Nulltransientenberechnung durch, bis die Konvergenzkriterien auf Knotebene der Brennstofftemperatur und Moderatorichte erfüllt sind.

Während der Transientenphase ist der Systemcode ATHLET führend: Er führt zuerst seinen Zeitschritt aus und sendet dann den neuen Satz von Randbedingungen an den Unterkanalcode. Bei Zeitschritten länger als die vom Neutronenkinetikcode maximal erlaubten Schritte, hat der Neutronenkinetikcode die Möglichkeit mehrere kleinere Zeitschritte unter Verwendung von interpolierten thermohydraulischen Randbedingungen und Kernleistung durchzuführen.

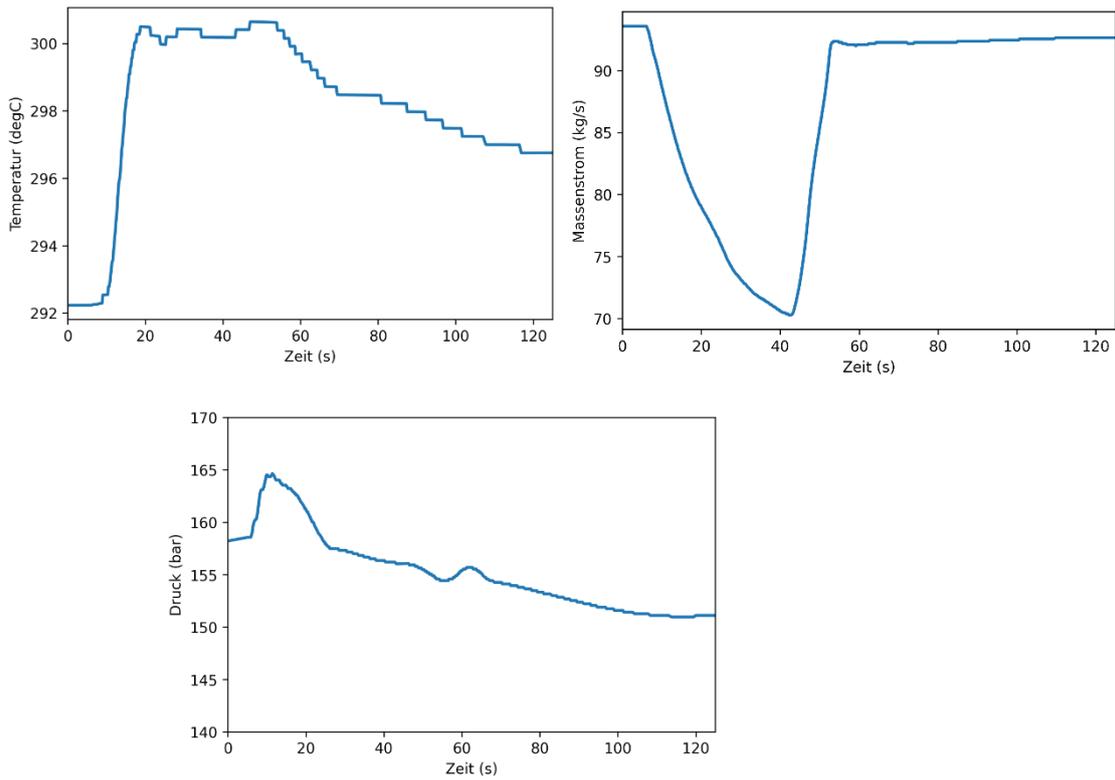
In Abb. 4.37 ist die Darstellung des Dreifach-Kopplungsschemas ATHLET-Q/C-CTF gezeigt.



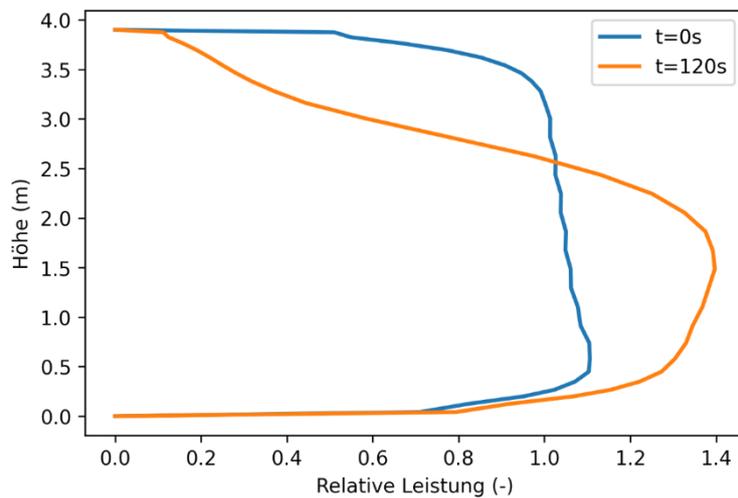
**Abb. 4.37** Darstellung des Dreifach-Kopplungsschemas ATHLET-Q/C-CTF

Vor der Durchführung von Analysen mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-Q/C-CTF war eine Prüfung der korrekten Übertragung der wesentlichen thermohydraulischen Größe von ATHLET nach CTF erforderlich.

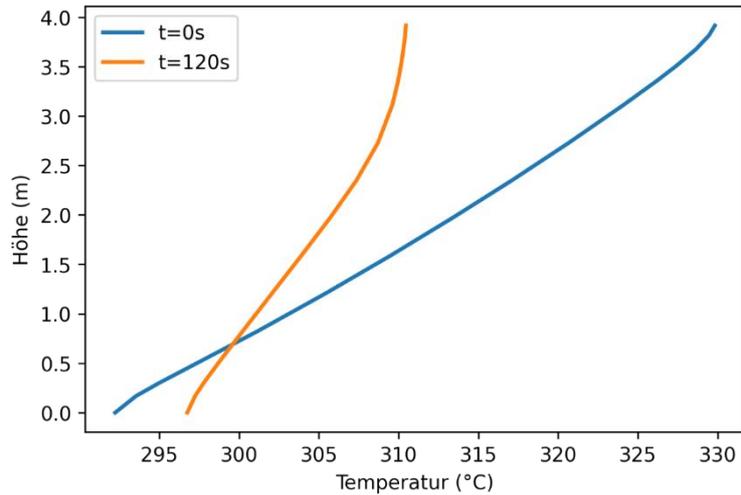
Eine im BMU-Vorhaben 4717R01334 durchgeführte gekoppelte Rechnung ATHLET-Q/C /PAL 20/ wurde zum Prüfungszweck in Betracht gezogen. Die Ergebnisse der Rechnung „Lastabwurf auf Eigenbedarf“ vom 25.04.1998 wurden für die Verifizierung der Kopplung benutzt. Aus den vorhandenen ATHLET-Ergebnisdateien (.key und .pd bzw. .h5 Files) wurden die wesentlichen Größen (z. B. BE-Eintrittstemperatur und der Eintrittsmassenstrom bzw. Druck am BE-Austritt) mit Hilfe von Python-Schnittstellen im passenden Format für CTF zur Verfügung gestellt. Diese Größen sind in Abb. 4.38 dargestellt. Auf ähnliche Weise wurde die von Q/C gerechnete zeitabhängige axiale Leistungsverteilung im BE mit Hilfe von Python-Schnittstellen nach CTF übertragen. Die angewendete axiale Leistungsverteilung am Anfang und am Ende der Transiente ist in Abb. 4.39 dargestellt. Die resultierenden axialen Verteilungen der Kühlmitteltemperatur und des Massenstroms in einem CTF-Unterkanal sind in Abb. 4.40 und Abb. 4.41 dargestellt.



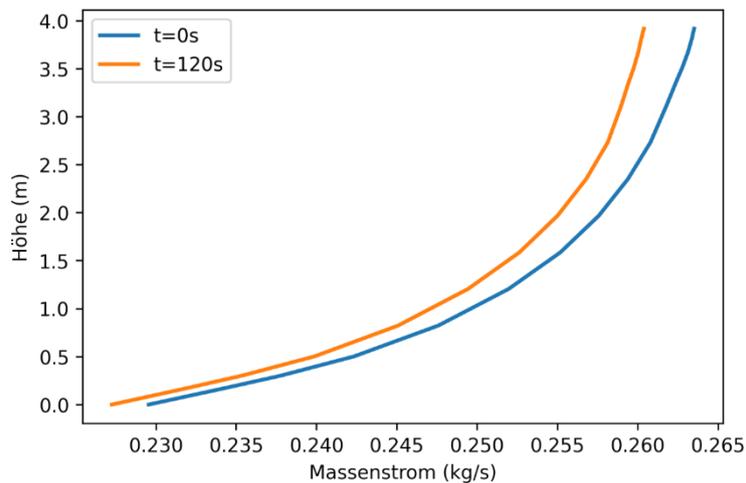
**Abb. 4.38** Randbedingungen für die CTF-Rechendomain aus den vorhandenen ATHLET-Q/C-Ergebnisdateien (BE-Eintrittstemperatur, BE-Eintrittsmassenstrom und Druck am BE-Austritt)



**Abb. 4.39** Relative axiale Leistungsverteilung vor und nach der Transiente aus den vorhandenen ATHLET-Q/C Ergebnisdateien



**Abb. 4.40** Axial Kühlmitteltemperaturverteilung eines CTF-Unterkanals vor und nach der Transiente



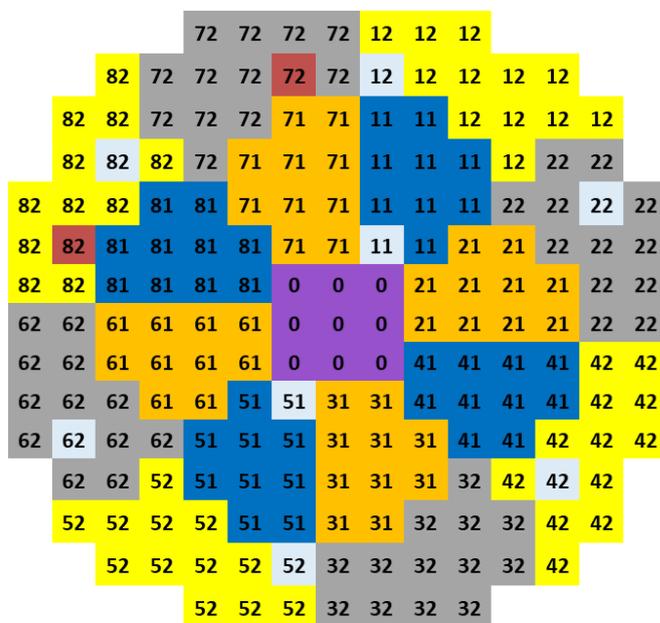
**Abb. 4.41** Axial Massenstromverteilung eines CTF-Unterkanals vor und nach der Transiente

#### 4.1.2.3 Erweiterung des Kernzuordnungsschema für das QUABOX/CUBBOX 3D-Kernmodell

Das im Analysesimulator angewendete 3D-Kernmodell mit QUABOX/CUBBOX wurde bereits im abgeschlossenen BMU-Vorhaben 4717R01334 basierend auf generischen Zyklusrechnungen für die Bestimmung unterschiedlicher Kernzustände erweitert bzw. aktualisiert. Eine Beschreibung des 3D-Kernmodells ist in /PAL 20/ zu finden.

In Vorbereitung zur Durchführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse wurde die Anordnung der bereits vorhandenen heißen Brennelemente im 3D-Kernmodell so angepasst, dass die thermohydraulischen Kernkanäle in der Nähe der hochbelasteten Kernregionen liegen. Ziel ist es, konservative Randbedingungen für die wesentlichen physikalischen Größen zu berücksichtigen.

Die Anordnung der 193 BEs in der radialen Kernnodalisierung im ATHLET-Modell ist in Abb. 4.42 gezeigt. Die in hellblau gefärbten Kästchen zeigen die Position der BE mit LV-Messdetektoren, die im Rahmen der Weiterentwicklungsarbeit im abgeschlossenen BMU-Vorhaben 4717R01334 erstellt wurden. Diese BEs wurden im ATHLET-Modell des Kerns als einzelne thermohydraulischen Kanäle modelliert. Insgesamt acht solcher Kernkanäle sind im Modell nachgebildet mit dem Ziel, die Messstelle im Kern zu simulieren. Die zwei im rot gefärbten Kästchen zeigen die Position der heißen BE.

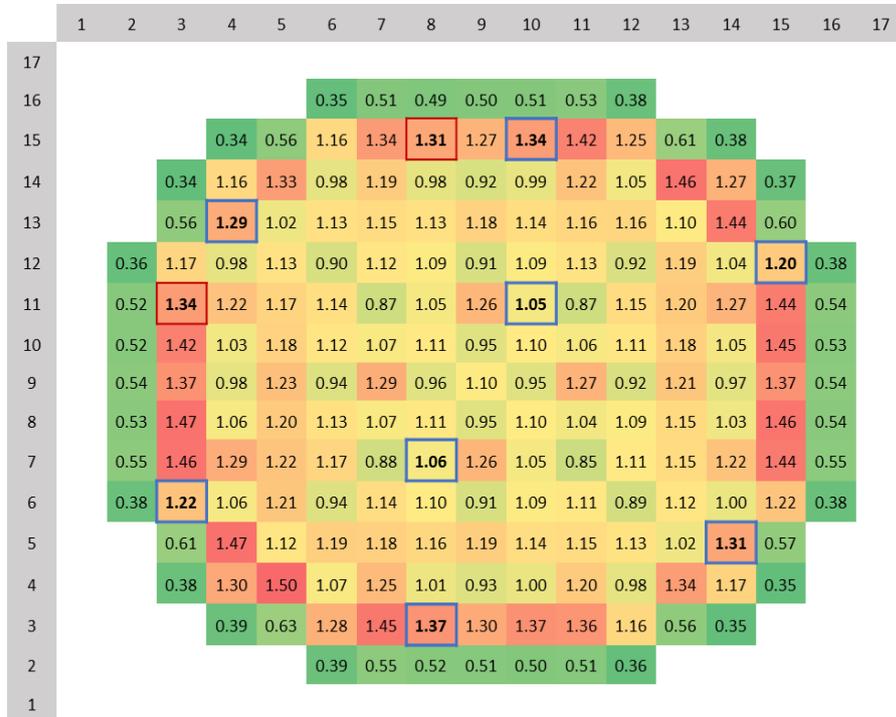


**Abb. 4.42** Radiale Anordnung der heißen BEs und der LV-Detektoren im Kern des Analysesimulators KBR

Die radialen von Q/C berechneten Peaking-Faktoren für alle BEs im Kernmodell sind in Abb. 4.43 dargestellt. Aus der Abbildung ist die Position sowohl der heißen BEs (rot markierten Kästchen) als auch der BEs mit LV-Messdetektoren (blau markierten Kästchen) ersichtlich.

Aus der Darstellung stellt sich heraus, dass die von Q/C berechneten Peaking-Faktoren an der Position der thermohydraulisch abgebildeten heißen Kernkanäle nicht den maxi-

malen Wert aufweisen. Hauptgrund dieses Verhaltens liegt an der groben radialen Nodalisierung des Kerns im ATHLET-Modell (mit insgesamt 27 Kernkanälen) im Vergleich zu der verfeinerten Aufteilung im Q/C-Modell, bei dem alle 193 Kernkanälen mit einem sog. Open-Kern-Modell berücksichtigt sind.



**Abb. 4.43** Radiale berechnete Peaking-Faktoren für alle BEs im Kernmodell

Ein wesentlicher Parameter bei der thermohydraulischen Analyse auf Brennstabebene mit dem Unterkanalcode CTF ist die radiale Stabweise-Leistungsverteilung.

Die im CTF-Modell berücksichtigte radiale Leistungsverteilung wurde in Vorbereitung zur Durchführung der gekoppelten Analyse angepasst. Eine realistische radiale Stabweise-Leistungsverteilung wurde basierend auf den Rechenergebnissen mit dem GRS-Kernsimulator KMacS /ZIL 19/ für eine generische Kernbeladung eines Vorkonvoi-Reaktors implementiert. Die radialen Peaking-Faktoren auf Brennstabebene sind in Abb. 4.44 gezeigt.

Die gezeigte Färbung in der Darstellung deutet auf eine leichte seitliche Leistungsver-schiebung hin. Die in dunkelblau eingefärbten Kästchen zeigen die Position der Steuerstabführungsrohre im BE. Die Gadolinium-Stäbe sind im Modell vorhanden und an den niedrigeren Werten des Peaking-Faktors erkennbar.

1.068	1.096	1.122	1.130	1.139	1.144	1.130	1.116	1.124	1.143	1.154	1.145	1.134	1.124	1.097	1.068
1.086	1.110	1.157	1.128	1.140	1.174	1.114	1.054	1.093	1.145	1.189	1.147	1.131	1.158	1.110	1.085
1.100	1.144	0.000	1.116	1.160	0.000	1.130	0.446	1.073	1.191	0.000	1.167	1.118	0.000	1.143	1.099
1.097	1.105	1.105	0.445	1.088	1.196	1.187	1.101	1.138	1.217	1.209	1.093	0.445	1.103	1.102	1.094
1.096	1.109	1.142	1.082	1.123	1.203	0.000	1.197	1.205	0.000	1.208	1.123	1.076	1.134	1.103	1.091
1.095	1.139	0.000	1.185	1.197	1.185	1.202	1.162	1.163	1.205	1.185	1.192	1.172	0.000	1.124	1.086
1.076	1.088	1.146	1.184	0.000	1.195	1.145	1.127	1.127	1.145	1.193	0.000	1.155	1.086	1.059	1.065
1.053	1.033	1.025	1.099	1.177	1.146	1.120	1.107	1.107	1.120	1.145	1.169	1.064	0.427	0.996	1.045
1.040	0.991	0.425	1.058	1.163	1.138	1.114	1.101	1.101	1.114	1.140	1.171	1.094	1.020	1.028	1.048
1.051	1.045	1.071	1.137	0.000	1.174	1.127	1.109	1.109	1.127	1.176	0.000	1.166	1.129	1.073	1.063
1.063	1.099	0.000	1.143	1.161	1.154	1.173	1.132	1.130	1.170	1.154	1.166	1.155	0.000	1.113	1.072
1.059	1.068	1.097	1.039	1.083	1.164	0.000	1.160	1.152	0.000	1.159	1.083	1.044	1.104	1.074	1.064
1.053	1.058	1.057	0.426	1.043	1.152	1.159	1.083	1.048	1.131	1.140	1.038	0.426	1.058	1.061	1.056
1.049	1.089	0.000	1.059	1.104	0.000	1.124	1.012	0.421	1.066	0.000	1.097	1.058	0.000	1.090	1.051
1.030	1.052	1.094	1.066	1.079	1.115	1.073	1.023	0.987	1.044	1.102	1.072	1.063	1.093	1.052	1.031
1.013	1.039	1.063	1.069	1.077	1.084	1.071	1.054	1.045	1.060	1.075	1.072	1.066	1.061	1.039	1.013

**Abb. 4.44** Radiale Stabweise-Leistungsverteilung implementiert im CTF-Modell

#### 4.1.2.4 Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse unter Verwendung des Codesystems ATHLET-Q/C-CTF und des GRS-Codes SUSANA

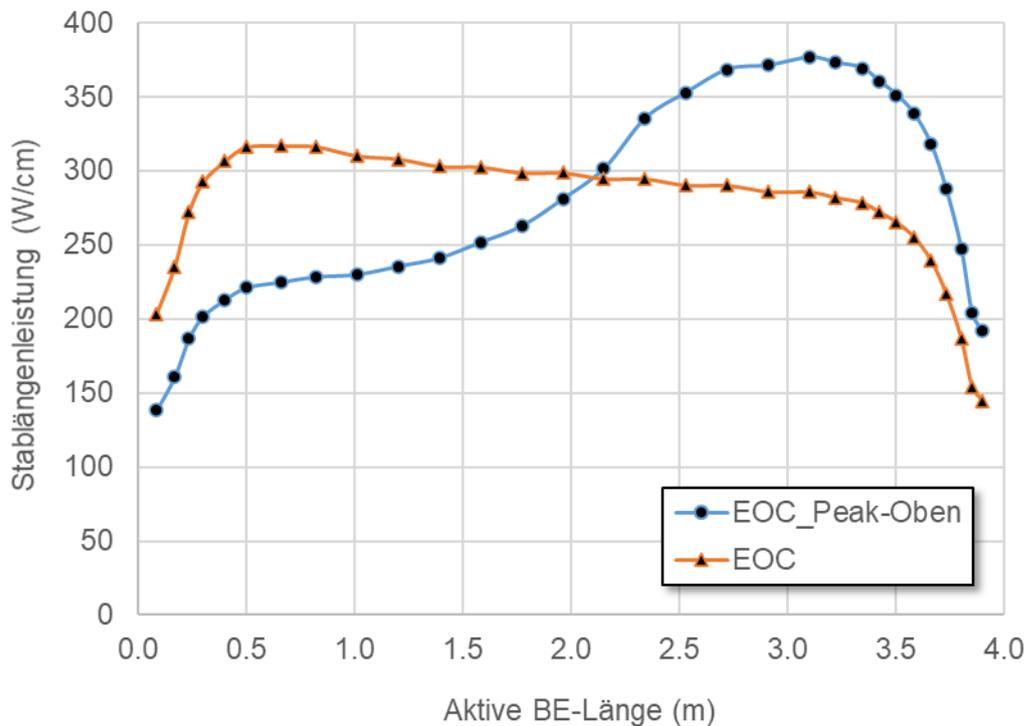
Der Datensatz einer Vor-Konvoi-Anlage am Beispiel von KBR wurde für die Nachbildung der Referenzanlage übernommen. Das Anlagemodell wurde aufgrund der bereits vorhandenen Kernmodellierung mit dem 3D-Neutronenkinetik Code QUABOX/CUBBOX ausgewählt.

##### 4.1.2.4.1 Beschreibung der Transiente

Als Transiente für die analytische Untersuchung eines asymmetrischen Verhaltens der Strömung im Kern wurde ein fehlerhaftes Auffahren des FD-Sicherheitsventils in der FD-Station im Dampferzeuger YB10 bei Vollast in Betrachtung gezogen. Diese Transiente wurde zur Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF aufgrund der kurzzeitigen ausgeprägten sekundärseitigen Unterkühlung ausgewählt. Bei dieser Transiente wird kein RESA-Signal aus dem Reaktorschutzsystem ausgelöst. Die fehlende RESA-Auslösung und der damit verbundene fehlende Einwurf der Steuerstäbe unterstützt eine vertiefte Analyse des asymmetrischen Strömungsverhaltens im Kernbereich während der ersten Phase der Transientenrechnung.

Als Zykluszustand für die Durchführung der Rechnung wurde ein Kern am Zyklusende aufgrund der stärkeren neutronenkinetischen Kühlmitteldichte-Rückwirkung betrachtet. Zusätzlich wurde ein nach oben verzerrtes Leistungsprofil entwickelt. Abb. 4.45 zeigt die mit dem QUABOX/CUBBOX berechnete axiale Leistungsverteilung für einen Kern am

Zyklusende sowie auch das nach oben verzerrte Leistungsprofil. In der Rechnung wurde dann das nach oben verzerrte Leistungsprofil (EOC\_Peak\_Oben) verwendet.



**Abb. 4.45** Lineare Leistungsverteilungen für einen Kern am Zyklusende (EOC)

Durch das Öffnen des Sicherheitsventils steigt der FD-Durchsatz im Dampferzeuger YB10 sprunghaft an. Der dadurch hervorgerufene Druckabfall führt zu einem Ausgleichsstrom über den FD-Sammler, so dass auch der Durchsatz in den anderen Dampferzeugern ansteigt bzw. der Druck abfällt. Infolge der erhöhten Dampferentnahme und des sinkenden FD-Drucks fallen auch die Kühlmitteltemperaturen ab.

Aufgrund der positiven Reaktivitätsrückwirkung aus dem Kühlmittel nach der Temperaturabsenkung steigt die Reaktorleistung an, bis bei 103 % die L-RELEB anspricht. Als Folge davon werden Steuerstäbe über die L-RELEB eingefahren, so dass die Reaktorleistung langsam wieder reduziert wird. Der Parameter „Erlaubte Reaktorleistung“ wird ca. 15.5 s nach Transientenbeginn von 100 % auf 93 % abgesenkt und führt zu einer Absenkung des Generatorleistungswertes.

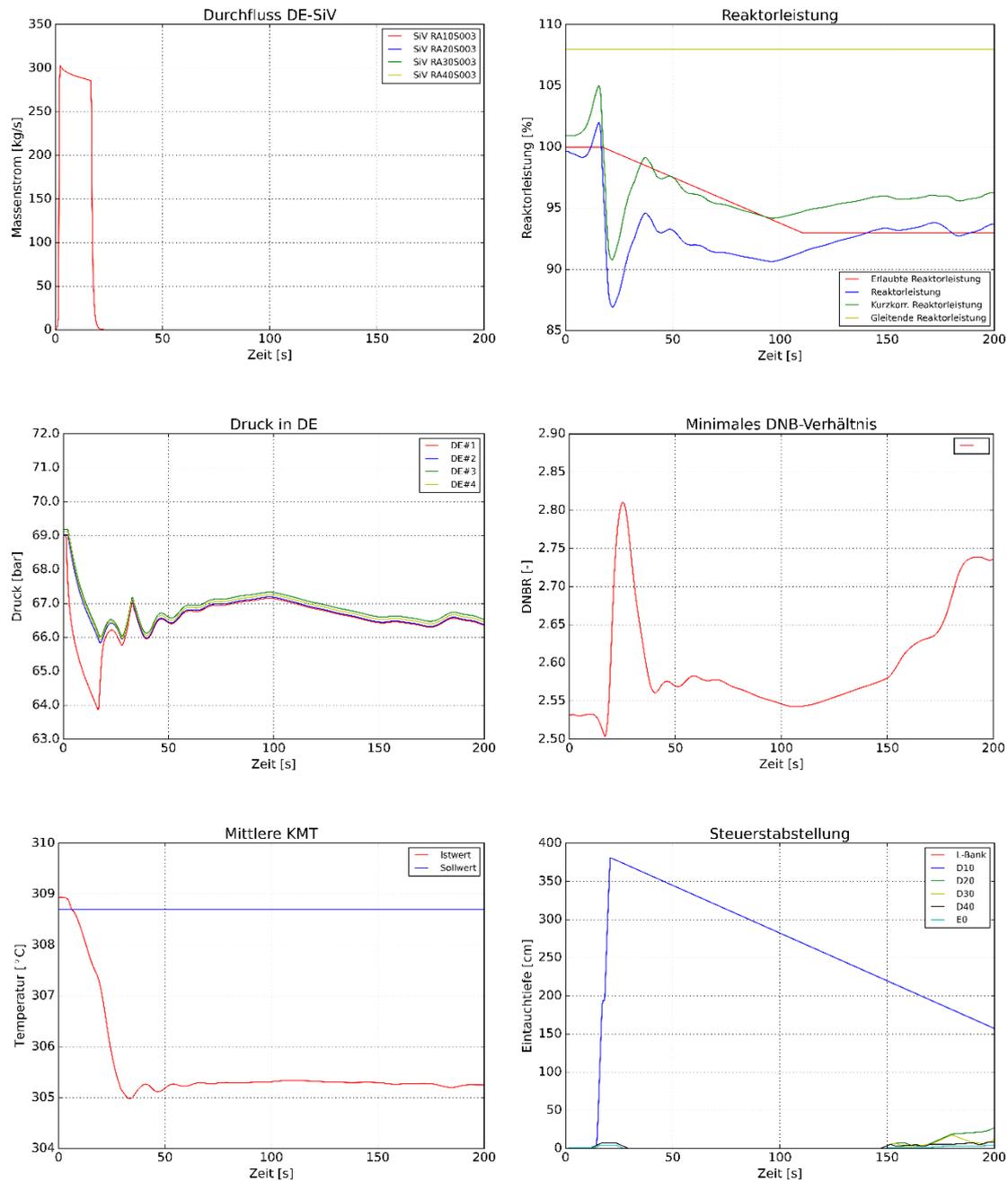
Ca. 16 s nach Transientenbeginn ist der FD-Druck bis auf 64 bar abgesunken und die Absperrarmatur vor dem geöffneten Sicherheitsventil wird vom Reaktorschutz über „FD-Druck < 64 bar UND Stellung Sicherheitsventil auf“ geschlossen. Der FD-Druck steigt wieder an und die Generatorleistung kehrt langsam auf ihren Ausgangswert zurück.

Ein endgültiges Ausregeln der Störung durch die KMT-Regelung geschieht im betrachteten Zeitraum nicht, da immer noch die L-RELEB im Eingriff ist. Erst wenn die Reaktorleistung um 2 % unter die erlaubte Reaktorleistung, die auf 100 % steht, abgefallen ist, wird die Regelung freigegeben, die dann die Anlage wieder auf den Ausgangszustand regelt.

Eine zeitliche Auflistung der Ereignisse bei der Best-Estimate-Rechnung der Transiente Fehlöffnen eines DE-SiV bei Volllast ist in Tab. 4.15 ersichtlich. Die Ergebnisse der gekoppelten ATHLET-Q/C Simulation sind in Abb. 4.46 gezeigt.

**Tab. 4.15** Zeitliche Auflistung der Ereignisse beim Fehlöffnen eines DE-SiV bei Volllast

Beschreibung	Zeit (s)
Fehlöffnen DE-SiV in YB10	1
Kurzzeitig korrigierte Reaktorleistung erreicht 103%; Auslösung L-RELEB	12.5
Einwurf der D10-Bank durch STEW-RELEB	15.5
Auslösung STAFE-RELEB (GW90)	15.5
Min. DNB-Verhältnis	17.1
FD-Absperrventil vor SiV geschlossen	22.5
Simulationsende	200



**Abb. 4.46** Ergebnisse der Best-Estimate-Rechnung „Fehlöffnen eines FD-SiV bei Volllast“

#### 4.1.2.4.2 Auswahl der zu variierenden Parameter in ATHLET

In Vorbereitung auf die Durchführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse wurde eine Liste der zu variierenden Anlagen- und Modellparameter erstellt. Aufgrund der Anwendung des Unterkanalcodes CTF sowie des thermohydraulischen Codes ATHLET wurden zwei unterschiedliche codespezifische Parameterlisten erstellt.

Bei der Auswahl der unsicheren Parameter und deren Verteilungsfunktionen im ATHLET-Modell wurde auf die Unsicherheitsanalyse in /GLA 08/, /DRA 11/ und /POI 18/ zurückgegriffen.

Bei der Variation der Code-spezifischen Modellparameter wurde der Parameter OTRNB (Korrekturfaktor für die kritische Heizflächenbelastung der Brennstäbe im Kern) nicht in der Liste aufgenommen. Grund dafür ist, dass dieser Parameter einen starken Einfluss auf die Berechnung der kritischen Heizfläche hat und somit bei der Ermittlung des minimalen DNB-Verhältnisses mit dem Codesystem ATHLET-QC-CTF zur Berechnung von unrealistischen niedrigeren Werten führen würde.

Dazu soll erwähnt werden, dass für diese Analyse die Groeneveld Look-Up Tabelle (LUT) als Korrelation für die Berechnung der kritischen Heizflächen ausgewählt wurde statt der Default-Option in ATHLET (Minimum aus 4 CHF-Korrelationen: Westinghouse W-3, Hensch-Levy, Israel-Casterline-Matzner, Biasi). Ziel dabei war, die Ergebnisse der Analyse aus der gekoppelten Methode ATHLET-QC mit denen aus dem Codesystem ATHLET-QC-CTF bei gleicher CHF-Korrelation vergleichen zu können. Für die Groeneveld LUT ist derzeit außerdem kein Verteilungsbereich aus der GRS-Literatur zur Modellvalidierung vorhanden.

Die Liste der unsicheren Parameter für das ATHLET-Q/C-Modell ist in Tab. 4.16 gegeben. In Tab. 4.17 ist die Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter gezeigt. Für das ATHLET-Q/C-Modell wurden insgesamt 43 zu variierende Parameter identifiziert.

**Tab. 4.16** Liste der unsicheren Parameter für das ATHLET-Modell mit Dokumentationshinweisen

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
1	ODVPI	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, Vertikale Rohre (Pipe)	-	1	GE Blowdown Experiment, Wilson und Toshiba /ISH 78/, GE Blowdown- und Wilson-Drift-Experimente /SKO 88/ und zahlreiche integrale Experimente, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 5	
2	ODHPI	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, Horizontale Leitungen (Pipe)	-	1	UPTF Experimente, TPTF Experimente, IVO Experimente /SKO 88/, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 6	
3	ODBUN	Korrekturfaktor für relative Geschwindigkeit, Bündelgeometrie, Heizstabbündel	-	1	Validierung der Korrelation für Brennstabbündel /LEF 98/ und Expertenbeurteilung, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 7	
4	OHWFC	Einphasige Konvektion in Wasser (Dittus-Boelter, MC Eligot) – Korrekturfaktor, alle Oberflächen mit Wärmeübertragung	-	1	Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und Expertenbeurteilung, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 24	
5	OHWNC	Einphasige Naturkonvektion in Wasser Korrekturfaktor, alle Flächen mit Wärmeübertragung	-	1	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Kapitel 3.5.1.3, Para. 6	

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
6	OHWNB	Blasensieden (modifizierte Chen Korrelation) – Korrekturfaktor, alle Flächen mit Wärmeübertragung	-	1	Analysen der KWU-Experimente mit 25-Stabbündel /VOJ 82/ und Expertenbeurteilung, GRS-A-3685, Tab. 5.2-1, Para. 25	
7	OHVFC	Einphasige Konvektion in Dampf Dittus-Boelter II / Mc Eligot – Korrekturfaktor, alle Flächen, mit Wärmeübertragung	-	1	Parameter 28, Literatur /GOT 85/ und Expertenbeurteilung, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 28	
8	OMCON	Korrekturfaktor für Direktkondensation	-	1	HDR Kondensations-Experiment /TES 93/, UPTF-TRAM Experiment /PAP 96/ und Beurteilung der Programmentwickler, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 32	
9	OMOXR	Multiplikationsfaktor für Oxidationsrate, Brennstabbündel	-	1	Expertenabschätzung	
10	OFI2H	Zweiphasen-Multiplikator für horizontale Rohre, Martinelli-Nelson Korrelation Korrekturfaktor, horizontale Leitungen	-	1	Literatur: /BEA 82/, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 23	
11	OFI2V	Zweiphasen-Multiplikator für vertikale Rohre, Martinelli-Nelson Korrelation Korrekturfaktor, vertikale Leitungen	-	1	Literatur: /BEA 82/, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 22	
12	OFRIC	Koeffizient für den Anteil von Wasser und Dampf an der Wandreibung, alle Leitungen	-	0	Beurteilung der Experten, GRS-A-3685, /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 21	

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
13	OENBU	Multiplikationsfaktor für kritische Geschwindigkeit für Wassermittels, Heizstabbündel im Kernsimulator	-	1	FLECHT-Experiment, Experimente für Rohrgeometrie und ingenieurmäßige Abschätzung, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 20	
14	ODANU	Multiplikationsfaktor für die relative Geschwindigkeit, vertikale Ringraumgeometrie	-	1	Validierung der Korrelation für Ringraumgeometrie und Beurteilung von Experten, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 8	
15	ODHCC	Multiplikationsfaktor für die relative Geschwindigkeit in Querverbindungen, Kern, oberes Plenum und Ringraum	-	1	Beurteilung der Experten, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 9	
16	OIBUN	Zwischenphasenreibung bei nicht-disperser Strömung im vertikalen Bündel Multiplikationsfaktor, Brennstabbündel	-	1	PERICLES und THETIS-Experimente /SKO 01/, /GLA 05/, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 16	
17	OIVPI	Zwischenphasenreibung bei nicht-disperser Strömung im vertikalen Rohr Multiplikationsfaktor, vertikale Rohre	-	1	GE-Experimente /HEW 86/, Toshiba Experimente /ISH 78/, Wilson Drift-Experimente /SKO 88/ und andere, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 17	
18	OPVISL	Transport Stoffwerte, Viskosität des Wassers – Korrekturfaktor			Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
19	OPVISV	Transport Stoffwert, Viskosität des Gases - Korrekturfaktor	-	1	Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	
20	OPLAML	Transport Stoffwert, Wärmeleitfähigkeit des Wassers – Korrekturfaktor	-	1	Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	
21	OPLAMV	Transport Stoffwert, Wärmeleitfähigkeit des Gases – Korrekturfaktor	-	1	Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	
22	OPCPL	Transport Stoffwert, Wärmekapazität des Wassers (nur Transport Eigenschaft) – Korrekturfaktor	-	1	Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	
23	OPCPV	Transport Stoffwert, Wärmekapazität des Gases (nur Transport Eigenschaft) – Korrekturfaktor	-	1	Auswertung der Abweichungen der ATHLET Stoffwerte von IAPWS-97 Daten, siehe Kap. 5.1.3.2	
24	ZB	Zahl der Blasen pro Einheitsvolumen, Primär- und Sekundärkreislauf	1/m <sup>3</sup>	5E+09	Moby Dick und Sozzi & Sutherland Experimente zur kritischen Ausströmung /SOZ 75/ und zahlreiche Integral-Experimente, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 30	

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
25	ZT	Zahl der Tropfen pro Einheitsvolumen, Primär- und Sekundärkreislauf	1/m <sup>3</sup>	5E+09	Moby Dick und Sozzi & Sutherland Experimente zur kritischen Ausströmung /SOZ 75/ und zahlreiche Integral-Experimente, GRS-A-3685 /AUS 13/, Tab. 5.2-1, Para. 31	
26	OADDI	Maximales spezifisches Volumen für Begrenzung der Verdampfungskorrelation, Primär- und Sekundärkreislauf	-	0.2	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Kapitel 3.5.1.3, Para. 17	
27	ZF00HBE	Korrekturfaktor für Druckverlustbeiwerte im Kern (heißen Brennelementen und LVD-Kanälen)	-	1	Expertenabschätzung	
28	ZFCCO	Korrekturfaktor für Druckverlustbeiwerte der "Cross Connection" im Ringraum und Reaktorkern	-	1	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Kap. 3.5.1.10, Para. 37	
29	IDPBR	Kontrolle der Berechnung des Beschleunigungsterms an der Verbindung "Branch-pipe" im oberen Plenum	-	2	Expertenangabe	Der Momentumfluxterm wird zu 50 % für Cross Connections nicht gerechnet und zu 50 % gerechnet
30	ROUOBS	Wandrauigkeit Stäbe im heißen BE	m	5E-07	GRS-A-3438 /DRA 08/, Tab. 2.1-5, Para. 23	
31	ROUOUR	Wandrauigkeit der Dampferzeuger U-Rohre	m	7E-06	GRS-A-3438 /DRA 08/, Tab. 2.1-5, Para. 21	
32	ROUOPK	Wandrauigkeit der HKM-Leitungen	m	1E-05	Expertenangabe	
33	FQDCH	Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird	-	0.026	Expertenschätzung	

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
34	QGAME	Anteil des Wärmestroms aus der Struktur, die zu einer direkten Verdampfung an Strukturoberfläche führt	-	1	Expertenschätzung	Eine vollständige Direktverdampfung ist aber nicht zu erwarten, da ein Teil der Wärmezufuhr zu einer Überhitzung des Kühlmittels führen kann, daher wurde ein Unsicherheitsbereich zwischen 0.8 und 1.0 gewählt
35	EPS	Konvergenzkriterium	-	0.001	GRS-A-3279 /GLA 05/, Kapitel 6.1.5, Para. 55	
36	FAKWLF	Korrektur der Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs	-	1	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Para. 40	
37	FAKCPL	Korrekturfaktor der Wärmekapazität des Brennstoffs	-	1	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Para. 41	
38	ZETCOR	Variation der Formverluste im Kühlkreislauf	-	1	Expertenabschätzung und BEMUSE, Annex 1, Table 1 /BEM 09/	
39	DELTAR	Variation Durchmesser des Pellet vom Heißstab in LVD- und heißen Kanälen in Abhängigkeit von Gap	m	0	GRS-A-3443 /GLA 08a/, Kapitel 3.5.1.11, Para. 38 und 39	
40	IHTC7	Korrelation für unterkühltes Blasensieden	-	1	Verfügbare Korrelationen aus ATHLET v3.3 (siehe Models and Methods Manual)	= 1: Modified Chen correlation (default) = 4: Liu–Winterton correlation
41	IHTC8	Korrelation für Wärmeübertragung durch erzwungene Konvektion	-	1	Verfügbare Korrelationen aus ATHLET v3.3 (siehe Models and Methods Manual)	= 1: Dittus–Boelter correlation (default) = 2: Sieder–Tate correlation = 3: Gnielinski correlation

Par. No.	Parameter ID	Parameter Name	Einheit	Best Estimate Wert	Dokumente	Bemerkungen
42	VERYZ67	Verzögerung des Reaktorschutzsignals YZ67 für die Schließung des Absperrventils vor Sicherheitsventil im Strang 10	-	0.0	Expertenabschätzung	
43	VERLREL	Verzögerung der Begrenzungssignale in L-RELEB	-	0.0	Expertenabschätzung	

**Tab. 4.17** Parameterliste für das ATHLET-Modell mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter

Par. No.	Parameter ID	Distribution Type	Distribution Parameter1	Distribution Parameter2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	x y w if given			
1	ODVPI	Polygonal Line			0.5	1.5	0	1	0.5, 0	0.7, 1	1.2, 1	1.5, 0
2	ODHPI	Polygonal Line			0.75	2.25	0	1	0.75, 0	1, 1	2, 1	2.25, 0
3	ODBUN	Normal	0.84	0.28	0.3	1.5	0.026892	0.99079				
4	OHWFC	Uniform	0.85	1.15	0.85	1.15	0	1				
5	OHWNC	Uniform	0.85	1.15	0.85	1.15	0	1				
6	OHWNB	Uniform	0.8	1.2	0.8	1.2	0	1				
7	OHVFC	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1				
8	OMCON	Histogram			0.5	2	0	1	0.5, 0.5	1, 0.5	2	
9	OMOXR	Uniform	0.85	1.15	0.85	1.15	0	1				
10	OI2H	Log. Normal	-0.545	0.411	0.1	2	9.49859E-06	0.9987				
11	OI2V	Log. Normal	-0.274	0.339	0.2	2	4.08521E-05	0.99783				
12	OFRIC	Uniform	-3.2	4	-3.2	4.0	0	1				
13	OENBU	Uniform	1	3	1.0	3.0	0	1				
14	ODANU	Uniform	0.4	1.6	0.4	1.6	0	1				
15	ODHCC	Histogram			0.5	2.5	0	1	0.5, 0.5	1, 0.5	2.5	
16	OIBUN	Histogram			0.15	2.5	0	1	0.15, 0.5	1, 0.5	2.5	
17	OIVPI	Histogram			0.35	2.5	0	1	0.35, 0.5	1, 0.5	2.5	
18	OPVISL	Uniform	0.989	1.011	0.989	1.011	0	1				
19	OPVISV	Uniform	0.949	1.051	0.949	1.051	0	1				

Par. No.	Parameter ID	Distribution Type	Distribution Parameter1	Distribution Parameter2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	x y w if given			
20	OPLAML	Uniform	0.992	1.008	0.992	1.008	0	1				
21	OPLAMV	Uniform	0.985	1.015	0.985	1.015	0	1				
22	OPCPL	Uniform	0.99	1.01	0.99	1.01	0	1				
23	OPCPV	Uniform	0.955	1.045	0.955	1.045	0	1				
24	ZB	Log. Triangular	5E+09		1.0e+08	1.0e+10	0	1				
25	ZT	Log. Triangular	5E+09		1.0e+08	1.0e+10	0	1				
26	OADDI	Uniform	0.2	1.2	0.2	1.2	0	1				
27	ZF00HBE	Uniform	0.98	1.02	0.98	1.02	0	1				
28	ZFCCO	Uniform	0.98	1.02	0.98	1.02	0	1				
29	IDPBR	Discrete			0	2	0	1	0, 0.2	2, 0.8		
30	ROUOBS	Polygonal Line			3E-07	9E-07	0	1	3E-07, 0	5E-07, 1	7E-07, 1	9E-07, 0
31	ROUOUR	Polygonal Line			4E-06	2E-05	0	1	4E-06, 0	7E-06, 1	9E-06, 1	2E-05, 0
32	ROUOPK	Polygonal Line			5E-06	3E-05	0	1	5E-06, 0	1E-05, 1	2E-05, 1	3E-05, 0
33	FQDCH	Normal	0.026	0.005	0.02	0.032	0.11507	0.88493				
34	QGAME	Uniform	0.8	1.2	0.8	1.2	0	1				
35	EPS	Log. Triangular	0.001		5.0e-04	2.0e-03	0	1				
36	FAKWLF	Normal	1	0.1	0.9	1.1	0.15866	0.84134				
37	FAKCPL	Normal	1	0.02	0.98	1.02	0.15866	0.84134				
38	ZETCOR	Normal	1	0.1	0.98	1.02	0.42074	0.57926				
39	DELTAR	Uniform	-0.0001	0.0001	-1.e-4	1e-4	0	1				
40	IHTC7	Discrete			1	4	0	1	1, 0.5	4, 0.5		

Par. No.	Parameter ID	Distribution Type	Distribution Parameter1	Distribution Parameter2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	x y w if given			
41	IHTC8	Discrete			1	3	0	1	1, 0.34	2, 0.33	3, 0.33	
42	VERYZ67	Uniform	0.0	0.5	0.0	0.5	0	1				
43	VERLREL	Uniform	0.0	0.5	0.0	0.5	0	1				

#### 4.1.2.4.3 Auswahl der zu variierenden Parameter in CTF

In Tab. 4.18 ist die Liste der zu variierenden CTF-spezifischen Modellparameter gezeigt. In Tab. 4.19 ist die Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter gezeigt. Insgesamt wurden für die Variationsrechnungen mit dem CTF-Modell 24 Modellparameter identifiziert. Für die meisten Parameter wurde eine Verteilungsfunktion basierend auf Informationen aus verfügbarer Literatur bzw. auf Basis von Expertenschätzung definiert.

Die Parameter für die Korrelationsauswahl vom DNB-Verhältnis bzw. Blasensieden wurden nicht in der Liste aufgenommen. Grund dafür ist der zu starke Zusammenhang zwischen dem aus der Analyse ermittelten minimalen DNB-Verhältnis und der spezifischen DNB-Korrelation. Die Korrelation von Groeneveld (CHF Look-up Tables) wurde letztendlich für beide Codes (ATHLET bzw. CTF) berücksichtigt.

Neben der Variation der Modellparameter aufgrund der Modellunsicherheiten ist eine Variation der Material-Eigenschaften der Brennstäbe und Hüllröhre berücksichtigt. Die Variation der Geometrie des BEs (z. B. Pellet-Durchmesser und Pellet-Spaltweite) wurde hingegen in CTF nicht betrachtet.

Zu den variierenden Parametern im CTF-Modell gehören bei der gekoppelten Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF auch die Randbedingungen am BE-Ein- und Austritt. Die Variation ist aufgrund der ausgewählten Kopplungsmethode (sog. Parallele-Kopplung oder Offline-Kopplung, siehe dazu Abschnitt 4.1.2.2) erforderlich. Die Kühlmittelgeschwindigkeit bzw. der Kühlmittelmassenstrom, die Kühlmitteltemperatur bzw. -enthalpie am BE-Eintritt, der Kühlmitteldruck am BE-Austritt und die integrale BE-Leistung gehören zu den Eingangsgroßen im CTF-Modell, die variiert werden müssen (siehe Parameter BC1, BC2, BC3 und BC4 in der Liste in Tab. 4.18). Für die Bestimmung der Variationsbreite der oben genannten Randbedingungen wurden die Ergebnisse einer Unsicherheitsanalyse mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C betrachtet (siehe Kapitel 4.1.2.4.4).

**Tab. 4.18** Liste der zu variierenden CTF-spezifischen Modellparameter und Randbedingungen

Par. No.	Parameter ID	Parameterbeschreibung aus /SAL 20a/	Einheit	Best-Estimate Wert	Bemerkungen
1	IRFC	Rod friction factor correlation	-	2	
2	EPSO	Roughness of the heat conduction objects simulating the rods	m	5.0E-6	
3	AAAK	Equilibrium distribution weighting factor Ka in void drift model	-	1.4	
4	BETA	Constant single-phase turbulent mixing coefficient	-	3,73E-3 (bezogen auf einem Massenstrom im Unterkanal von ca. 0.32 kg/s)	Die Beus-Korrelation wird verwendet, um den Zweiphasen-Mischungskoeffizienten aus dem Einphasen-Mischungskoeffizienten einzustellen.
5	DHFRAC	Anteil der Brennstableistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird	-	0.025	Expertenangabe
6	TPFMOD	Frictional two-phase multiplier model	-	1	1='lockhart' 2='harwell'
7	ONBMOD	Select the onset of nucleate boiling model	-	1	1=true (ONB Modell wird verwendet) 0=false (ONB Modell wird ausgesetzt)
8	WKR	Horizontal pressure loss coefficient (velocity head) for gap K	-	0.5	Expertenangabe
9	ABLOC	Blockage ratio of the grid straps	-	0.2	Expertenangabe, Abhängigkeit zwischen ABLOC und SPBLOC wurde definiert (Spearman` Sample Rank mit dem Abhängigkeitsfaktor = 0.95)

Par. No.	Parameter ID	Parameterbeschreibung aus /SAL 20a/	Einheit	Best-Estimate Wert	Bemerkungen
10	SPBLOC	Blockage ratio of the grid springs	-	0.2	Expertenangabe, siehe Parameter 9
11	CDL	Pressure loss coefficient (vertical) of spacer	-	0.75	Auf die Abstandshalter-Höhe berücksichtigt
12	NC	Conduction model flag	-	1	Verfügbare Optionen: 1 = nur radiale Wärmeübertragung 2 = radiale und axiale Wärmeübertragung
13	IMOX	The burnup-dependent fuel thermal conductivity option	-	1	Modified NFI correlation (UO <sub>2</sub> fuel) = 1 Halden correlation (UO <sub>2</sub> fuel) = 2
14	PGAS	Cold pin gas pressure for nuclear fuel rod	bar	52 <sup>1</sup>	BE-Wert für einen BE am Ende des Zyklus
15	VPLEN	Gas plenum volume in fuel pin.	m <sup>3</sup>	1.367e-5	
16	ROUFF	Fuel pellet surface roughness	m	2.159e-6	Siehe Note <sup>2</sup>
17	ROUFC	Surface roughness of clad inner surface	m	1.143e-6	Siehe Note <sup>2</sup>
18	IFSWELL	Flag for fuel swelling	-	-1	-1 = Default Korrelation 0 = Modell ausgeschaltet
19	IFDENS	Fuel densification flag	-	0	-1 = Default Korrelation 0 = Modell ausgeschaltet

<sup>1</sup> Der Brennstab wird bei der Fertigung mit Helium gefüllt. Der Fülldruck beträgt 22,5 ±1 bar (absolut) bei Raumtemperatur. Zu Beginn der Einsatzzeit erhöht sich infolge des Temperaturanstiegs beim Leistungsbetrieb und der unterschiedlichen Wärmedehnung des Hüllrohrs und des Brennstoffs dieser Wert auf ca. 40 bis 60 bar. Während der Einsatzzeit nimmt der Innendruck durch die Spaltgasfreisetzung auf 60 bis 80 bar zu. Damit wird außerdem eine Verringerung der mechanischen Belastung durch die Verminderung der Druckdifferenz erreicht /KWU 92/.

<sup>2</sup> Die Rauheit von Pellet und Hüllrohroberfläche sollte den in Thurgood (1983) vorgeschlagenen Rauheiten entsprechen, da die dafür verwendete Korrelation empirisch ist:  
Pelletoberfläche ROUFF= 0,000085 Zoll, Hüllrohroberfläche ROUFC= 0,000045 Zoll

Par. No.	Parameter ID	Parameterbeschreibung aus /SAL 20a/	Einheit	Best-Estimate Wert	Bemerkungen
20	IFRELOC	Flag for Fuel relocation induced gap conductance change	-	0	-1 = Default Korrelation 0 = Modell ausgeschaltet
21	IFCLADCREEP	Flag for Clad creep model	-	0	-1 = Default Korrelation 0 = Modell ausgeschaltet
22	NFUEL	Number of radial nodes in fuel pellet	-	10	Expertenangabe
23	CLADRINGS	Number of rings to use in the clad	-	2	Expertenangabe
24	IMATC	Zircaloy material properties	-	0	0 = built-in zirconium dioxide properties 1 = User defined values
25	BC1				Variation des Parameters „Massenstrom am BE-Eintritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
26	BC2				Variation des Parameters „Temperatur am BE-Eintritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
27	BC3				Variation des Parameters „Druck am BE-Austritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
28	BC4				Variation des Parameters „Integrale BE-Leistung“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen

**Tab. 4.19** Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter

Par. No.	Parameter ID	Distribution Type	Distribution Parameter 1	Distribution Parameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	x y w if given			
1	IRFC	Discrete	-	-	1	4	0	1	1 0.25	2 0.25	3 0.25	4 0.25
2	EPSO	Uniform	1E-06	1E-05	1e-6	1e-5	0	1	-	-	-	-
3	AAAK	Uniform	1.2	1.6	1.2	1.6	0	1	-	-	-	-
4	BETA	Normal	0.00373	9.3E-05	0.003676	0.003823	0.28074	0.84134	-	-	-	-
5	DHFRAC	Normal	0.025	0.005	0.01	0.04	0.0013499	0.99865	-	-	-	-
6	TPFMOD	Discrete	-	-	1	2	0	1	1 0.5	2 0.5	-	-
7	ONBMOD	Discrete	-	-	0	1	0	1	0 0.5	1 0.5	-	-
8	WKR	Uniform	0.3	0.7	0.3	0.7	0	1	-	-	-	-
9	ABLOC	Uniform	0.1	0.3	0.1	0.3	0	1	-	-	-	-
10	SPBLOC	Uniform	0.1	0.3	0.1	0.3	0	1	-	-	-	-
11	CDL											
12	NC	Discrete	-	-	-	-	0	1	1 0.5	2 0.5	-	-
13	IMOX	Discrete	-	-	-	-	0	1	1 0.5	2 0.5	-	-
14	PGAS	Normal	52	14	52	14	0.0191594	0.97725	-	-	-	-
15	VPLEN	Uniform	1.2E-05	1.6E-05	1.2E-05	1.6E-05	0	1	-	-	-	-
16	ROUFF <sup>3</sup>	Uniform	1.31E-06	2.11E-06	1.31E-06	2.11E-06	0	1	-	-	-	-

<sup>3</sup> Verteilung zwischen 1.31–2.11  $\mu\text{m}$  wurden aus "Quantifying Surface Roughness on UO<sub>2</sub> Fuel Pellets using Optical Techniques (Meena Said, et al.) <https://doi.org/10.1016/j.forsciint.2020.110470>" ermittelt.



Für die Ermittlung der Randbedingungen der CTF-Domain wurden insgesamt 200 Rechenläufe mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C durchgeführt. Die Ergebnisse der Rechnungen (Kühlmittelmassenstrom und Kühlmitteltemperatur am BE-Eintritt und der Kühlmitteldruck am BE-Austritt sowie die integrale BE-Leistung) sind in Abb. 4.52 bis Abb. 4.55 gezeigt.

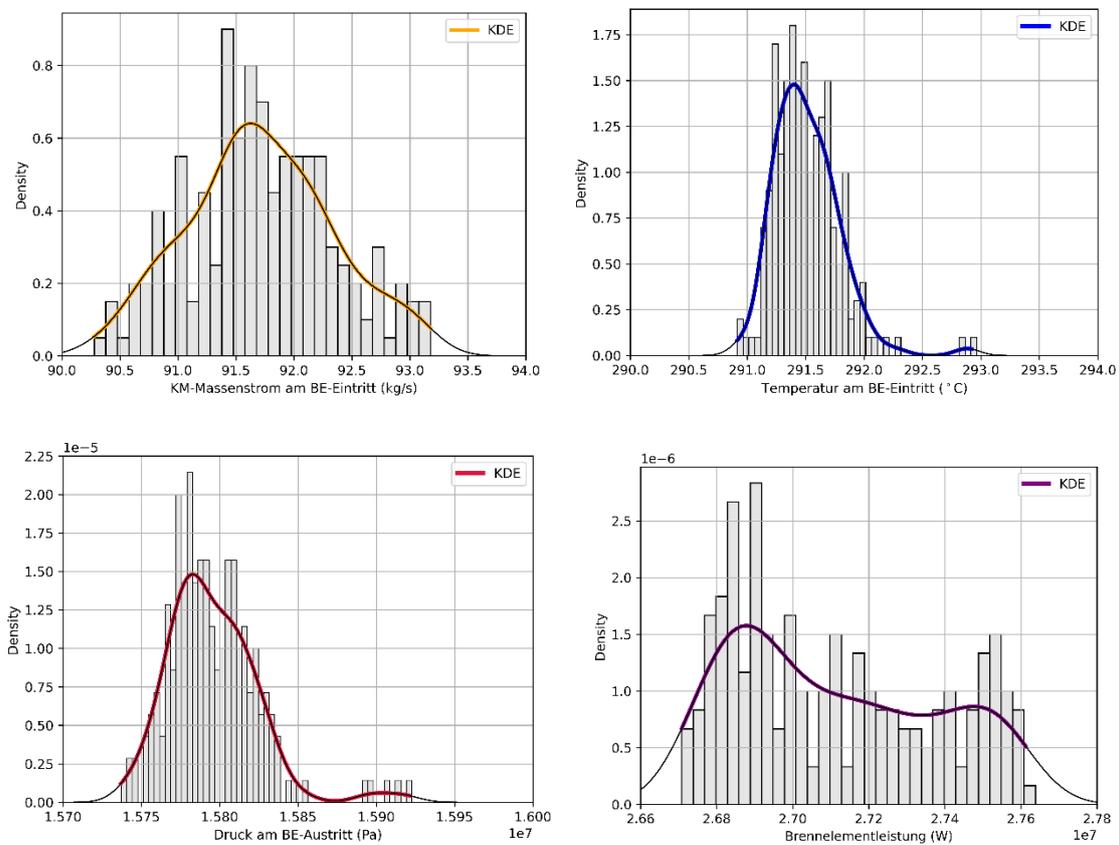
Nach der Wilks-Formel reichen für die Bestimmung der zweiseitigen Toleranzgrenze mit einer Wahrscheinlichkeit von mindestens 95 % bei einer statistischen Sicherheit von mindestens 95 % insgesamt 93 Rechnungen. Die höhere Anzahl an Rechenläufen wurde so ausgewählt, um die Empfehlung aus dem BEMUSE benchmark zu berücksichtigen, welcher vorschlägt, dass die Wilks-Formel zur dritten oder vierten Ordnung (d. h. zwischen 124 und 154 Läufen) angewendet werden soll, um die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse aussagekräftiger bzgl. der statistischen Signifikanz zu erzielen (siehe /DEG 08/).

Die Informationen über die Verteilungsfunktionen der Randbedingungen für die CTF-Domain wurden aus den 200 Rechenläufen abgeleitet. In Abb. 4.47 sind die Verteilungsfunktionen der Randbedingungen (Kühlmittelmassenstrom und Kühlmitteltemperatur am BE-Eintritt, Kühlmitteldrucks am BE-Austritt sowie die integrale BE-Leistung) vor dem Transientenbeginn geplottet. Die Kerndichteschätzung (auf Englisch kernel density estimation, KDE) wurde als statistisches Verfahren zur Schätzung der Wahrscheinlichkeitsverteilung einer Variable ausgewählt.

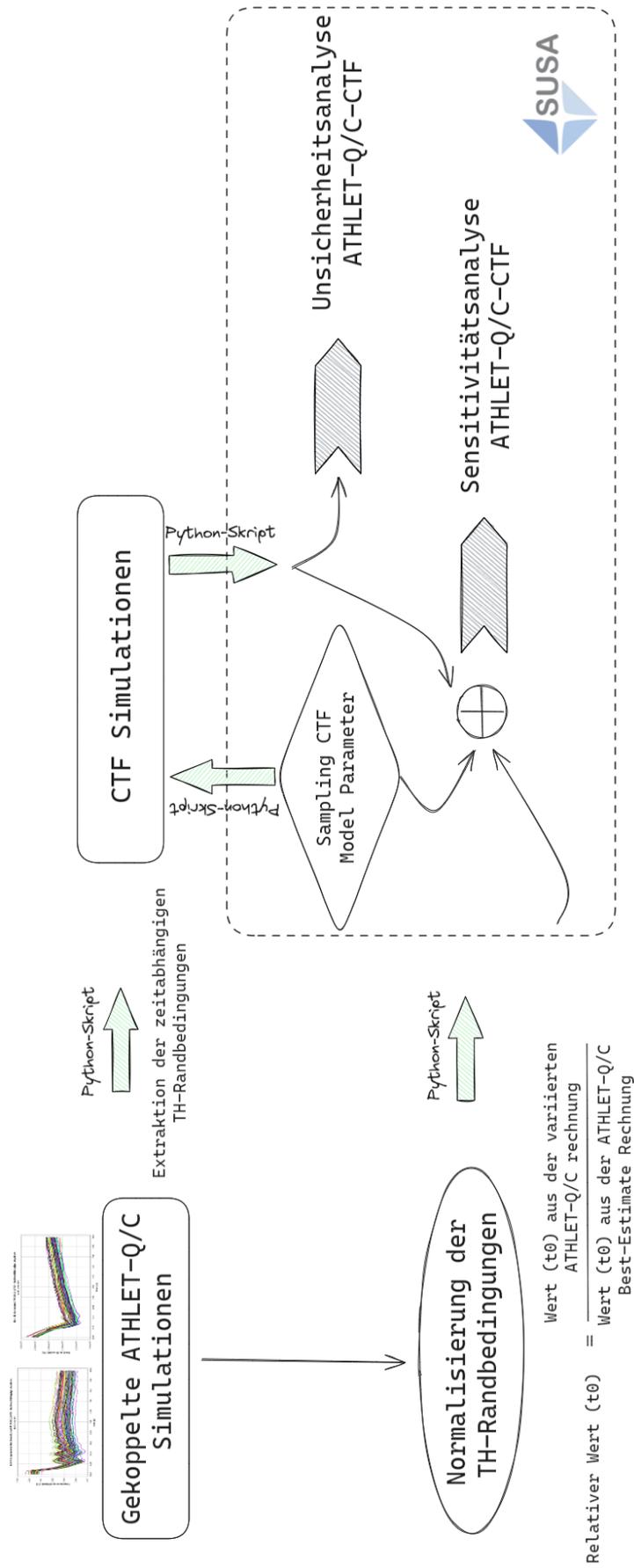
Der Ablauf der Datenübertragung zwischen ATHLET-QC, CTF und SUSA ist in Abb. 4.48 dargestellt. Die binäre Ausgabedatei von ATHLET-QC wird mit einem Python-Skript geparkt, das die erforderlichen Randbedingungen extrahiert und in einer mit der CTF-Eingabe kompatiblen Formatierung ausgibt. Die instationären Randbedingungen in CTF werden als Tabellen angegeben, die in der ersten Spalte die Zeit und in der zweiten Spalte den Randbedingungswert (relativ zum Anfangswert) enthalten. Die berücksichtigten Randbedingungen sind der Kühlmittelmassenstrom, die Kühlmitteltemperatur am BE-Eintritt, der Kühlmitteldruck am BE-Austritt und die integrale BE-Leistung. Zusätzlich wird die axiale Leistungsverteilung extrahiert und in die CTF-Eingabe übernommen.

Für die Unsicherheitsanalyse werden zusätzlich zu den mit ATHLET-QC generierten 200 Randbedingungssätzen die mit SUSA generierten 200 variierten Stichproben der unsicheren Parameter eingelesen und in den CTF-Eingang eingefügt. Sobald die CTF-

Simulationen durchgeführt wurden, extrahiert ein weiteres Python-Skript den interessierenden Parameter (in diesem Fall das minimale DNB-Verhältnis) und speichert ihn in einem SUSA-kompatiblen Format. Damit ist es möglich, eine Unsicherheitsanalyse der CTF-Ergebnisse durchzuführen. Um auch eine aussagekräftige Sensitivitätsanalyse zu ermöglichen, müssen die vier Randbedingungen (RB) aus ATHLET-QC als unsichere Parameter in dem SUSA-Fall eingeführt werden. Dies geschieht durch die Berechnung eines relativen Wertes zu Beginn der Transiente (RB-Wert aus Best-Estimate-Lauf / RB-Wert aus variiertem Fall). Dieser relative Wert wird dann von SUSA für die Sensitivitätsanalyse angewendet. Da dieser mit der Anfangsbedingung berechnet wird, erklärt es teilweise, warum das  $R^2$  nach etwa 15 Sekunden Simulation abnimmt (siehe Abb. 4.70).



**Abb. 4.47** Verteilungsfunktionen des Kühlmittelmassenstrom, der Kühlmitteltemperatur am BE-Eintritt, des Kühlmitteldrucks am BE-Austritt und der integralen BE-Leistung vor dem Transientenbeginn, abgeleitet von den 200 gekoppelten Rechnungen mit ATHLET-Q/C



**Abb. 4.48** Ablauf der Datenübertragung zwischen ATHLET-QC, CTF und SUSANA

#### 4.1.2.4.4 Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit ATHLET-Q/C

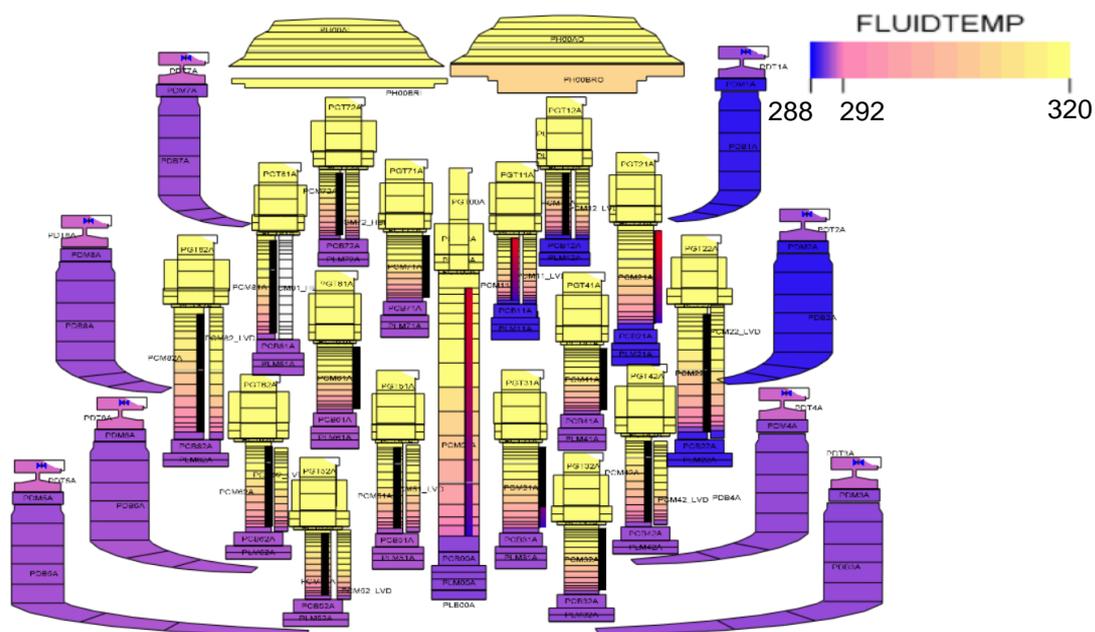
##### Unsicherheitsanalyse

Nach einer ersten Einschwingrechnungsphase von 600 s wurde der Transiente „Fehlöffnen eines DE-SiV in YB10 ausgehend vom Volllastbetrieb“ initiiert.

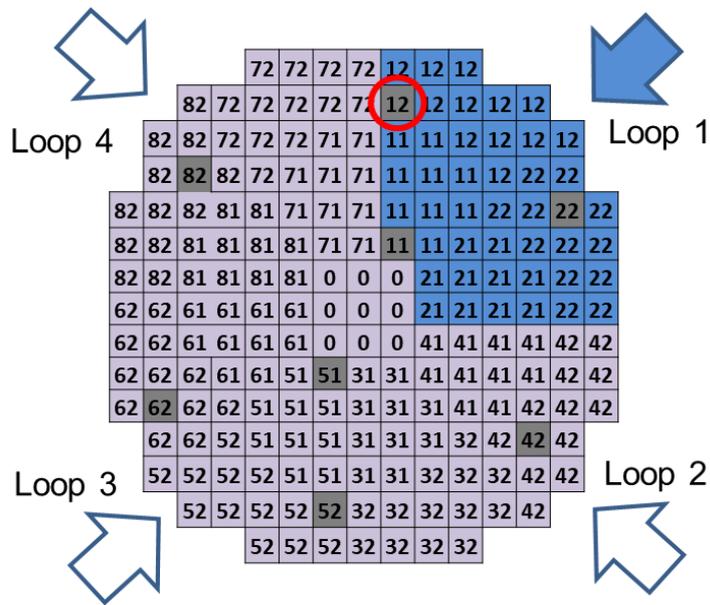
Die radiale Temperaturverteilung im gesamten RDB-Modell zum Zeitpunkt  $t = 20$  s nach Transienten-Eintritt ist in Abb. 4.49 gezeigt. In der Abbildung ist der relativ kalte Kühlmittel-Pfropfen aufgrund der Unterkühlung nach dem Fehlöffnen des Sicherheitsventils ersichtlich.

Die Ringraum-Kanäle PDB1A bzw. PDB2A, welche dem Kreislauf YA10 zugeordnet sind, sowie die Kernkanäle PCM11A, PCM12A, PCM21A, PCM22A, PCM11\_LVD und PCM12\_LVD sind stärker von der Temperaturänderung des Kühlmittels betroffen (siehe Darstellung in Abb. 4.50). Die Temperaturabweichung zwischen der betroffenen Kernregion und den anderen Kernzonen beträgt ca. 2 K (siehe Abb. 4.51).

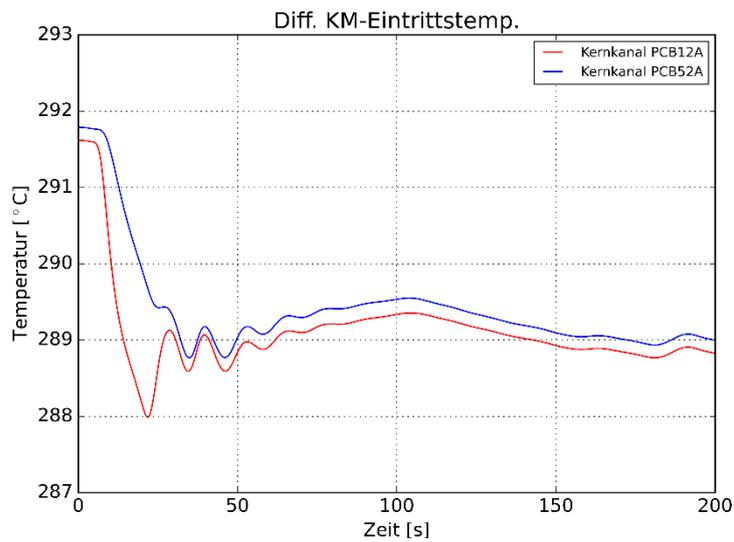
Aufgrund des höheren radialen Peaking-Faktors im Kernkanal PCM12\_LVD (siehe dazu Abb. 4.43) wurde dieser Kernkanal für die Bestimmung der Randbedingungen für das CTF-Modell ausgewählt.



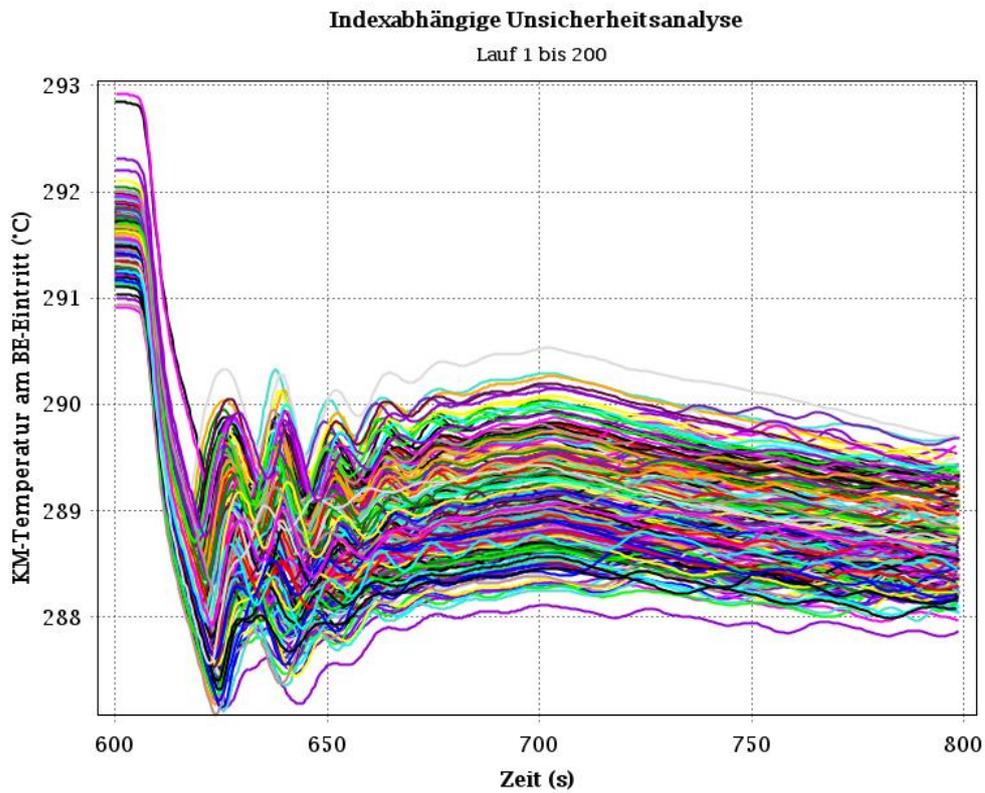
**Abb. 4.49** Temperaturverteilung des Kühlmittels im RDB ca. 20s nach Transientenbeginn



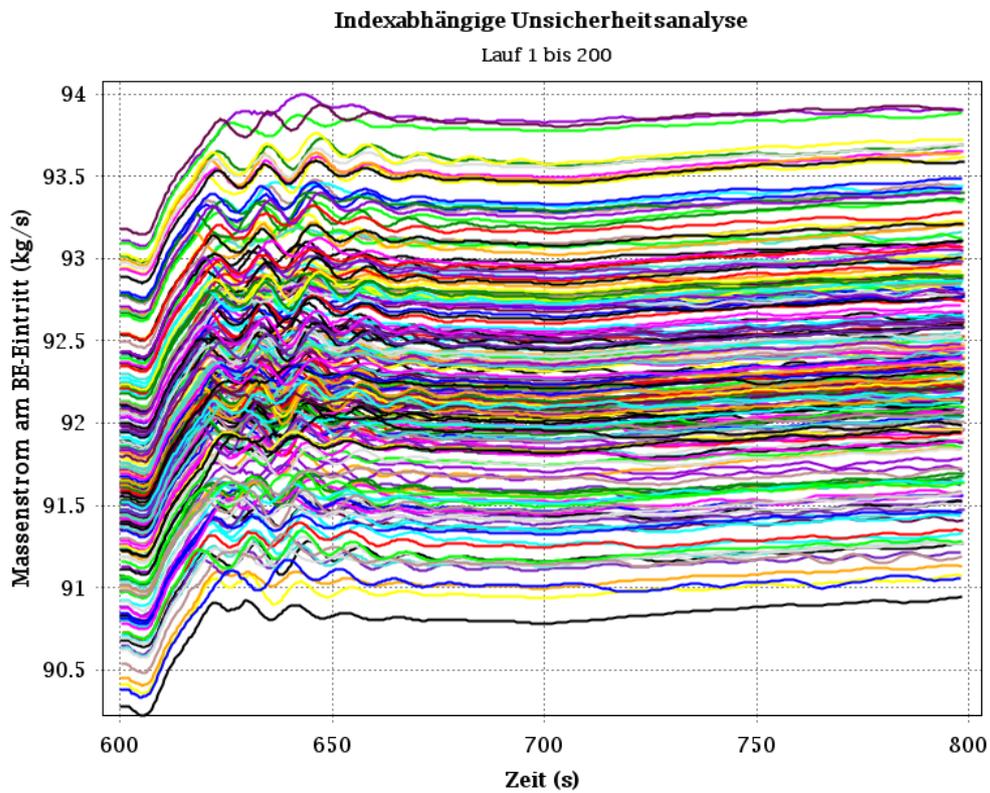
**Abb. 4.50** Position der Kernkanälen im ATHLET-Q/C-Modell, die vom kalten Pfropfen betroffen wurden (in blau)



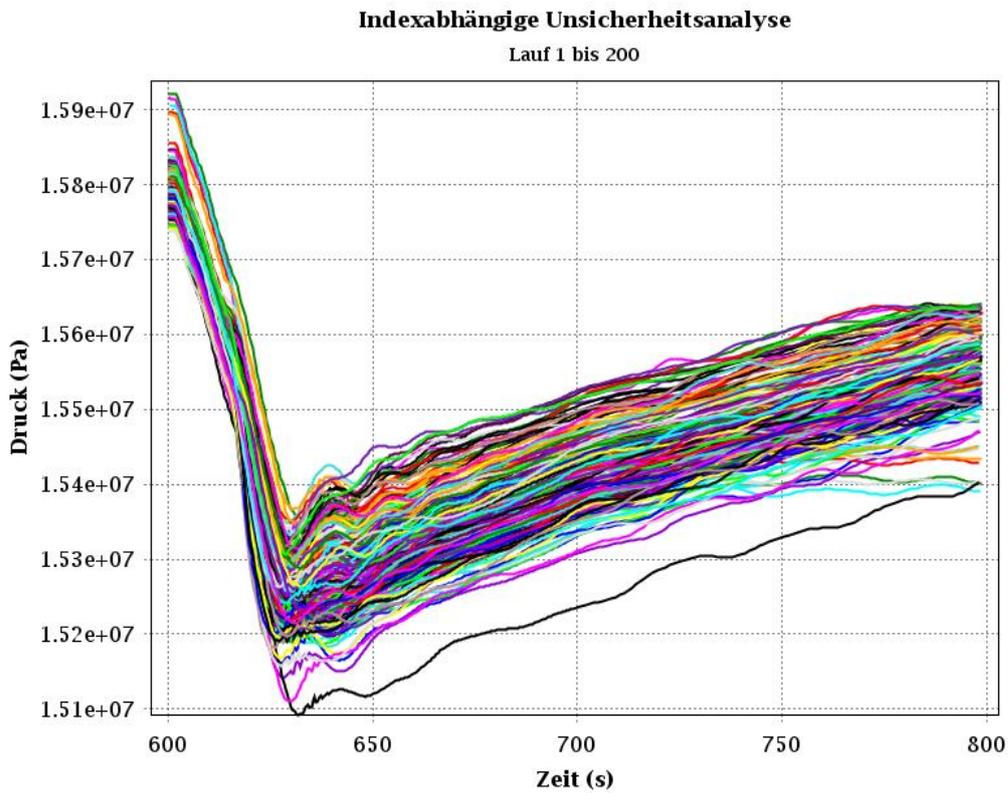
**Abb. 4.51** KM-Temperatur am Eintritt von den BEs in Kernkanal PCM12\_LVD und PCM52\_LVD



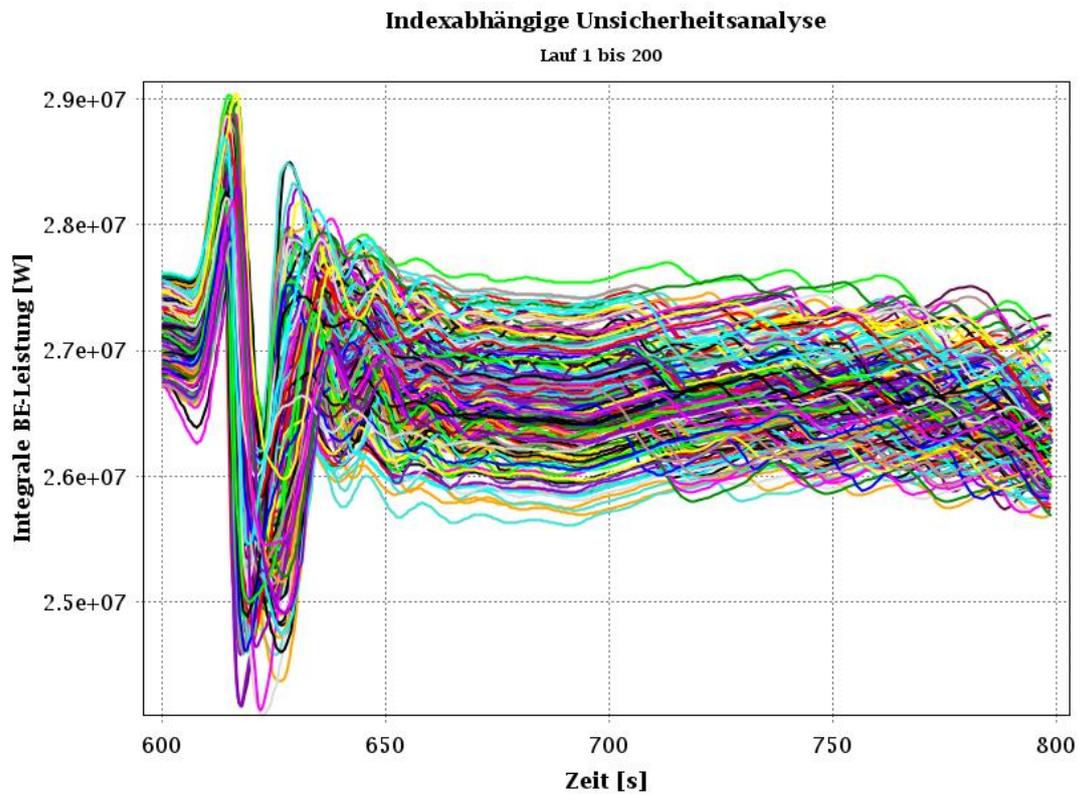
**Abb. 4.52** Berechnete Variation der BE-Eintrittstemperatur im Kernkanal PCM12\_LVD



**Abb. 4.53** Berechnete Variation des Kühlmittelmassenstroms am Eintritt des Kernkanals PCM12\_LVD

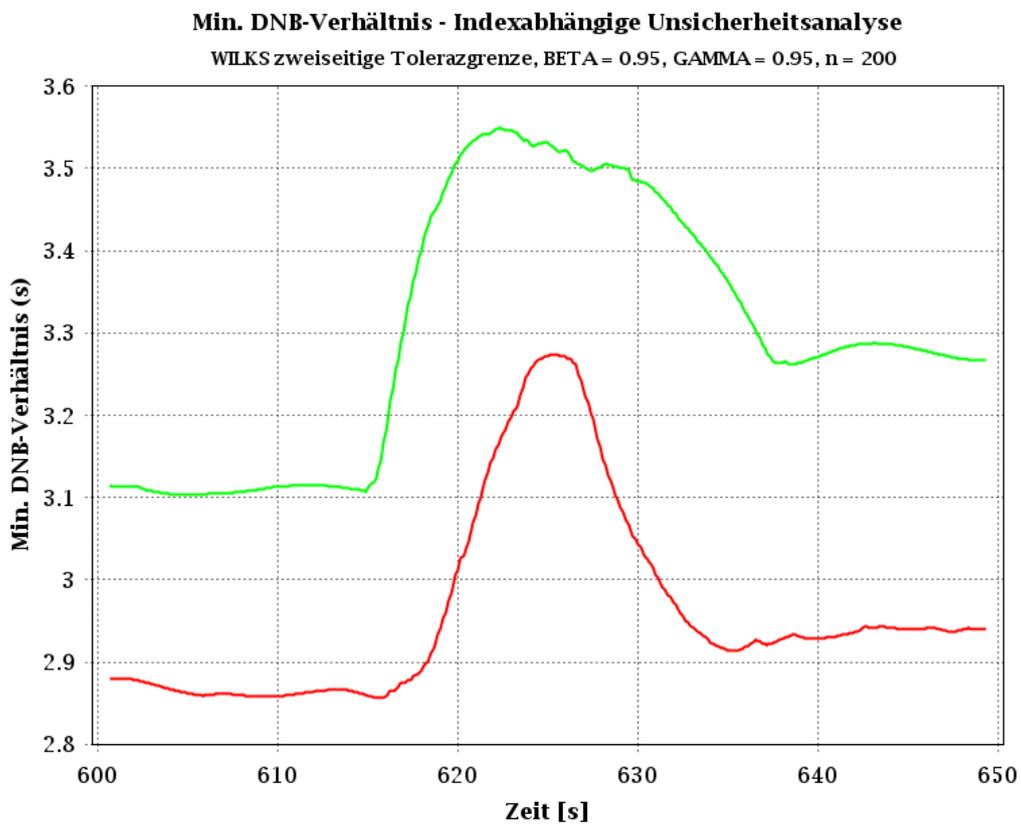
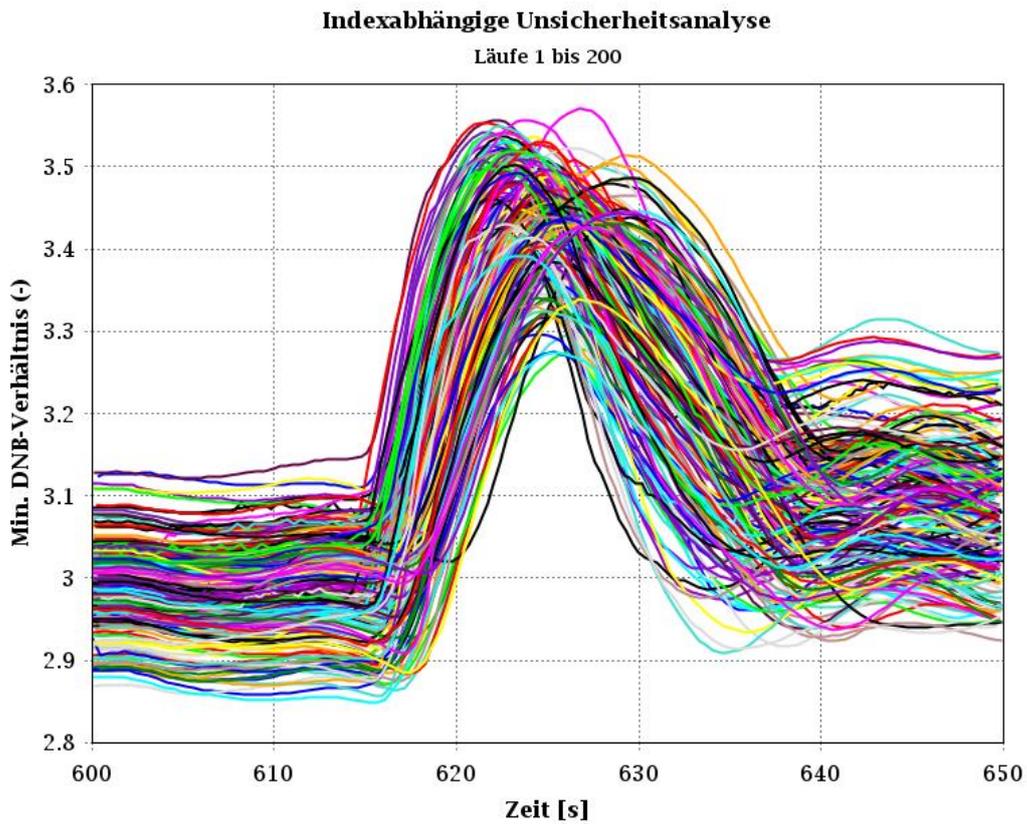


**Abb. 4.54** Berechnete Variation des Kühlmitteldrucks am Austritt des Kernkanals PCM12\_LVD

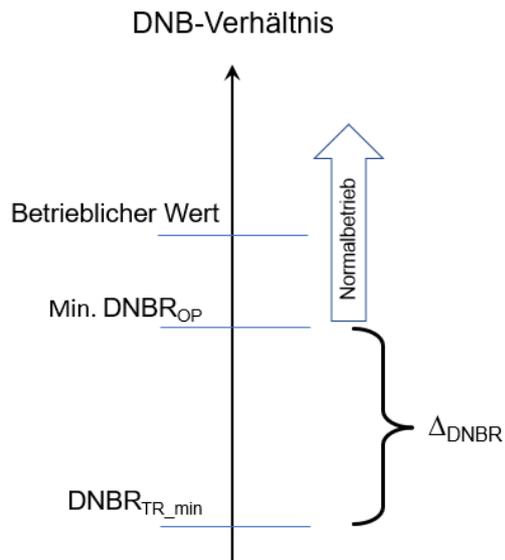


**Abb. 4.55** Berechnete Variation der integralen BE-Leistung im Kernkanal PCM12\_LVD

Das mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C berechnete DNB-Verhältnis im TFO PCM12\_LVD sowie die zweiseitigen (95 % / 95 %) Toleranzgrenzen für das minimale DNB-Verhältnis sind in Abb. 4.56 dargestellt. Die Ergebnisse der durchgeführten Unsicherheitsanalyse zeigen für das DNB-Verhältnis einen minimalen Wert für die untere zweiseitige Toleranzgrenze (95 % / 95 %) von 2.856. Dieser Wert wird ca. 16 s nach Transienteneintritt berechnet und entspricht dem minimalen DNB-Verhältnis während der Transiente  $DNBR_{TR\_min}$  (siehe dazu Abb. 4.57). Der von ATHLET berechnete operative minimale Wert des DNB-Verhältnisses im Normalbetrieb ( $DNBR_{OP}$ ) beträgt 2.879. Die Variation des DNB-Verhältnisses  $\Delta_{DNBR}$  ( $= DNBR_{OP} - DNBR_{TR\_min}$ ) beträgt somit 0.023.



**Abb. 4.56** Ergebnisse des minimalen DNB-Verhältnisses (oben) und zweiseitige (95 % - 95 %) Toleranzgrenze (unten) berechnet mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C



**Abb. 4.57** Schematische Darstellung der Beziehungen zwischen DNBR-Werten des normalen und anomalen Betriebs aus /KTA 22/

### Sensitivitätsanalyse

Mit dem Programm SUSAS wurde die Sensitivität der unsicheren Parameter bezogen auf die Ergebnisgröße „minimaler DNBR-Wert“ ermittelt. Aus diesen ist die Rangfolge der Beiträge der einzelnen unsicheren Parameter zur Ergebnisunsicherheit ablesbar. Herangezogen wird hierzu der standardisierte Regressionskoeffizient nach Spearman.

Ein positives Vorzeichen des Koeffizienten bedeutet, dass z. B. eine Erhöhung des Parameterwertes eine Erhöhung des Ergebniswertes bewirkt. Bei negativem Vorzeichen ist die Abhängigkeit zwischen Parameter und Ergebniswert entgegengesetzt.

Bei der Anzahl der durchgeführten Rechenläufe (200) sind nur solche Koeffizienten statistisch signifikant, deren Absolutwert über 0.14 liegt.

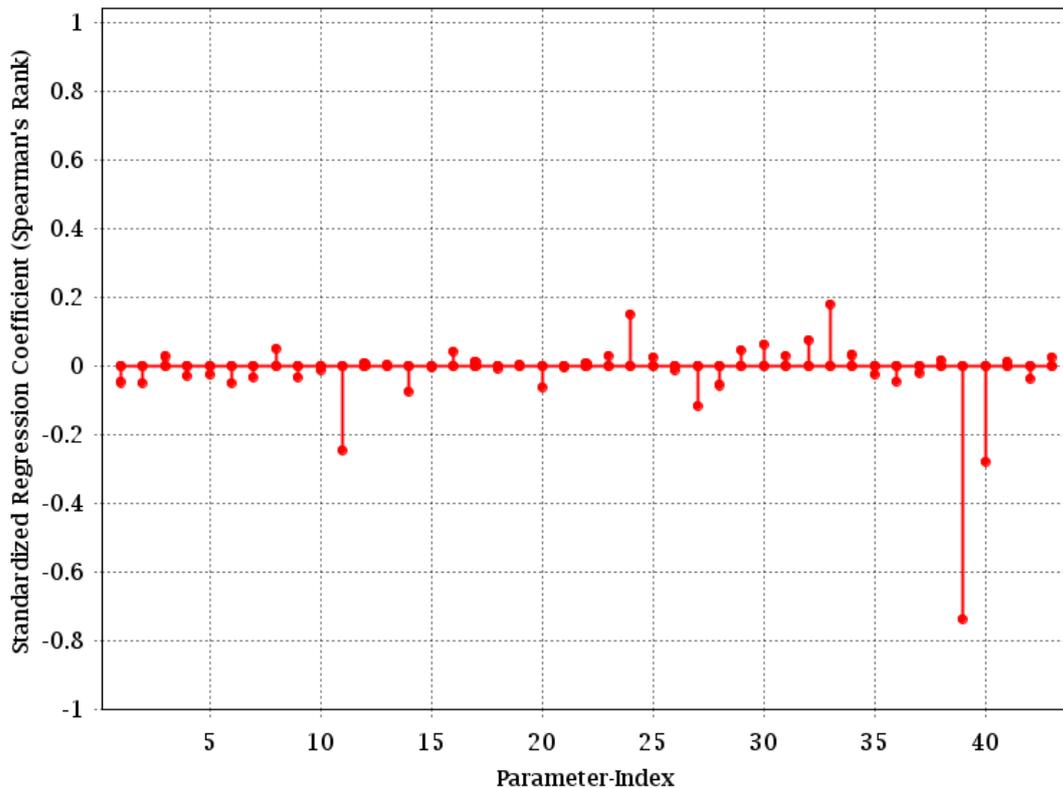
Abb. 4.58 zeigt den standardisierten Rangregressionskoeffizienten nach Spearman für die zeitunabhängige Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses im Zeitbereich  $600 \text{ s} < t < 650 \text{ s}$  in Abhängigkeit der Eingangunsicherheiten. Alle 43 Parameter wurden für die Analyse betrachtet. Nach der skalaren Sensitivitätsanalyse tragen die Parameter in der Tab. 4.20 am meisten zur Ergebnisunsicherheit bei.

**Tab. 4.20** Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse

Par. Nr.	Parameter-name	Parameterbeschreibung	Rangkorrelationskoeffizient
39	DELTAR	Variation vom Durchmesser des Pellet vom Heißstab in den LVD- bzw. heißen Kanälen in Abhängigkeit von der Spaltweite	-7.3828E-01
40	IHTC7	Korrelation für unterkühltes Blasensieden: 1 = modifizierte Chen-Korrelation 4 = Liu-Winterton Korrelation	-2.8012E-01
11	OFI2V	Zweiphasen-Multiplikator für vertikale Rohre, Martinelli- Nelson Korrelation Korrekturfaktor	-2.4678E-01
33	FQDCH	Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird	1.7981E-01

### Skalare Sensitivitätsanalyse

Zielvariable: min. DNBR; 43 Parameter betrachtet; n = 200; R<sup>2</sup>=0.7870



**Abb. 4.58** Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für das min. DNBR-Verhältnis bei der zeitunabhängigen Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung aller 43 Parameter

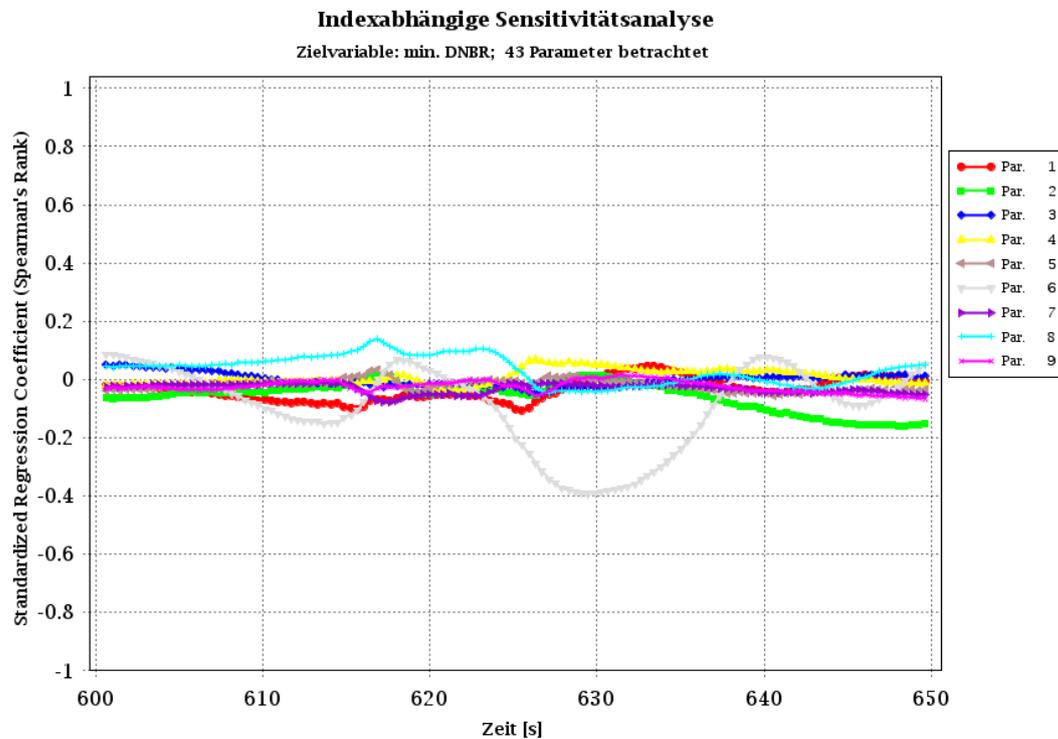
Die mit den Rangkorrelationskoeffizienten (nach Spearman) bestimmten einflussreichen Parameter sind weitgehend plausibel. Im Folgenden werden die Einflüsse der Parameter auf das minimale DNB-Verhältnis kurz erklärt:

- DELTAR: eine negative Variation dieser Variable bewirkt eine Vergrößerung der Gas-Spaltweite bzw. eine Verringerung des Pellet-Durchmessers, wodurch sich der Spaltwärmedurchgangskoeffizient verringern. Das Verhalten hat einen positiven Einfluss auf die Kühlbarkeit des Brennstabes.
- IHTC7: Der niedrigere Wert bei IHTC7 bedeutet, dass die modifizierte Chen-Korrelation für unterkühltes Blasensieden verwendet wird. Diese Korrelation liefert etwas höhere Wärmeübergangskoeffizienten und führt dadurch zu etwas besseren Kühlungsbedingungen im BE.
- OFI2V: Eine Verkleinerung des Korrekturfaktors für den Zweiphasen-Multiplikator für vertikale Verbindungen (Junctions) bei der Martinelli-Nelson Korrelation führt zu kleineren zweiphasigen Reibungsverlusten, wodurch sich die Kühlungsbedingungen am Brennstab-Hüllrohr verbessern.
- FQDCH: Bei einem höheren Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird, verbessert sich die Kühlung am Brennstab-Hüllrohr und somit steigt der DNBR-Wert.

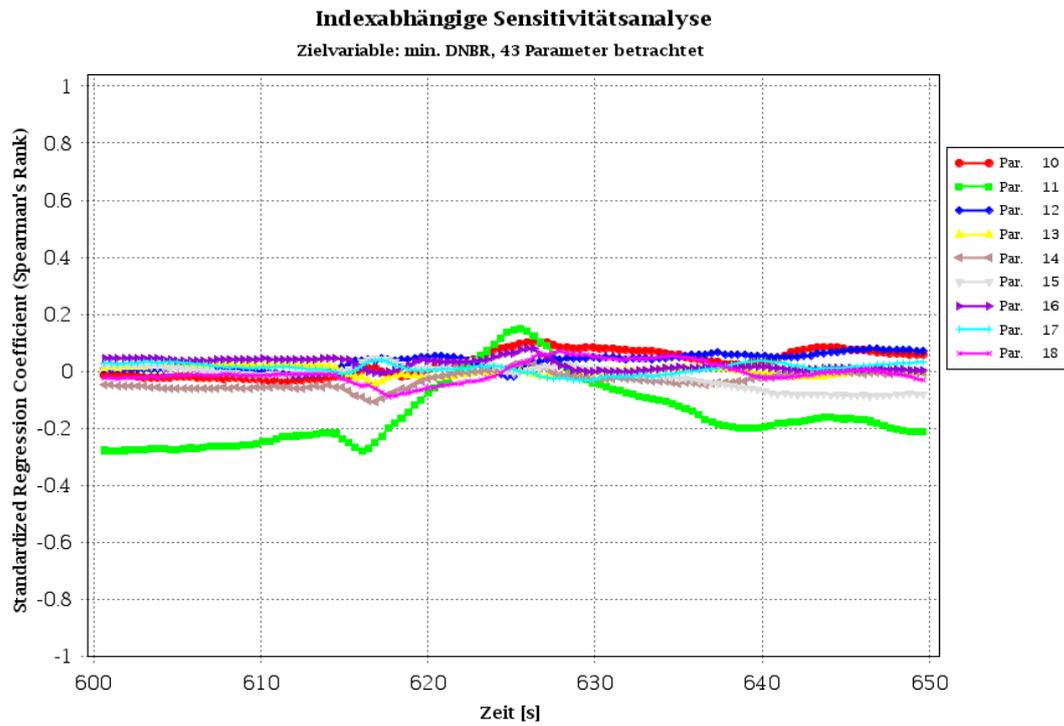
Abb. 4.59 bis Abb. 4.63 zeigen den standardisierten Rangregressionskoeffizient nach Spearman für den minimalen DNBR-Wert (Zielvariable) als Ergebnis der zeitabhängigen Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung von 43 Modellparametern. Die statistisch signifikanten Parameter nach zeitlichem Verlauf in der ersten Phase der Transiente sind:

- Parameter #39: Variation vom Durchmesser des Pellet vom Heißstab in den LVD- bzw. heißen Kanälen in Abhängigkeit vom Spaltweite (negativ)
- Parameter #40: Korrelation für unterkühlten Blasensieden (negativ)
- Parameter #33: Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird (positiv)
- Parameter #11: Zweiphasen-Multiplikator für vertikale Rohre, Martinelli- Nelson Korrelation Korrekturfaktor (negativ)

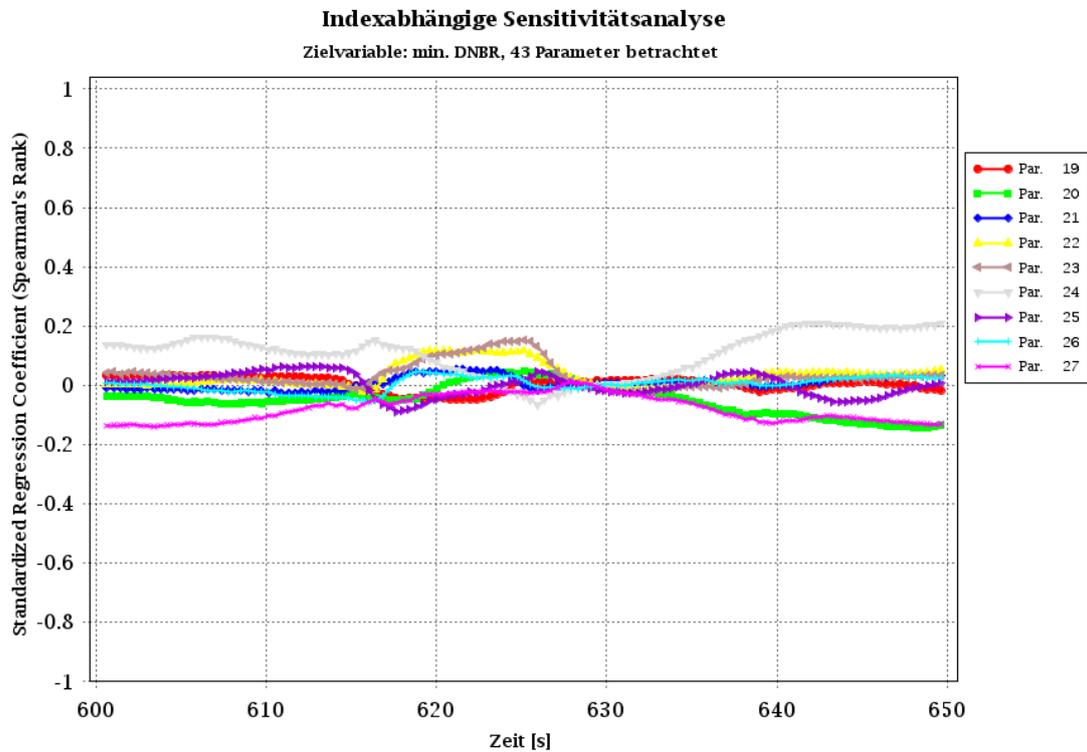
Der zeitabhängige Verlauf des Bestimmtheitsmaßwertes  $R^2$  ist in Abb. 4.64 angegeben. Die Ergebnisse der zeitabhängige Sensitivitätsanalyse bestätigen die statistische Signifikanz der Parameter für die berücksichtigte Transientenphase, welche in der zeitunabhängige Sensitivitätsanalyse identifiziert wurden.



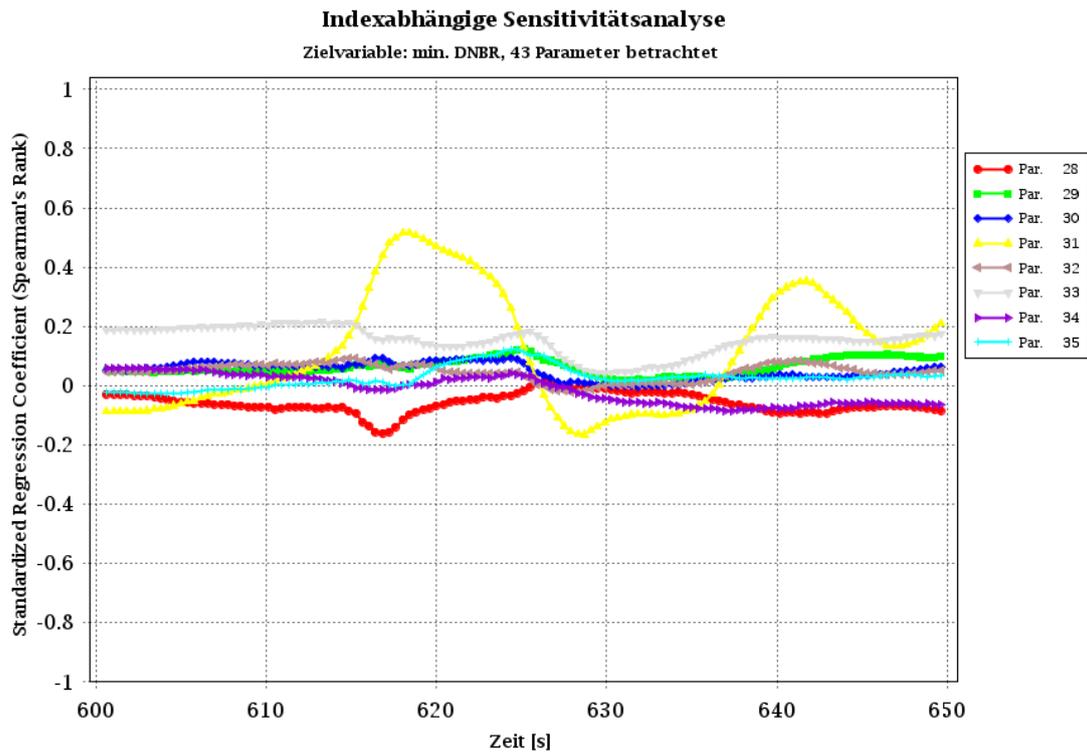
**Abb. 4.59** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 1-9)



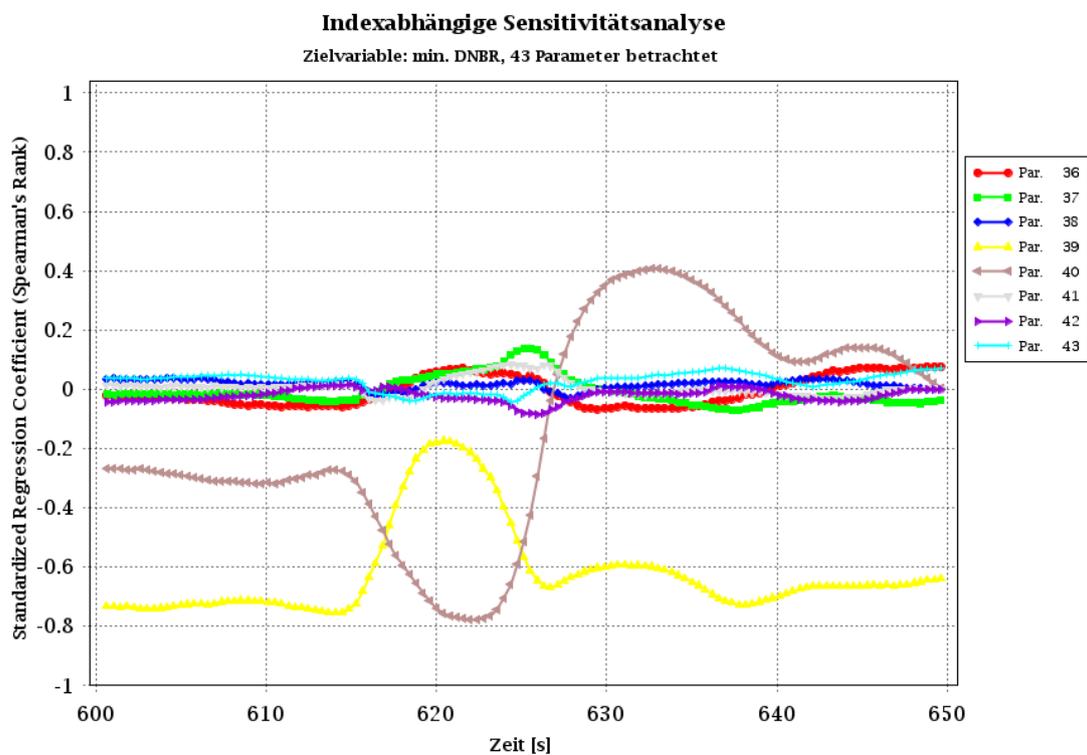
**Abb. 4.60** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNBR-Verhältnis“ (Parameter 10-18)



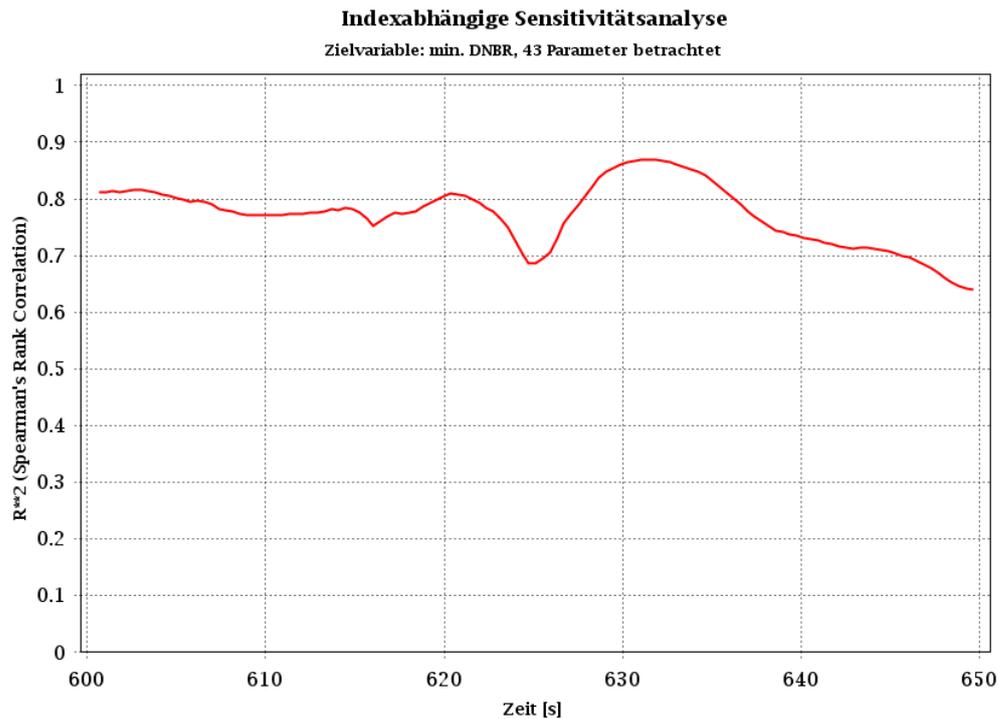
**Abb. 4.61** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNBR-Verhältnis“ (Parameter 19-27)



**Abb. 4.62** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 28-35)



**Abb. 4.63** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 36-43)



**Abb. 4.64** Zeitabhängiger Verlauf des Bestimmtheitsmaßwerts  $R^2$  für die Variable „min. DNB-Verhältnis“

#### 4.1.2.4.5 Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF

##### Unsicherheitsanalyse

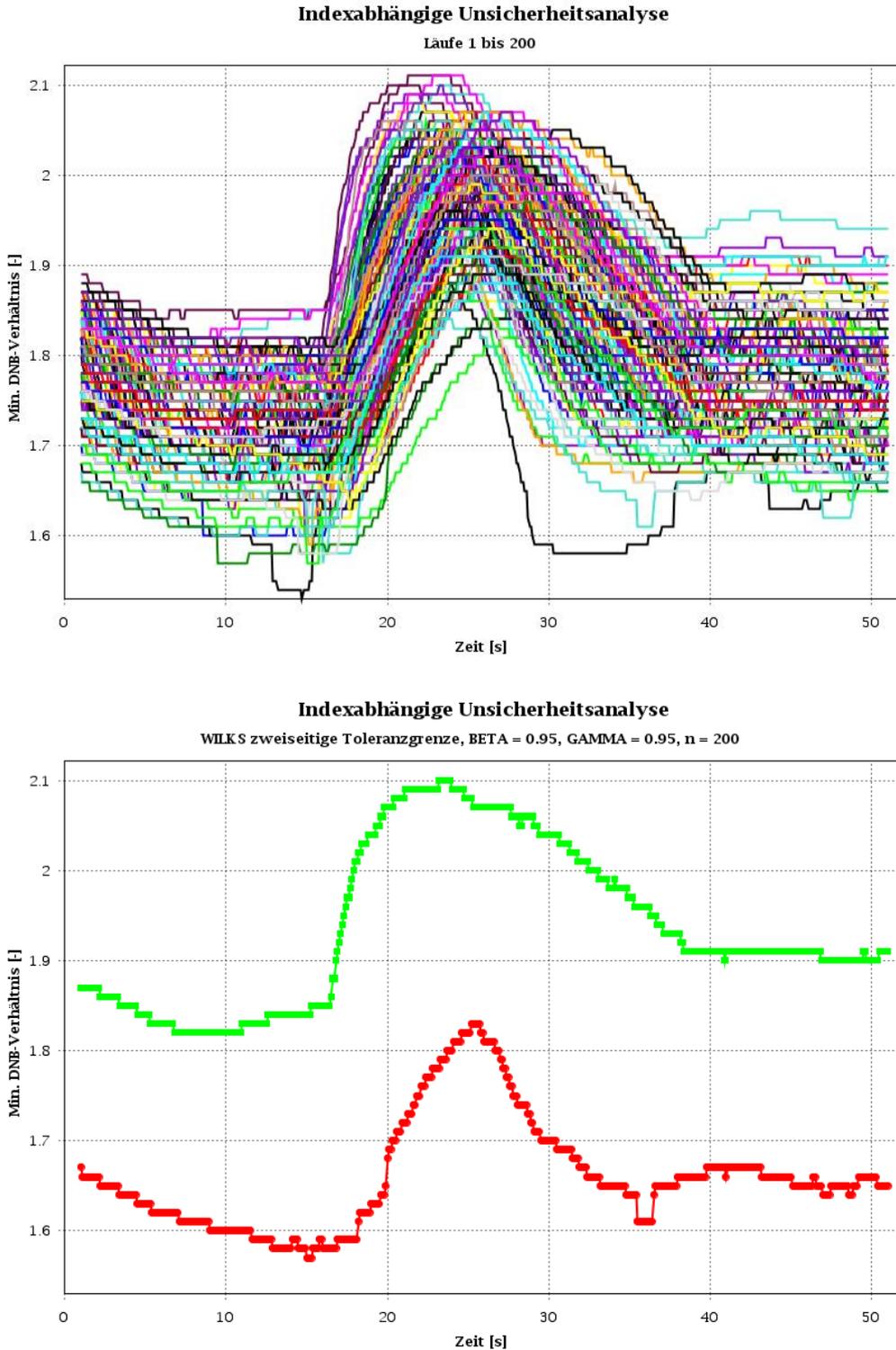
Unter Berücksichtigung der Anfangs- und Randbedingungen aus den 200 ATHLET-Q/C gekoppelten Rechnungen wurden 200 Rechnungen zur Ermittlung des minimalen DNBR-Verhältnisses mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF durchgeführt.

Der Verlauf des minimalen DNBR-Verhältnisses in der Rechnung mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF sowie die dazu gehörige zweiseitige Toleranzgrenze während der ersten 50 s nach Transientenbeginn sind in Abb. 4.65 gezeigt.

Die Ergebnisse unterstützten die Quantifizierung der Variation des DNBR-Verhältnisses in der frühen Phase der Transiente ( $DNBR_{TR\_min}$ ) in Bezug auf den Wert im Normalbetrieb bzw. vor Transientenbeginn  $DNBR_{OP}$ . Die Variation des DNBR-Verhältnisses  $\Delta_{DNBR}$  ( $DNBR_{OP} - DNBR_{TR\_min} = \Delta_{DNBR}$ ) mit dem ATHLET-Q/C-CTF Method beträgt und rechnet sich wie folgt:

$$ATHLET-Q/C-CTF \rightarrow \Delta_{DNBR} = 0.059$$

Die Diskrepanz zwischen den Ergebnissen mit ATHLET-Q/C und dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF lassen sich hauptsächlich auf die in CTF verwendete radiale Leistungsverteilung zurückführen, die einen zusätzlichen Peaking-Faktor einführt.



**Abb. 4.65** Ergebnisse des DNB-Verhältnisses (oben) und zweiseitige Toleranzgrenze (unten) berechnet mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF

## Sensitivitätsanalyse

Mit dem Programm SUSA wurde die Sensitivität der unsicheren Parameter bezogen auf die Ergebnisgröße „minimaler DNBR-Wert“ ermittelt. Aus diesen ist die Rangfolge der Beiträge der einzelnen unsicheren Parameter zur Ergebnisunsicherheit ablesbar. Herangezogen wird hierzu der standardisierte Regressionskoeffizient nach Spearman.

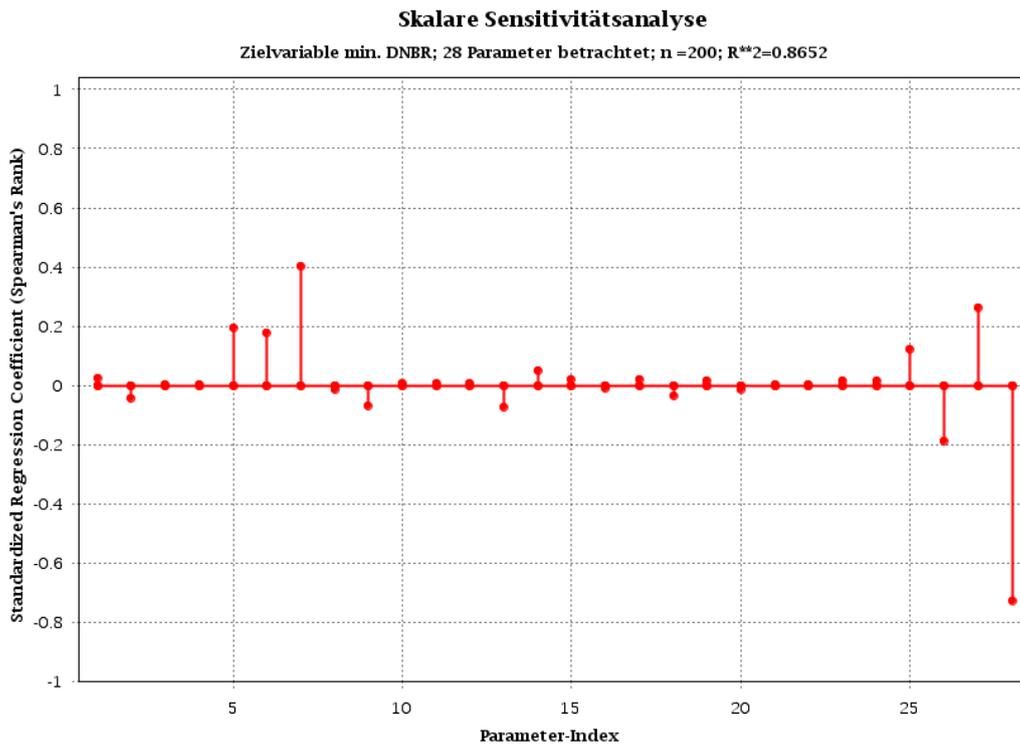
Ein positives Vorzeichen des Koeffizienten bedeutet, dass z. B. eine Erhöhung des Parameterwertes eine Erhöhung des Ergebniswertes bewirkt. Bei negativem Vorzeichen ist die Abhängigkeit zwischen Parameter und Ergebniswert entgegengesetzt.

Bei der Anzahl der durchgeführten Rechenläufe (200) sind nur solche Koeffizienten statistisch signifikant, deren Absolutwert über ca. 0.14 liegt.

Abb. 4.66 zeigt den standardisierten Rangregressionskoeffizient nach Spearman für die zeitunabhängige Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses im Zeitbereich  $0 \text{ s} < t < 50 \text{ s}$  in Abhängigkeit der Eingangsunsicherheiten. Alle 28 Parameter wurden für die Analyse betrachtet. Nach der skalaren Sensitivitätsanalyse tragen die Parameter in Tab. 4.21 am meisten zur Ergebnisunsicherheit bei.

**Tab. 4.21** Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse

Par. Nr.	Parameter-name	Parameterbeschreibung	Rangkorrelationskoeffizient
28	BC4	Variation des Parameters „Integrale BE-Leistung“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen	-7.2878E-01
7	ONBMOD	Aktivierung des “onset of nucleate boiling” Modells	4.0326E-01
27	BC3	Variation des Parameters „Druck am BE-Austritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen	2.6285E-01
5	DHFRAC	Anteil der Brennstableistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird	1.9590E-01
26	BC2	Variation des Parameters „Temperatur am BE-Eintritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen	-1.8746E-01
6	TPFMOD	Frictional two-phase multiplier model	1.7902E-01



**Abb. 4.66** Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für das min. DNBR-Verhältnis bei der zeitunabhängigen Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung aller 28 Parameter

Die mit den Rangkorrelationskoeffizienten (nach Spearman) bestimmten einflussreichen Parameter sind weitgehend plausibel. Im Folgenden werden die Einflüsse der Parameter auf das minimale DNBR-Verhältnis kurz erklärt:

- BC4 (Integrale BE-Leistung): eine positive Variation der Leistung bewirkt aus prinzipiellen Gründen eine Abnahme des DNBR-Verhältnisses.
- ONBMOD: Bei einem Wert von ONBMOD=0 werden Blasen angenommen, welche auf der beheizten Oberfläche entstehen, sobald die Temperatur der beheizten Oberfläche die lokale Sättigungstemperatur der Flüssigkeit überschreitet, und ein Modell zur Nahe-Wand-Kondensation wird verwendet, um die Menge des erzeugten Dampfes zu begrenzen. Bei einem Wert von ONBMOD=1 wird das sogenannte „Onset of Nucleate Boiling (ONB)“ Modell verwendet, um die Temperatur zu bestimmen, bei der das Sieden beginnt. Anstelle eines Modells zur Nahe-Wand-Kondensation wird eine Enthalpie für die Ablösung der Blase berechnet. Die Tatsache, dass der Korrelationskoeffizient positiv ist, zeigt, dass die Aktivierung des ONB-Modells zu größeren DNBR-Verhältnissen führt.

- BC3 (Druck am BE-Austritt): eine positive Variation des Kühlmitteldrucks bewirkt aus prinzipiellen Gründen eine Zunahme des DNB-Verhältnisses.
- DHFRAC (äquivalent zu FQDCH in ATHLET): Bei einem höheren Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird, verbessert sich die Kühlung am Brennstab-Hüllrohr und somit steigt der DNBR-Wert.
- BC2 (Temperatur am BE-Eintritt): eine positive Variation der Kühlmitteltemperatur bewirkt aus prinzipiellen Gründen eine Abnahme des DNB-Verhältnisses.
- TPFMOD: Der Parameter bestimmt das „frictional two-phase multiplier Modell“. Bei einem Wert von TPFMOD=1 wird das Lockhart/Martinelli Modell angewendet und bei einem Wert von TPFMOD=2 wird das Wallis/Harwell Modell angewendet. Die Tatsache, dass der Korrelationskoeffizient positiv ist, zeigt, dass das Wallis/Harwell Modell zu größeren DNB-Verhältnissen führt.

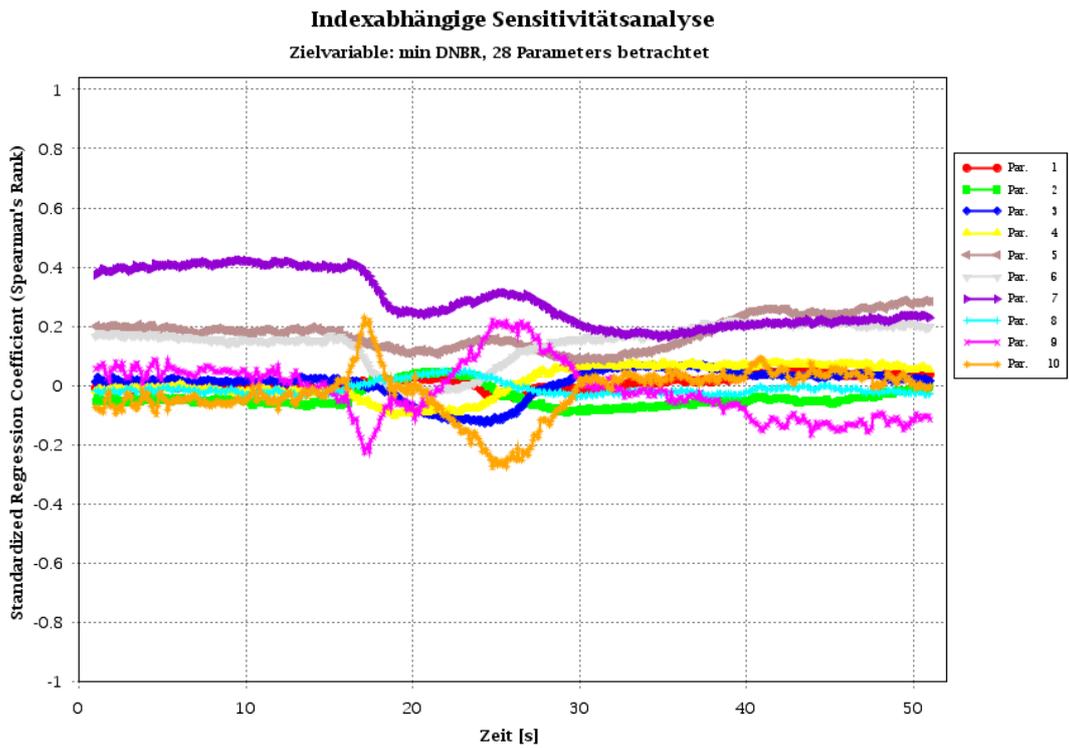
Abb. 4.67 bis Abb. 4.70 zeigen die Ergebnisse der zeitabhängigen Sensitivitätsanalyse (unter Verwendung der Spearman' Rank Korrelation) für den DNBR-Wert unter Berücksichtigung von 24 Modellparametern und 4 Randbedingungs-Parametern für die CTF-Rechendomäne. Die wichtigsten Parameter nach zeitlichem Verlauf in den ersten 50 Sekunden der Transiente sind in Tab. 4.22 gelistet.

**Tab. 4.22** Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse

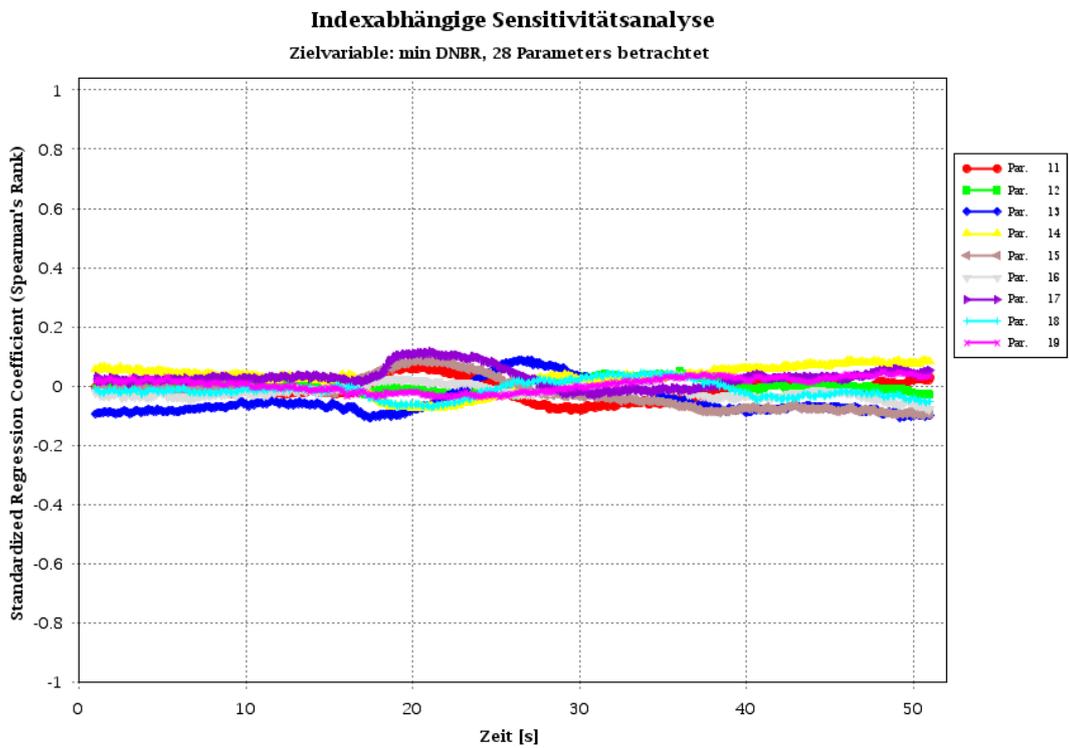
Par. Nr.	Parametername	Parameterbeschreibung	Max. Rangkorrelationskoeffizient
28	BC4	Variation des Parameters „Integrale BE-Leistung“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen	-7.56E-01
20	IFRELOC	Parameter für die Aktivierung der durch Verlagerung induzierten Änderung der Wärmeleitfähigkeit im Pellet-Hüllrohr-Spalt	-5.86E-01
7	ONBMOD	Aktivierung des “onset of nucleate boiling” Modells	4.23E-01
26	BC2	Variation des Parameters „Temperatur am BE-Eintritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen	-3.55E-01

Die mit den Rangkorrelationskoeffizienten (nach Spearman) bestimmten einflussreichen Parameter sind weitgehend plausibel. Im Folgenden werden die Einflüsse der Parameter auf das minimale DNB-Verhältnis kurz erklärt:

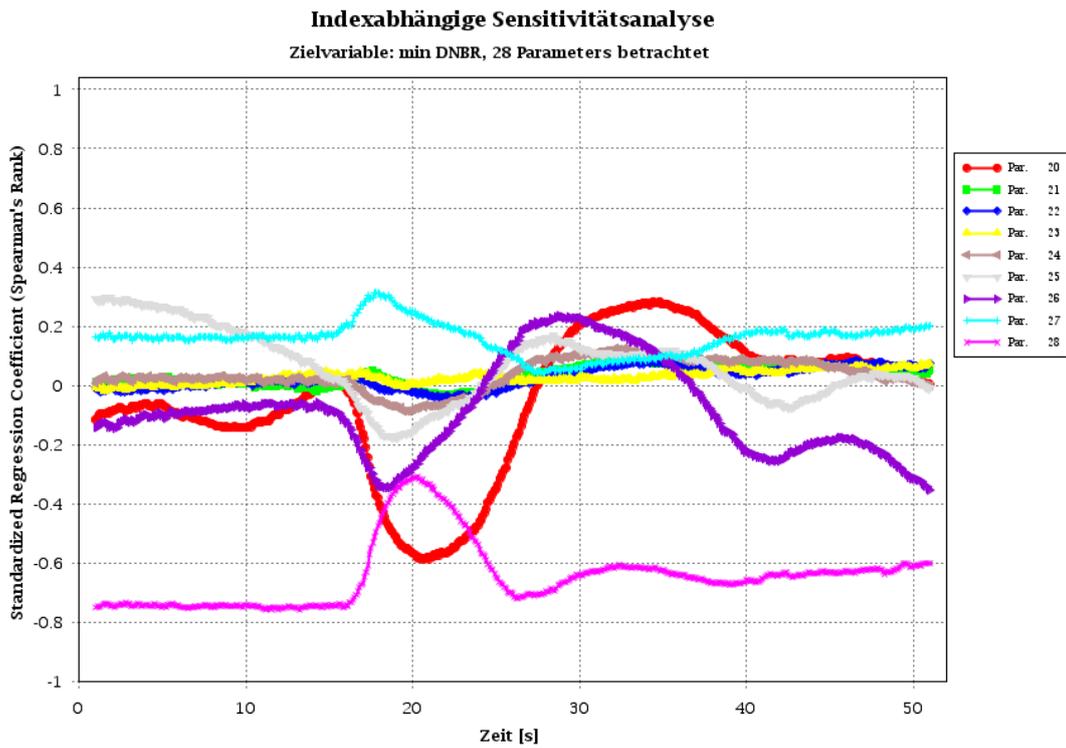
- BC4 (Integrale BE-Leistung): eine positive Variation der Leistung bewirkt aus prinzipiellen Gründen eine Abnahme des DNB-Verhältnisses.
- IFRELOC: IFRELOC ist ein Flag zur Aktivierung des Modells für die durch Brennstoff-Relocation verursachte Änderung der Wärmeleitfähigkeit im Pellet-Hüllrohr-Spalt. Wenn es deaktiviert ist, verwendet CTF den Eingabewert für die Wärmeleitfähigkeit im Pellet-Hüllrohr-Spalt. Die Tatsache, dass der Korrelationskoeffizient negativ ist, zeigt, dass das Modell bei Aktivierung eine größere Wärmeleitfähigkeit berechnet (was zu niedrigeren DNB-Verhältnissen führt) als der Eingabewert.
- ONBMOD: Bei einem Wert von ONBMOD=0 werden Blasen angenommen, welche auf der beheizten Oberfläche entstehen, sobald die Temperatur der beheizten Oberfläche die lokale Sättigungstemperatur der Flüssigkeit überschreitet, und ein Modell zur Nahe-Wand-Kondensation wird verwendet, um die Menge des erzeugten Dampfes zu begrenzen. Bei einem Wert von ONBMOD=1 wird das sogenannte „Onset of Nucleate Boiling (ONB)“ Modell verwendet, um die Temperatur zu bestimmen, bei der das Sieden beginnt. Anstelle eines Modells zur Nahe-Wand-Kondensation wird eine Enthalpie für die Ablösung der Blase berechnet. Die Tatsache, dass der Korrelationskoeffizient positiv ist, zeigt, dass die Aktivierung des ONB-Modells zu größeren DNB-Verhältnissen führt.
- BC2 (Temperatur am BE-Eintritt): eine positive Variation der Kühlmitteltemperatur bewirkt aus prinzipiellen Gründen eine Abnahme des DNB-Verhältnisses.



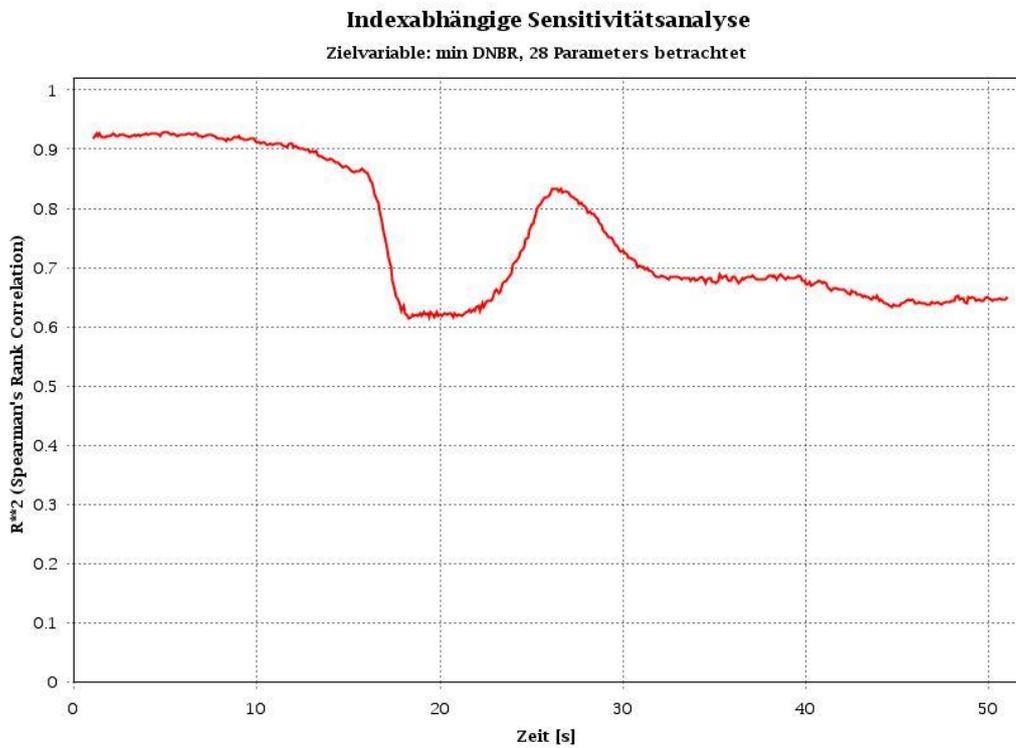
**Abb. 4.67** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 1-10)



**Abb. 4.68** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 11-19)



**Abb. 4.69** Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 20-28)



**Abb. 4.70** Zeitabhängiger Verlauf des Bestimmtheitsmaßwerts  $R^2$  für die Variable „min. DNB-Verhältnis“

### **4.1.3 Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3)**

#### **4.1.3.1 Ansatzbeschreibung – Modularisierung der Anlagen und Heuristik bei der Erstellung**

Aufgrund der Komplexität bei der automatischen Erstellung von Analysesimulatoren unter Berücksichtigung der gesamten Primär- und Sekundärseite wurde als Lösungsweg die softwarebasierte Generierung von Makrokomponenten der Anlagen (z. B. des Reaktordruckbehälters) gewählt. Durch diese Vorgehensweise (auch als „Modularisierung“ bezeichnet) werden wesentliche Systeme und Komponenten einer Anlage in Modulen abgebildet. Dieses modulare Vorgehen soll es ermöglichen, für jede Anlage einen anlagenspezifischen Analysesimulator zu generieren, dessen Komplexität auf den jeweiligen Wissenstand über die Anlage und die jeweilige Aufgabenstellung abgestimmt ist. Basierend auf den wesentlichen konstruktiven Parametern können somit vereinfachte Analysesimulatoren schnell entwickelt und orientierende Rechnungen durchgeführt werden.

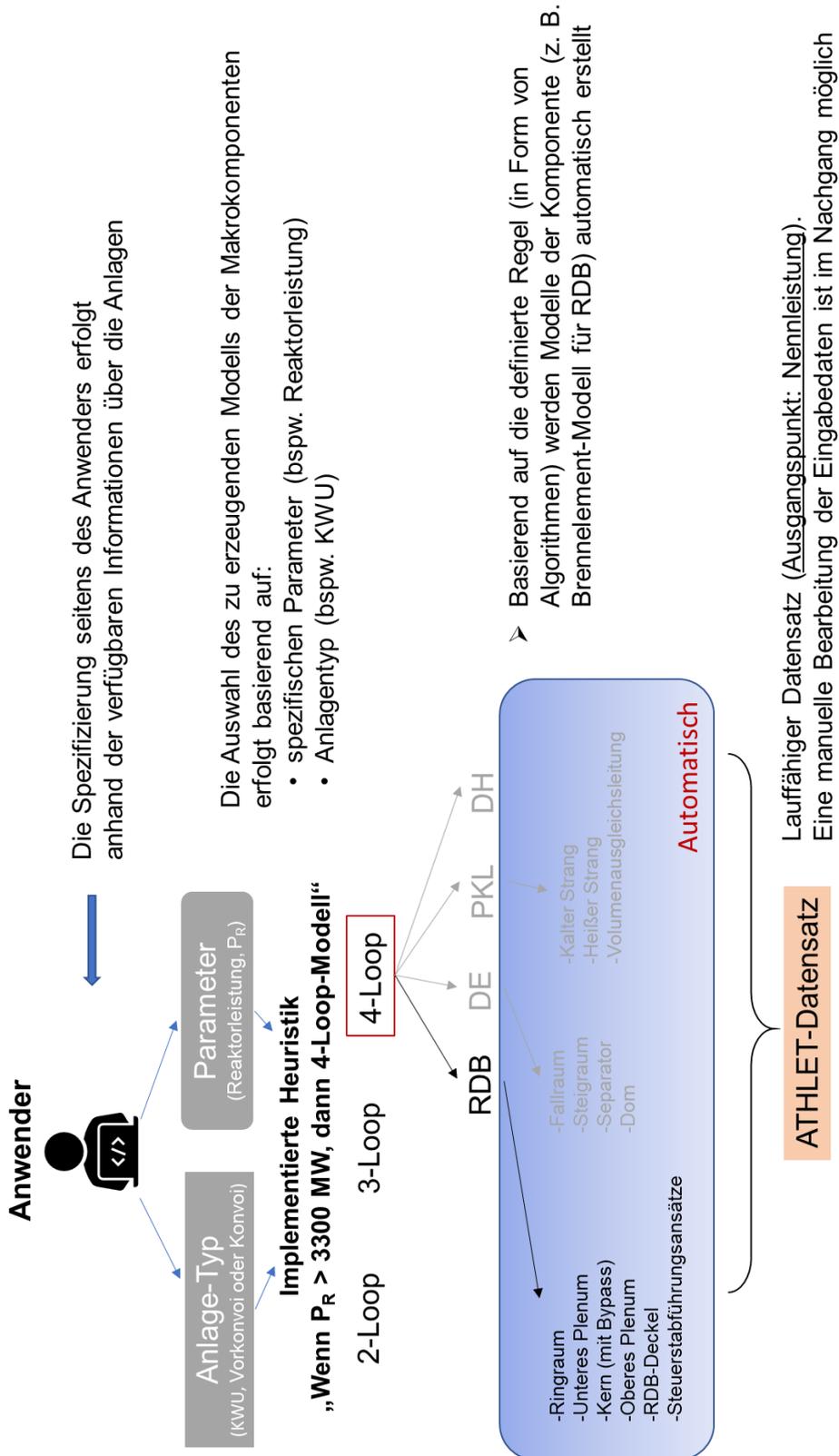
Für eine automatische, softwarebasierte Erstellung von Komponentenmodulen für Analysesimulatoren ausländischer Kernkraftwerke ist die Informationslage bei der GRS oft nicht so detailliert wie für die KWU-Baulinien. Um das Problem der unvollständigen Informationen bei der automatischen Erstellung zu minimieren, wurde die Entwicklung und Anwendung von sogenannten Heuristiken angestrebt, welche bei der softwarebasierten Generierung der Komponentenmodule fehlende Daten ergänzen bzw. sinnvoll herleiten sollen. Im Rahmen der Heuristik werden Regeln festgelegt, um trotz unvollständigen Informationen eine angemessene Qualität des Analysesimulators zu erreichen.

Als Grundlage für die prototypische Entwicklung der Heuristiken wurden in diesem Projekt Daten der KWU-Baulinien ausgewählt. Der Hauptgrund dieser Wahl liegt darin, dass ein automatisch generiertes Modul über das bekannte Verhalten der entsprechenden Teile einer KWU-Anlage in einem detaillierten Analysesimulators überprüft und validiert werden kann. Dieser Schritt ist unumgänglich zur Entwicklung und Validierung der Heuristiken.

Prototypisch wurde auf Basis des oben beschriebenen heuristischen Ansatzes die automatische Erstellung eines Moduls für Reaktordruckbehälter der KWU-Anlagen entwickelt.

Abb. 4.71 zeigt eine schematische Darstellung der Schritte, die erforderlich für die automatische Generierung erforderlich sind.

In erster Instanz ist der Anwender aufgefordert, den Anlage-Typ auszuwählen. Für die implementierten KWU-Baulinien wurden die möglichen Anlagen in drei unterschiedlichen Varianten gruppiert, nämlich 2-, 3- und 4-Loop-Anlagen. Die Auswahl des zu generierenden Anlagen- bzw. Komponentenmoduls erfolgt im entwickelten Tool automatisch, basierend auf den implementierten Regeln der Heuristik („wenn...dann“-Entscheidung). Als weiterer Eingangsparameter für den Algorithmus wurde die Reaktorleistung ausgewählt. Im Beispiel von Abb. 4.71 ist angenommen worden, dass der Anwender einen Reaktorleistungswert von 3800 MW ausgewählt hat. Anhand der implementierten Regeln der Heuristik wird vom Tool automatisch die 4-Loop-Konfiguration ausgewählt („Wenn PR > 3300 MW, dann 4-Loop-Modell“). Durch die implementierten Heuristiken werden die geometrischen Eigenschaften der Sub-Komponenten des Reaktordruckbehälters (z. B. Ringraum) nach der 4-Loop-Konfiguration automatisch selektiert. Das Modul des Reaktordruckbehälters wird als ATHLET-Eingabedatensatz automatisch generiert und enthält alle Sub-Komponenten des Reaktordruckbehälters. Optional kann der Anwender eine Testrechnung starten, um die Qualität des Moduls durch den Vergleich mit den wesentlichen thermohydraulischen Parametern (z. B. Druckverlust durch den Kern) zu prüfen.



**Abb. 4.71** Schematische Darstellung der Schritte für die automatische Generierung des RDB-Moduls

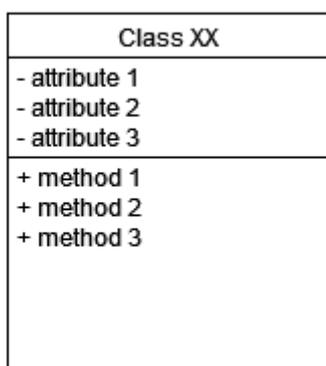
#### 4.1.3.2 Entwicklung der prototypischen Heuristiken sowie der Schnittstelle für die automatisierte Erstellung eines einkanaligen DWR-RDBs

##### 4.1.3.2.1 Einführung in die objektorientierte Programmierung

Die objektorientierte Programmierung (OOP) ist eine moderne Programmierphilosophie, die auf dem Konzept der „Objekte“ basiert, die wiederum Daten (auch als Attribute oder Eigenschaften bezeichnet) und Prozeduren (auch als Methoden bezeichnet) enthalten können. Die allgemeinen Merkmale einer OOP-Sprache sind Vererbung, Kapselung und Polymorphismus, die die Wiederverwendbarkeit des Codes, die Redundanz der Daten, die Wartung des Codes, die Sicherheit usw. verbessern.

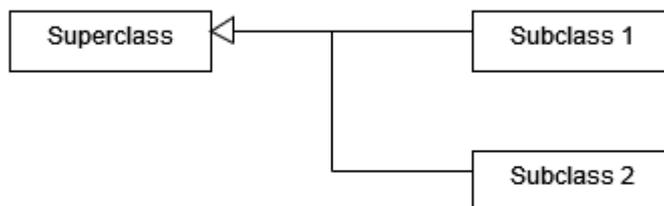
Die meisten verbreiteten OOP-Sprachen sind klassenbasiert, was bedeutet, dass Objekte Instanzen von Klassen sind. Die Struktur einer typischen Klasse sieht wie folgt aus (siehe Abb. 4.72):

- Das '-' Zeichen kennzeichnet die Eigenschaften/Attribute, die einer Klasse gehören. Das Attribut kann ein beliebiger Parametertyp sein (Integer, Float, String oder Instanzen einer beliebigen Klasse).
- Das '+' Zeichen kennzeichnet die Methoden, die in die Klasse eingebettet sind. Eine Methode liefert Informationen über ein einzelnes Attribut in einer Klasse und ermöglicht den Zugriff darauf. Eine Methode kann ein Attribut in einer Klasse verändern.



**Abb. 4.72** UML (unified modelling language)-Notation für eine generische Klasse

Wie bereits erwähnt, ist die Vererbung eines der wichtigsten Merkmale von OOP. In der OOP ist Vererbung der Mechanismus, ein Objekt oder eine Klasse auf ein anderes Objekt oder eine andere Klasse zu beziehen, wobei eine ähnliche Implementierung beibehalten wird. Durch Vererbung wird die Wiederholung von Codes vermieden, indem Klassen geschaffen werden, die auf bestehenden Klassen aufbauen und eine Hierarchie von Klassen bilden. Eine Klasse, die von einer anderen Klasse abgeleitet ist, wird als Unterklasse (oder Kindklasse) bezeichnet. Die Klasse, von der die Unterklasse abgeleitet ist, wird Superklasse (oder Elternklasse) genannt. Eine Unterklasse erbt alle Mitglieder (Felder, Methoden und verschachtelte Klassen) von ihrer Superklasse, während neue Mitglieder in der Unterklasse implementiert werden können. Auf dieser Weise können die Mitglieder, die bereits in der Superklasse vorhanden sind, direkt wiederverwendet werden, ohne sie in der Unterklasse zu duplizieren, wodurch die Wiederverwendbarkeit des Codes und die Wartung des Codes verbessert werden. In der UML wird eine typische Darstellung einer Unterklasse und ihrer Superklasse in Abb. 4.73 gezeigt, wobei ein Pfeil von einer Unterklasse zu ihrer Superklasse zeigt.



**Abb. 4.73** UML-Notation für Unterklasse und ihre Superklasse

Die Kapselung ist eine der Grundlagen der OOP. Sie wird verwendet, um die Werte oder den Zustand eines strukturierten Datenobjekts innerhalb einer Klasse zu verbergen und zu verhindern, dass Unbefugte direkt auf sie zugreifen können. Auf diese Weise wird die Idee veranschaulicht, dass einige gekapselte (oder in einigen OOP-Sprachen als privat definiert) Attribute innerhalb des Objekts nur über eine öffentliche Schnittstelle zugänglich sein sollten, damit die im Objekt gespeicherten Daten nicht unerwartet durch einen externen Code in einem völlig anderen Teil des Programms geändert werden. Es müssen zusätzliche Methoden (die öffentliche Schnittstelle) entwickelt werden, um diese Daten einzustellen/abzurufen.

Polymorphismus ist ein weiteres Merkmal von OOP-Sprachen, das die Fähigkeit definiert, verschiedene Formen von Methoden anzunehmen. Zum Beispiel passt in manchen Situationen die von der Superklasse geerbte Methode nicht ganz in die Unterklasse. Der Polymorphismus ermöglicht es den Benutzern, diese Methode neu zu implementieren, ohne eine neue Methode zu definieren.

#### 4.1.3.2.2 Verwendung von OOP-Methoden für den RDB-Datensatzgenerator

Der ATHLET-Eingabedatensatz spiegelt die modulare Struktur des Codes wider und seine Struktur besteht aus diversen Teilen, die sich wie folgt zusammensetzt:

- Control Word (CW)
  - Keywords (KW)
    - Pseudo keywords (PW)
  - Sub-keywords (SW)
    - Pseudo keywords (PW)

Jedes CW ermöglicht die Definition eines bestimmten Funktionsbereichs (oder Moduls) in ATHLET, wobei verschiedene Teilmodule (z. B. Komponenten) als KW oder SW angegeben werden können. Bspw. werden die thermohydraulischen Komponenten und Wärmeobjekte in einem RDB als KW unter CW "OBJECT", "HEATCOND", "ROD" und "NEUKINP" definiert.

Von der Datenstruktur hergesehen, bestehen alle TFO, HCO, ROD und NEUKINP aus einigen objektspezifischen Parametern und PW. In Python lässt sich diese Datenstruktur leicht durch den Datentyp „dictionary“ (dict) veranschaulichen, der eine Liste von KW und ihren entsprechenden Werten enthält. Ein TFO namens „PX\_CL“ unter dem CW „OBJECT“ wird zum Beispiel in Abb. 4.74 dargestellt. Der TFO „PX\_CL“ ist als ein KW-Element mit mehreren PW („NETWORK“, „JUNTYYPES“, „GEOMETRY“, „FRICTION“, „DRIFT“ und „INITCOND“) definiert. Unter jedem PW/KW sind mehrere Parameter mit unterschiedlichen Kennzeichen angegeben (z. B. ITYPO, FPARO, usw.). Aufgrund der Ähnlichkeit der Datenstruktur der TFO mit der von HCO, ROD und NEUKINP, kann eine Elementarklasse und für jeden Teil der CW (TFO, HCO, ROD und NEUKINP) eine Unterklasse zur Elementarklasse definiert werden. Auf diese Weise werden alle gemeinsamen Methoden der unterschiedlichen CW in ATHLET nur einmal unter Elementarklasse definiert und die Methoden, die für die Bestimmung der Parameter für ATHLET-Objekte

spezifisch sind, werden unter der Unterklasse definiert. In Abb. 4.75 wird die Datenstruktur der Klasselement, TFO, HCO, ROD und NEUObject dargestellt.

```

@*****
C---- OBJECT
@@INCLUDE "TFO.dat"
@*****
@
K---- PX_CL ---- some comments
@ ITYP0 ---- FPAR0 ---- ICMPO
  10 ---- 3.00 ---- 0
@
---- NETWORK
@ SN0 ---- NI0
  0.00000 ---- 2
  1.00000
@
---- JUNTYPES
@ ST0 ---- JTYP0 ---- ATYP0
  0.00000 ---- 6 ---- Fill
@
---- GEOMETRY
@ SG0 ---- Z0 ---- D0 ---- A0 ---- V0 ---- DEP0
  0.00000 ---- 0.00000 ---- 0.75000 ---- 0.00000 ---- 0.00000 ---- 0.00000
  1.00000 ---- 0.00000 ---- 0.75000 ---- 0.00000 ---- 0.00000 ---- 0.00000
@
---- FRICTION
@ ITPMO ---- ALAMO ---- ROU0
  1 ---- 0.02000 ---- 1.000E-05
@ SF0 ---- SDFJ0 ---- ZFFJ0 ---- ZFBJ0
  0.00000 ---- 0.00000 ---- 0.000E+00 ---- 0.000E+00
  1.00000 ---- 0.00000 ---- 2.562E+00 ---- 2.562E+00
@
---- DRIFT
@ S01 ---- JFLO0 ---- JDRIFT
  0.00 ---- 2 ---- 1
@
---- INITCOND
@ SI0 ---- P0 ---- T0 ---- G0 ---- Q0 ---- ICK0
  0.00 1.583E+07 290.00 5.0000E+03 0.000E+00 ---- 0
@

```

Abb. 4.74 Beispiel der Datenstruktur eines TFO unter CW OBJECT

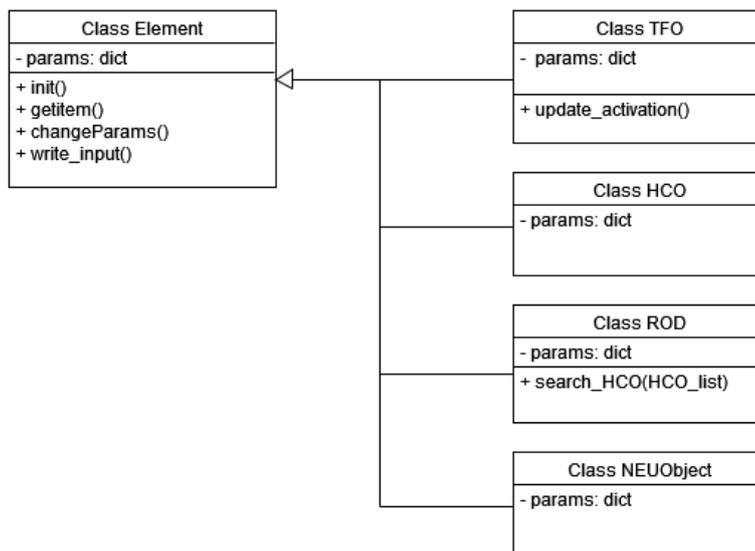
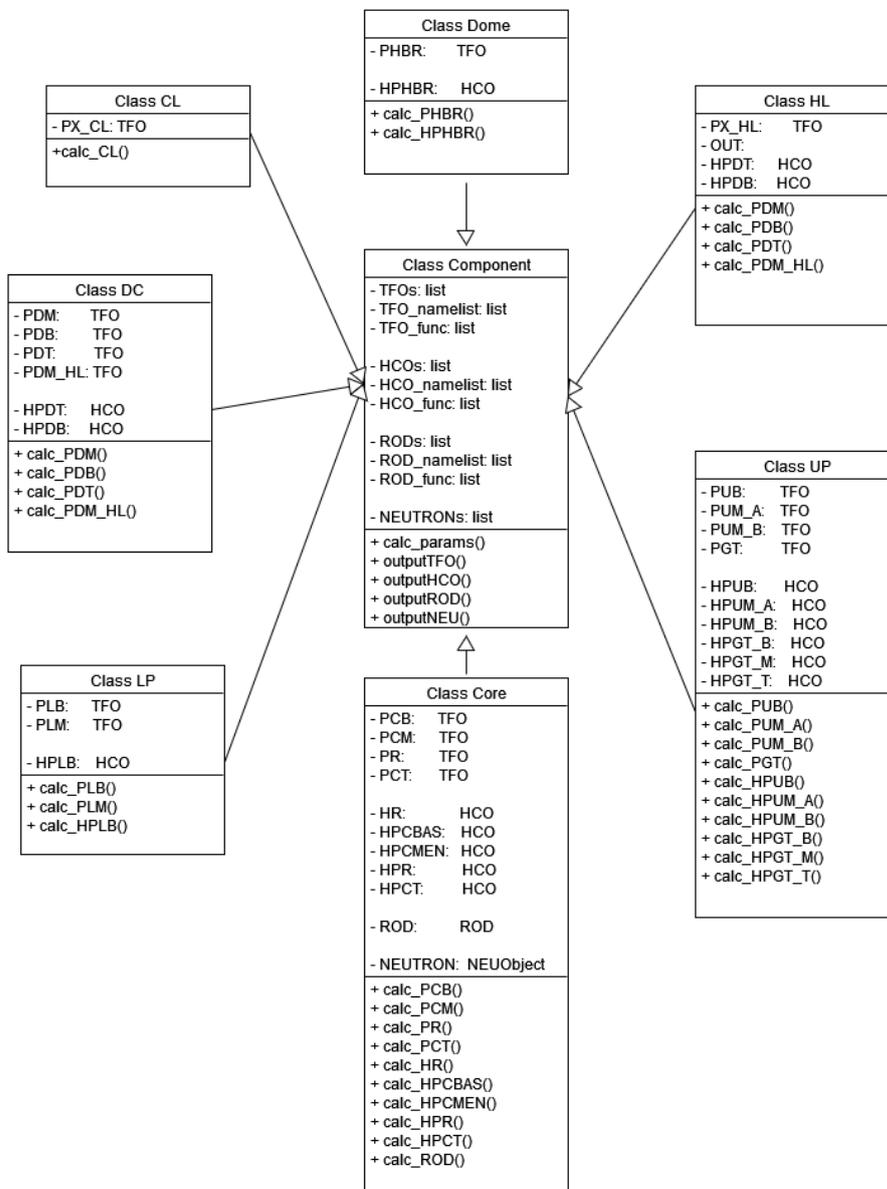


Abb. 4.75 UML-Notation für Klasse Element, TFO, HCO, ROD, NEUObject

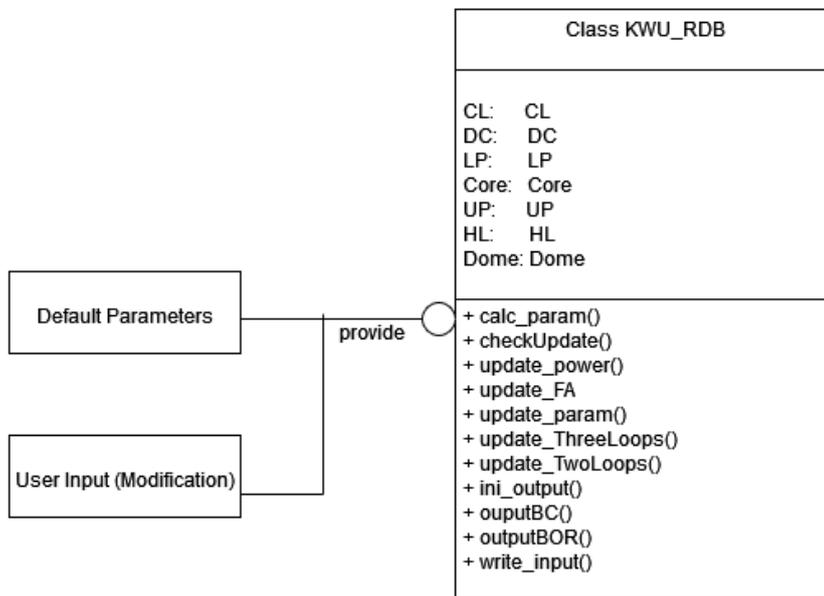
Als nächster Schritt können TFOs, HCOs, RODs und NEUObjects gruppiert werden, um einen bestimmten Bereich des RDB zu spezifizieren (z. B. der RDB-Ringraum, das untere Plenum, der Reaktorkern, usw.). Zu diesem Zweck wird die Klasse „Component“ als eine Liste von TFOs, HCOs, RODs, NEUObjects und einer Gruppe von Methoden zur Berechnung der Parameter und zum Output des ATHLET-Datensatzes definiert. In der Unterklasse von „Component“ werden die grundlegenden ATHLET-Objekte (TFO, HCO, ROD und NEUObject) spezifiziert und der Liste hinzugefügt. Für jedes ATHLET-Objekt wird eine Methode basierend auf RDB- und Anlagenparameter (geometrische und betriebliche Parameter) zur Berechnung der Attribute der Klasse definiert. Eine allgemeine Struktur der oben erwähnten Klassen wird in Abb. 4.76 dargestellt.



**Abb. 4.76** UML-Notation für die Klassen „Component“, „CL“, „DC“, „LP“, „Core“, „UP“, „HL“ und „Dome“

Im letzten Schritt des Aufbaus eines RDB-Modells wird die Klasse KWU\_RDB aus einzelnen Komponenten des RDB und speziellen Methoden zur Anwendung der heuristischen Modellierung basierend auf dem Standardparametersatz und dem Benutzereingabefeld aufgebaut (siehe dazu Abb. 4.77). Die Beschreibung der heuristischen Modellierung des RDB eines KWU-Typs befindet sich im Abschnitt 4.1.3.2.6.

Die Verwendung der Methode der Vererbung und der Komponenten ermöglicht, das Modell mit anderen Teilen (z. B. primärer Kühlkreislauf, Druckhalter, Dampferzeuger) zu erweitern oder die Berechnungsroutinen anzupassen, um andere RDB-Typen (z. B. Westinghouse) zu modellieren.



**Abb. 4.77** UML-Notation für Klasse KWU\_RDB

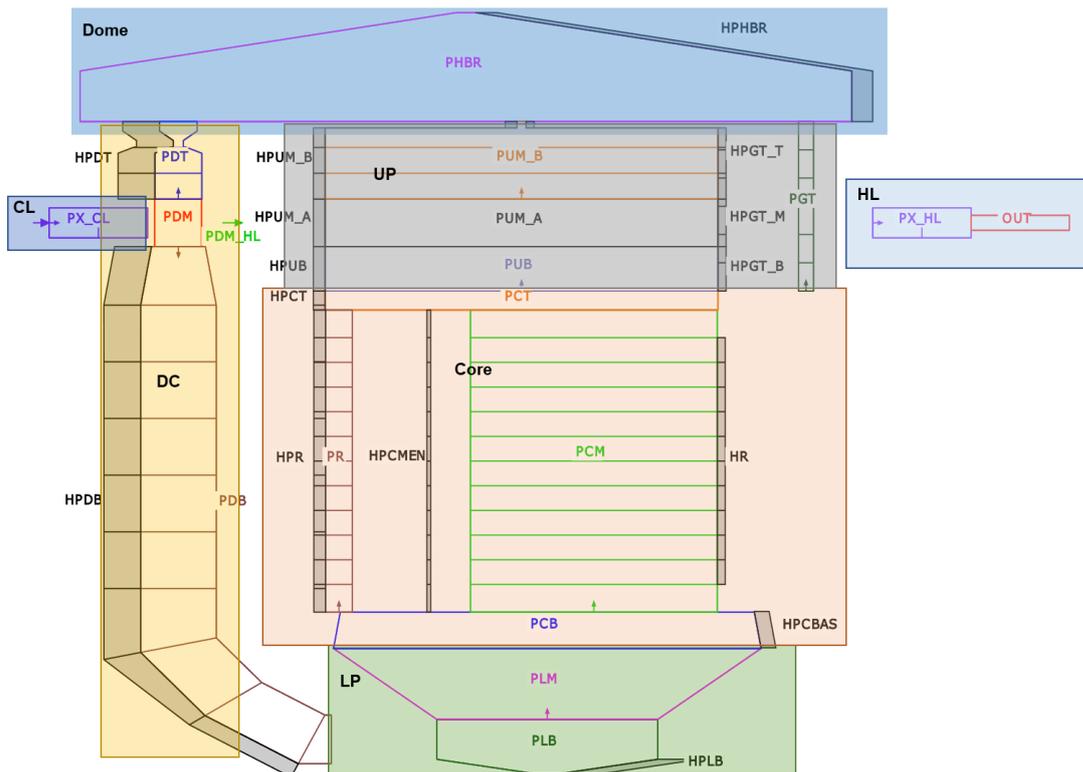
#### 4.1.3.2.3 Beschreibung des RDB-Modells (KWU\_RDB)

Wie im Abschnitt 4.1.3.2.2 erwähnt, wird das RDB-Modell in mehrere große Komponenten anhand ihrer Positionen und Funktionalitäten aufgeteilt. Jede Komponente setzt sich dann aus einem oder mehreren TFOs, HCOs, Rods, und NEUObjects zusammen. Folgende Komponenten wurden identifiziert (siehe Tab. 4.23 und Abb. 4.78):

**Tab. 4.23** Name und Beschreibung der RDB-Komponente

Name	Beschreibung
CL	Cold leg, RPV inlet (kalter Strang, RDB Eintritt)
DC	Downcomer (RDB Ringraum)

Name	Beschreibung
LP	Lower plenum (unteres Plenum)
Core	Core region, reflector bypass (Reaktorkern, Bypass)
UP	Upper plenum (oberes Plenum)
HL	Hot leg, RPV outlet (heißer Strang, RDB-Austritt)
Dome	RPV dome (RDB-Deckel)



**Abb. 4.78** Eine grafische Darstellung des RDB-Modells und seiner Komponenten

### CL (RDB-Eintritt)

Die Komponente CL besteht aus einem TFO (PX\_CL: Pipe) mit Randbedingungen (Durchsatz, Druck und Temperatur), die am Objekt-Eintritt angegeben werden.

### DC (RDB-Ringraum)

Die Komponente DC besteht aus vier TFOs und zwei HCOs, die die thermohydraulischen Objekte (PDT: Pipe, PDM: Branch, PDB: Pipe, PDM\_HL: Single-Junction-Pipe) zwischen dem Kernbehälter und RDB-Wand und die Wärmestruktur (HPDB: RDB-Wand, HPDT: RDB-Wand) zwischen der Containment-Umgebung und der DC-Komponente darstellen. Die DC-Komponente enthält auch zwei Bypass-Leitungen: PDT

verbindet die DC-Komponente mit der RDB-Deckel-Komponente; PDM\_HL verbindet die DC-Komponente mit der UP-Komponente (oberes Plenum).

### **LP (Unteres Plenum)**

Die Komponente LP besteht aus zwei TFOs (PLB: Branch, PLM: Pipe) und einem HCO (HPLB: RDB-Wand). Diese Komponente stellt das Volumen eines Teils des RDB-Bodens dar (außer der DC-Komponente) und verbindet die DC-Komponente und die Reaktorkernkomponente.

### **Core (Reaktorkern)**

Die Komponente Core besteht aus vier TFOs (PCB: Branch, PCM: Pipe, PR: Pipe, PCT: Branch), zwei HCOs (HR: Brennstab, HPCMEN: Kernmantel, HPR: Kernbypass), einem ROD (ROD: Heizstab) und einem NEUObject (NEUTRON: punktkinetisches Modell). Diese Komponente modelliert den Bereich zwischen der unteren und oberen Kernplatte einschließlich der Brennelementkühlkanäle (PCM) sowie des Kernbypasskanals (PR).

### **UP (Oberes Plenum)**

Die Komponente UP besteht aus vier TFOs (PUB: Pipe, PUM\_A: Branch, PUM\_B: Pipe, PGT: Pipe) und sechs HCOs (HPUB: Kernmantel, HPUM\_A: Kernmantel, HPGT\_B: Führungsrohr, HPGT\_M: Führungsrohr, HPGT\_T: Führungsrohr). Dieses Bauteil modelliert den Bereich zwischen der Gitterplatte und dem oberen Rost, einschließlich des Führungsrohrkanals und seiner Wärmestrukturen.

### **Dome (RPV upper head)**

Die Komponente Dome besteht aus einem TFO (PHBR: Branch) und einem HCO (HPHBR: RDB-Wand) zur Modellierung des RDB-Deckels.

### **HL (RDB-Austritt)**

Die Komponente HL besteht aus zwei TFOs (PX\_HL: Pipe, OUT: Time-Dependent-Volumen), um die Randbedingung am RDB-Austritt zu modellieren, die eine Druck-Randbedingung ist, die im Time-Dependent-Volume TFO (OUT) definiert ist.

Weitere Details zum Diskretisierungsschema des RDB-Modells sind in Tab. 4.24 zu finden.

**Tab. 4.24** Beschreibung der Struktur des KWU-RDB-Modells

Modell	Komponente	TFO		HCO		ROD	NEUTRON
Name	Name	Name	Beschreibung	Name	Beschreibung	Name	Name
KWU_RDB	CL	PX_HL	Inlet / pipe TFO				
	DC	PDT	bypass between DC to Dome / pipe TFO	HPDT	RPV wall to ENV		
		PDM	middle / branch TFO	HPDB	RPV wall to ENV		
		PDB	downcomer / pipe TFO				
		PDM_HL	DC to hot leg bypass / Single junction TFO				
	LP	PLB	RPV bottom / branch TFO	HPLB	RPV wall to ENV		
		PLM	RPV lower plenum / pipe TFO				
	Core	PCB	FA bottom / branch TFO	HPCBAS	Lower core plate	ROD	NEUTRON
		PCM	FA / pipe TFO	HR	core		
		PR	Reflector bypass/ pipe TFO	HPCMEN	from core to reflector		
				HPR	from reflector to DC		
	PCT	FA top / branch TFO	HPCT	from PCT to DC			
	UP	PUB	Upper Plenum / pipe TFO	HPUB	from PUB to DC		
		PUM_A	Upper Plenum at RPV exist / branch TFO	HPUM_A	from PUM_A to DC		
		PUM_B	Upper Plenum to Dome / pipe TFO	HPUM_B	from PUM_B to DC		
		PGT	Control element / pipe TFO	HPGT_B	from PGT to PUB		
				HPGT_M	from PGT to PUM_A		
	HPGT_T			from PGT to PUM_B			
	Dome	PHBR	RPV dome / branch TFO	HPHBR	RPV to ENV		
	HL	PX_HL	hot leg / pipe TFO				
		OUT	time dependent volume				

#### 4.1.3.2.4 Identifizierung der wesentlichen Parameter für das RDB-Modell

Im Rahmen eines bereits abgeschlossenen BMUV-Vorhabens /LEB 21/ wurde ein Datensatz mit einem vollständig parametrisierten RDB-Modell weiterentwickelt. Die wesentliche Größe für die Charakterisierung des RDB-Modells wurde als einfache geometrische Formel in CW PARAMETERS spezifiziert und die abgeleitete Größe im spezifischen TFO entsprechend implementiert. Im Zuge der Entwicklungsarbeit wurden für ein mehrkanaliges Reaktorkern-Modell (17 Kernkanäle) insgesamt 79 Parameter berücksichtigt.

Für die Entwicklung des einkanaligen RDB-Modells wurde die Erfahrung aus der o. g. Entwicklungsarbeit benutzt und der Parametersatz für die Bestimmung der RDB-Geometrie verwendet. Der Parametersatz der RDB-Geometrie wurde auf 21 Parameter vereinfacht. Die Angabe des dimensionslosen Druckverlustkoeffizienten wurde in die Liste zusätzlich zum Zweck der Prüfung während der Entwicklungsphase aufgenommen. Neben der Geometrie und dem Druckverlustkoeffizienten wurden auch einige Betriebsparameter (z. B. Reaktorleistung und Anzahl der Loops), Brennelementauslegungsparemeter (z. B. Anzahl der Brennstäbe pro Reihe und Anzahl der Führungsrohre), Angaben zum Kühlmitteldurchsatz (z. B. Gesamtdurchsatz und Bypassdurchsatz) und einige Hilfsparameter (z. B. axiale Leistungsverteilung) zum Testzweck berücksichtigt. Insgesamt wurden 72 Parameter ermittelt. Eine Beschreibung ist in Tab. 4.25 und Abb. 4.79 zu finden.

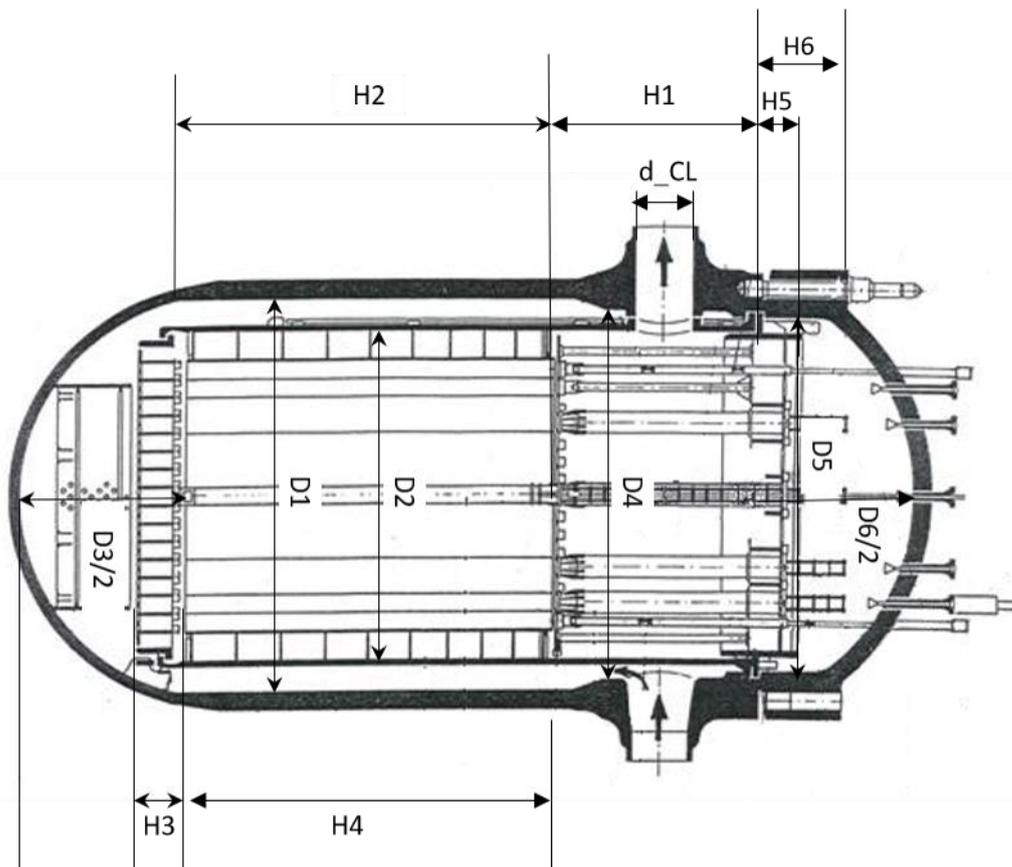
Wie bereits im Abschnitt 4.1.3.2.2 erwähnt, muss der ermittelte Parametersatz mit Default-Werten versehen werden (als Default-Parameterblock in Abb. 4.77). Der 4-Loop Reaktortyp wurde diesbezüglich gewählt.

**Tab. 4.25** Parameterliste für die Beschreibung des einkanaligen RDB-Modells

Parameter	Typ	Beschreibung
<b>Betriebliche Parameter</b>		
pocors	float	Reaktorleistung
nr_loops	float	Anzahl der Kreisläufe
cycle	str	Zyklus Information (Leistungsverteilung)
tfluid_in	float	Eintrittstemperatur
tfluid_out	float	Austrittstemperatur
press_in	float	Druck am RBD-Eintritt
press_out	float	Druck am RBD-Austritt
bor	float	Borkonzentration
TATMO	float	Atmosphäre-Temperatur

Parameter	Typ	Beschreibung	
<b>Massenstrom</b>			
gj_tot	float	Gesamter Kerndurchsatz	
r_gj_by_DCtoTop	float	Bypass-Durchsatz vom Ringraum zum RDB-Deckel (in Prozent)	
r_gj_by_DCtoHL	float	Bypass-Durchsatz vom Ringraum zum heißen Strang (in Prozent)	
r_gj_by_inCore	float	Bypass-Massenstrom durch den Kern (in Prozent)	
<b>BE Design</b>			
nr_FA	float	Total number of fuel assembly	
nr_FR_row	float	Number of fuel rod per row	
nr_GT	float	Number of guide tubes per FA	
nr_n_active	float	Number nodes in the active zone	
nr_Spacer	float	Number of spacers	
pitch_FA	float	FA pitch	
pitch_FR	float	FR pitch	
radius_FP	float	Radius of the fuel pellet	
gap_gas	float	Gas gap width	
width_Cl	float	Thickness of the cladding	
len_active	float	Active length of the FA	
radius_CR	float	Outer radius of the guide tube	
nr_CB	float	Number of the control elements	
<b>Geometrische Parameter des RDB</b>			
len_CL	float	Length of the inlet pipe	
z0_CL	float	Position of the inlet pipe center in z-axis	
d_CL	float	Diameter of the inlet pipe	
D1_RPV	float	Siehe Abb. 4.79	
D2_RPV	float		
D3_RPV	float		
D4_RPV	float		
D5_RPV	float		
D6_RPV	float		
H1_RPV	float		
H2_RPV	float		
H3_RPV	float		
H4_RPV	float		
H5_RPV	float		
H6_RPV	float		
t1_RPV	float		thickness of the core barrel
t2_RPV	float		thickness of RPV wall (cylinder part)
t3_RPV	float	thickness of lower core plate	
t4_PRV	float	thickness of core baffle	
t5_RPV	float	thickness of RPV wall (RPV lower head part)	
I1_RPV	float	perimeter of lower core plate per FA	

Parameter	Typ	Beschreibung
<b>Druckverlustbeiwerte-Parameter</b>		
Z_b_Cl	list	Pressure loss factor at the beginning of the RPV inlet pipe
Z_e_Cl	list	Pressure loss factor at the end of the RPV inlet pipe
Z_b_PDB	list	Pressure loss factor at the beginning of Downcomer
Z_e_PDB	list	Pressure loss factor at the end of Downcomer
Z_b_PLM	list	Pressure loss factor at the beginning of lower plenum pipe
Z_e_PLM	list	Pressure loss factor at the end of plenum pipe
Z_b_PCM	list	Pressure loss factor at the beginning of FA
Z_SPAC_PCM	list	Pressure loss factor of each spacer
Z_e_PCM	list	Pressure loss factor at the end of FA
Z_b_PR	list	Pressure loss factor at the beginning of core bypass
Z_e_PR	list	Pressure loss factor at the end of the core bypass
Z_b_PUB	list	Pressure loss factor at the beginning of upper plenum pipe
Z_e_PUB	list	Pressure loss factor at the end of upper plenum pipe
Z_b_PUM_B	list	Pressure loss factor at the beginning of the pipe between dome and upper plenum
Z_e_PUM_B	list	Pressure loss factor at the end of the pipe between dome and upper plenum
Z_b_PGT	list	Pressure loss factor at the beginning of the control element pipe
Z_e_PGT	list	Pressure loss factor at the end of the control element pipe
Z_b_PDT	list	Pressure loss factor at the beginning of the bypass between downcomer and RPV dome
Z_e_PDT	list	Pressure loss factor at the end of the bypass between downcomer and RPV dome
Z_b_PDM_HL	list	Pressure loss factor at the beginning of the bypass between downcomer and hot leg
Z_e_PDM_HL	list	Pressure loss factor at the end of the bypass between downcomer and hot leg
<b>Hilfsparameter</b>		
power_pre	dict	Axial power distribution in the active zone, keywords: BOC, EOC
RESA	dict	Reactor trip signal and shut down time & reactivity worth



**Abb. 4.79** Wesentliche geometrische Parameter für das einkanalige RDB-Modell

#### 4.1.3.2.5 Datensammlung für den KWU-RDB Design

Für die Sammlung der relevanten Daten für die automatische Erstellung des einkanaligen RDB-Modells wurden Informationen aus der GRS-Datenbank „TECDO“ von folgenden Kraftwerken herangezogen: GKN II, KKP 2, KKE, KBR, GKN I. Weitere Informationen über die Datenquelle wurden in Tab. 4.26 zusammengefasst.

**Tab. 4.26** Informationsquelle für die Auswahl der Parameter

Kat. 1	Kat. 2	Ref. Typ	Beschreibung
Reaktortyp	4-Loop	Verfügbarer Datensatz	KKP 2
			GKN II
		Dokument	SI Sicherheitsbericht GKN II (TECDO)
			KBR "Gesamtzeichnung", 140619F (TECDO)
			KBR "Zusammenstellung – Kerneinbauten 1.300MWe", 57.32.15448/1 (TECDO)
	3-Loop	Dokument	GKN II, Systembeschreibung, „JA, JE Reaktor- und Reaktorkühlsystem“, Gen.-Dok.-Nr. A2/B/2.07.01/0006-M (TECDO)
			GKN I, „Sicherheitsbericht Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) mit Druckwasserreaktor 2.497 MW, Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH, Esslingen Juni 1975, Revision des Berichtes vom Mai 1971“, Bild 2.2/1, Bild 2.2/2 (TECDO)
			GKN I „RDB-Unterteil mit festen Einbauten“, 0 RE 22-4389 (TECDO)
	2-Loop	Schulungsunterlagen	GKN I Systembeschreibung „YA/YB/YC/YD/YP Reaktorkühl- und Druckhaltersystem - Ungültig“ (TECDO)
Generische Daten aus KWU-Schulungsunterlagen			
BE-Typ	15x15	Dokument	GKN I, „Sicherheitsbericht Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) mit Druckwasserreaktor 2497 MW, Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH, Esslingen Juni 1975, Revision des Berichtes vom Mai 1971
	16x16	Dokument	KKE SI (TECDO)
	18x18	Dokument	KKE SI (TECDO) GKN II DZ „Maßblatt Brennelement“ A1C-803192-1 1 (TECDO)

Abgesehen von den Unterschieden in der Größe des Reaktordruckbehälters zwischen den verschiedenen KWU-Designs variiert auch das Brennelementdesign. Bei einem 4-Loop-Design kann ein 16x16- oder 18x18-BE im Reaktorkern eingesetzt werden, während bei einem 3-Loop- oder 2-Loop-Design ein 15x15-BE eingesetzt wird. Auch die axiale Länge der aktiven Zone sowie die Gesamtzahl der Brennelemente können zwischen den verschiedenen Designs variieren. Für das 4-Loop-Design sind die Länge der aktiven Zone und die Gesamtzahl der BE unter allen Designs am größten, während das 2-Loop-Design die niedrigsten Werte aufweist. Bei den Brennstäben sind der Radius des Brennstoffpellets und die Hüllrohrwanddicke bei den 15x15- und 16x16-Brennelementdesigns

gleich, während der Durchmesser eines Brennstabs beim 18x18-Brennelementdesign kleiner ist.

#### **4.1.3.2.6 Umsetzung der heuristischen Methode der Modellierung**

Die derzeit in Betrieb befindlichen KKW des KWU-Typs gehören zu den Hauptkategorien der 4-Loop-, 3-Loop- und 2-Loop-Designs. Die Hauptkühlmittelpumpen haben in diesen Designs ähnliche Eigenschaften (z. B. Betriebsdruck, Volumen pro Sekunde), und die Wärmedichte bzw. die gemittelte Stablängenleistung muss mit einem großen Abstand zum DNB (Departure from Nucleate Boiling) aufrechterhalten werden, was insgesamt zu einer ähnlichen Aufwärmspanne (ca. 25-35K) führt.

Basierend auf diesen Überlegungen kann der Design-Typ (4-Loop-, 3-Loop- oder 2-Loop-Design) im Prinzip aus der thermischen Leistung des Reaktors oder der elektrischen Leistung abgeleitet werden. Der RDB-Datensatzgenerator ist auch in der Lage, verschiedene Brennelementgeometrie (bei Default 16x16) basierend auf der Benutzereingabe (15x15 oder 16x16 oder 18x18) zu generieren. Der Benutzer kann auch andere Modifikationen eingeben:

- die Anzahl der aktiven Zonen, die die axiale Diskretisierung sowohl des BE-TFO als auch des HCO beeinflusst;
- die Anzahl der Abstandshalter im Brennelement, die den Druckverlust im BE-TFO beeinflusst.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass das einkanalige RDB-Modell auf Basis von vier Benutzereingabeparametern (aufgelistet in Tab. 4.27) hergestellt werden kann.

Der Druckverlust im erstellten RDB-Modell kann sich aufgrund unterschiedlicher RDB- und Brennelementkonfigurationen ändern. Um dieses Problem des RDB-Datensatzgenerators zu beseitigen, wurde eine Python-Routine weiterentwickelt, welche eine automatische Anpassung der Druckverlustkoeffizienten erlaubt, mit dem Ziel, den Gesamtdruckverlust im anlagenmodell-spezifischen Bereich zu halten.

**Tab. 4.27** Liste der Benutzereingabeparameter

Parameter Name	Beschreibung	Werte (default)	Resultate
RDB_dict.Ge_Spec["Thermal power [MW]"]	Thermische Leistung des Reaktors	3300-4500	4-Loop
		1950-3300	3-Loop
		<1950	2-Loop
RDB_dict.Ge_Spec["Nr_FR_per_row "]	Anzahl der Brennstäbe pro Reihe	15	15x15
		16 (default)	16x16
		18	18x18
RDB_dict.Ge_Spec["Nr_active_Zone "]	Anzahl der aktiven Zonen in axialer Richtung	10 (default)	
RDB_dict.Ge_Spec["Nr_Spacer"]	Anzahl des Abstandhalters	9 (default)	

#### 4.1.3.2.7 Beschreibung der Ausführungsroutine des Python-Skripts

Dieser Abschnitt beschreibt die Ausführungsroutine des RDB-Datensatzgenerators durch den Aufruf aus der Kommandozeile. Dieses Beispielskript enthält vier Funktionsabschnitte:

- Python Paket Import,
- Variablendeklaration,
- Objektdeklaration, Parametermodifikation, Datensatzgenerierung und
- Initialisierung der Testberechnung.

Abb. 4.80 zeigt den ersten Teil des Python-Skripts. In diesem Teil werden dem Systempaket "os", die Pakete "KWU" (enthält KWU-RDB Klasse), „parameters“ (Parameterklasse mit Default-Werte, siehe Abschnitt 4.1.3.2.4) und "RDB\_dict" (Datenschnittstelle für die Interaktion mit Parametern, siehe Abschnitt 4.1.3.2.5) importiert. Außerdem wird der Speicherort der ATHLET-Rechenergebnisse für späteren Testzwecke angegeben.

```

8 import os
9 #import output
10 from lib.KWU import *
11 from lib.parameters import *
12 from lib.RDB_dict import *
13
14 ATHLET = "C:\\GRS-programs\\AC2-2019.1\\bin\\athlet.ompRelease.ifort\\athlet_32.ompRelease.ifort.exe"

```

**Abb. 4.80** Ausführungsroutine Teil 1

Im zweiten Teil werden der Case-Name und der relative Pfad definiert (siehe Abb. 4.81). In diesem Beispielskript wird ein Ordner namens „3LOOP“ als Unterordner im aktuellen Verzeichnis „parent\_dir“ angelegt, in dem die Dateien des RDB-Datensatzes erstellt werden. Für die Testberechnung wird auch die Problem-ID zusammen mit der Run-ID definiert („test.01“).

```
17 if __name__ == '__main__':
18     # Create a new folder
19     # Folder name:
20     directory = "3Loop"
21     # Parent Directory pathv
22     parent_dir = os.path.dirname(os.path.realpath(__file__))
23     # Pid Rid
24     prid      = "test.01"
25     # Path
26     path = os.path.join(parent_dir, directory)
27     try:
28         os.makedirs(path, exist_ok = True)
29         print("Directory '%s' created successfully" % directory)
30     except OSError as error:
31         print("Directory '%s' can not be created" % directory)
32     #-----
```

**Abb. 4.81** Ausführungsroutine Teil 2

Der dritte Teil des Ausführungsskripts konzentriert sich auf die Objektdeklaration und die Erstellung des RDB-Datensatzes (siehe Abb. 4.82). Als erster Schritt wird ein KWU (Klasse) Objekt, nämlich „KWUo“, instanziiert. Zeilen 41-43 stellen den Teil dar, in dem der Benutzer Anpassungen von thermischer Leistung, BE-Konfiguration und Anzahl der Abstandhalter vornimmt. Dann wird ein Para (Klasse) Objekt („parameters“) instanziiert. Mit der Durchführung der Funktion „update\_param“ (Methode der KWU-Klasse) wird der Default-Parametersatz nach der Benutzer-Anpassung angepasst. Schließlich wird das Attribut in jeder Komponente (oder jedem ATHLET-Objekt) mit der Methode „calc\_param“ berechnet und der Datensatz mit der Methode „write\_input“ unter dem benutzerdefinierten Ordner „3Loop“ erstellt.

```

35     KWUo=KWU()
36
37
38     # area where data should be changed in forms of parameter.XX = XXX
39
40
41     RDB_dict.Ge_Spec.update({"Thermal power [MW]" : 2500.0})
42     RDB_dict.FA_Spec.update({"Nr_FR_per_row":15})
43     RDB_dict.FA_Spec.update({"Nr_spacer":7})
44
45     parameters = Para()
46
47     parameters = KWUo.update_param(parameters)[0]
48
49     # Calculation of each parameter
50     KWUo.calc_param(parameters)
51     # Write output
52     KWUo.write_input(path,directory, parameters)

```

**Abb. 4.82** Ausführungsroutine Teil 3

Abb. 4.83 zeigt den vierten Teil des Ausführungsskripts, der die ATHLET-Testberechnung unter Verwendung des generierten Datensatzes bis 1000 s initialisiert.

```

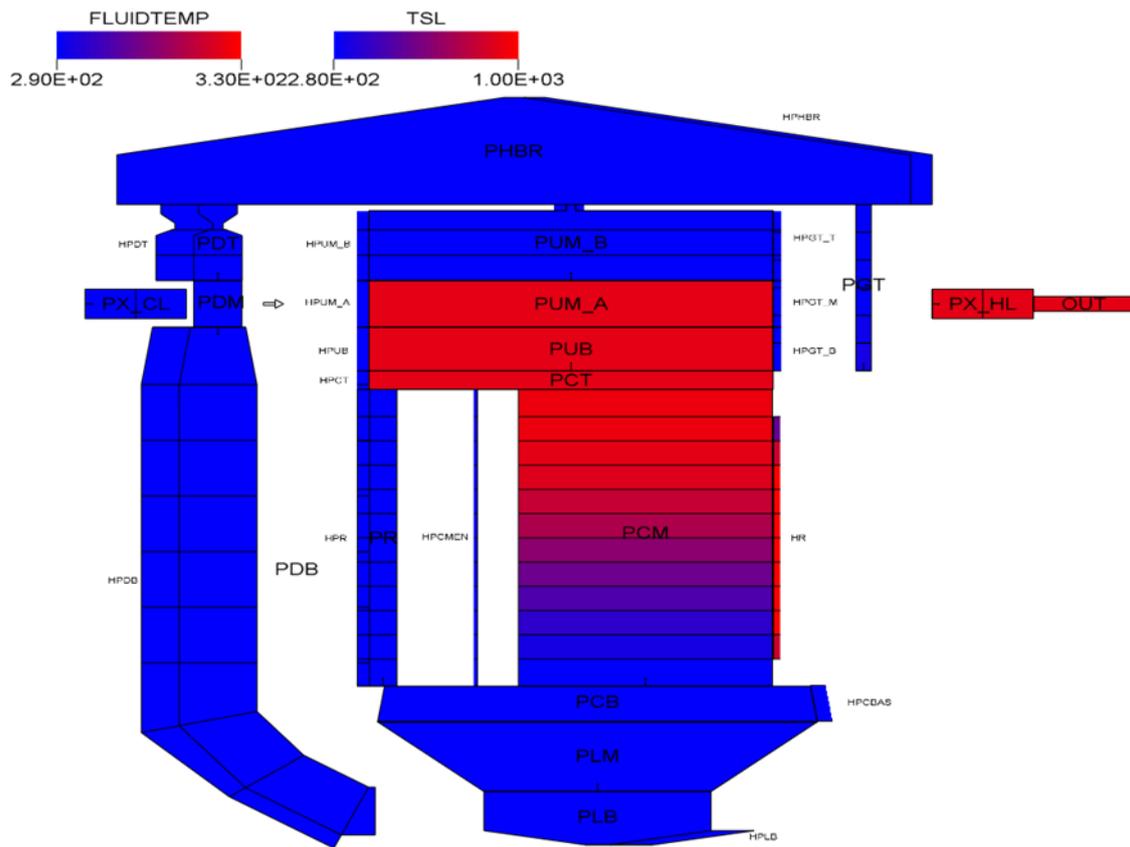
53     os.chdir(path)
54     os.system(ATHLET+ " "+directory+ ".inp "+prid+ " -tend"+ " "+"1000.0")
55     #

```

**Abb. 4.83** Ausführungsroutine Teil 4

#### 4.1.3.2.8 Testrechnungen und Ergebnisse

Um den automatischen RDB-Datensatzgenerator zu verifizieren, wurden Testberechnungen mit verschiedenen RDB-Designs durchgeführt. Abb. 4.84 zeigt die Temperaturverteilung einer Testberechnung und Tab. 4.28 zeigt weitere Ergebnisse der drei repräsentativsten Testberechnungen (4-loop mit 4000 MWth, 3-loop mit 3000 MWth, 2-loop mit 1500 MWth). Die Ergebnisse der Simulationen stimmen gut mit den Anlagedaten aus den Unterlagen überein.



**Abb. 4.84** Temperaturverteilung einer Testberechnung

**Tab. 4.28** Wesentliche Anlageparameter aus der Testberechnungen

Parameter	2-Loop	3-Loop	4-Loop
Thermische Leistung [MW]	1500.0	2500.0	4000.0
BE-Konfiguration	15x15	15x15	16x16
Anzahl des Abstandhalters	7	7	9
Anzahl der aktiven Zonen	10	10	10
Eintrittstemperatur des Kühlmittels [°C]	290.0	290.0	290.0
Austrittstemperatur des Kühlmittels[°C]	317.0	319.76	325.17
Aufwärmspanne [°C]	27.0	29.76	35.17
Gesamter Kühlmitteldurchsatz [kg/s]	10000	15000	20000
Druck am RDB-Eintritt [bar]	158.0	158.3	160.3
Druck am RDB-Austritt [bar]	155.07	155.1	157.01
Druckverlust von RDB [bar]	2.93	3.2	3.29
Max. Brennstofftemperatur [°C]	852.35	859.31	844.01

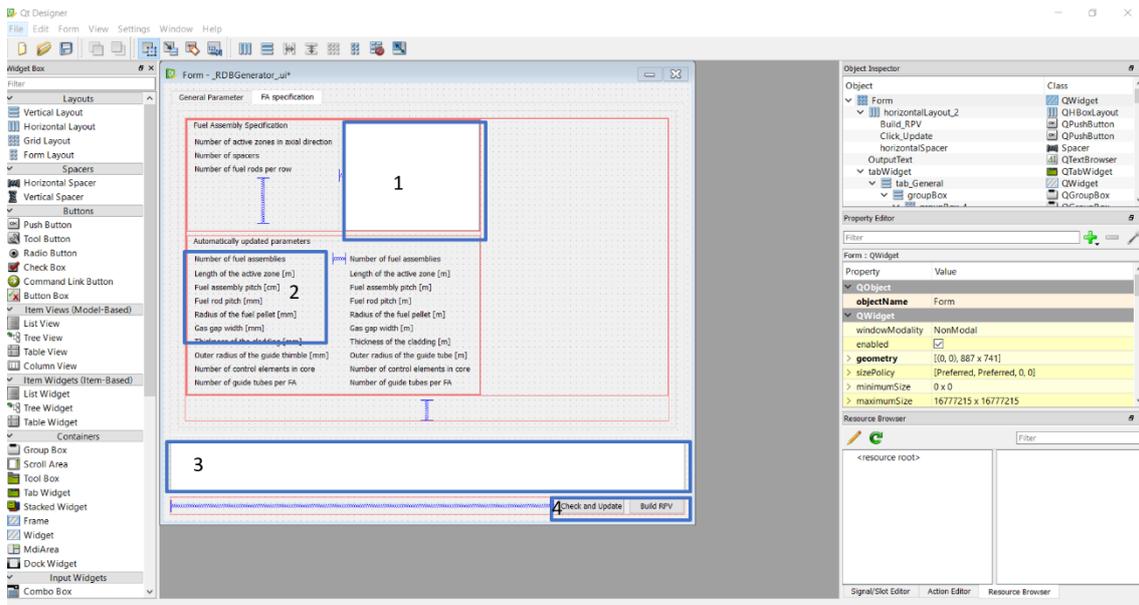
#### 4.1.3.2.9 Eine grafische Benutzeroberfläche (GUI) des RDB-Datensatzgenerators "RDBGenerator"

Für den Fall, dass der Benutzer mit der Skripterstellung nicht vertraut ist, wurde eine grafische Benutzeroberfläche zum besseren Verständnis des gesamten Prozesses entwickelt. Das Tool ATLASneo, welcher von der GRS auf der Basis von Python entwickelt wird /SCH 22/, bietet sich als geeignete Plattform zur Anpassung und Visualisierung der Daten und des Prozesses an.

Der erste Schritt ist die Erstellung eine sog. User Interface (UI)-Maske. Qt Designer ist das Qt-Werkzeug zum Gestalten und Erstellen von Benutzeroberflächen mit Qt-Widgets nach dem Prinzip „What-you-see-is-what-you-get“. Widgets und Formen, die mit Qt Designer erstellt werden, lassen sich nahtlos in den programmierten Code integrieren, wobei der Signal- und Slot-Mechanismus von Qt zum Einsatz kommt, so dass der Benutzer grafischen Elementen auf einfacher Weise zuweisen können. Alle in Qt Designer festgelegten Eigenschaften können dynamisch im Code geändert werden. Darüber hinaus ermöglichen Funktionen wie Widget-Promotion und benutzerdefinierte Plugins dem Benutzer, seine eigenen Komponenten mit Qt Designer zu verwenden.

In Abb. 4.85 ist ein Beispiel für die Qt-Designer UI dargestellt. Auf dieser Seite können verschiedene Elemente (Widgets) eingefügt werden:

- Block 1 ist in „TreeView“-Widget (geerbt vom QTreeView-Widget), das mit dem „FA\_Spec“ Parameter verbunden ist;
- Block 2 enthält mehrere QLabel-Widgets, die mit einigen Parametern im Para-Objekt verbunden sind;
- Block 3 ist ein QTextBrowser-Widget, das für einige Textausgaben verwendet wird;
- Block 4 enthält zwei Button-Widgets, die mit einigen Routinen verbunden sind, um die Funktionen „Check and Update“ und „Build RPV“ zu starten.



**Abb. 4.85** Qt-Designer UI

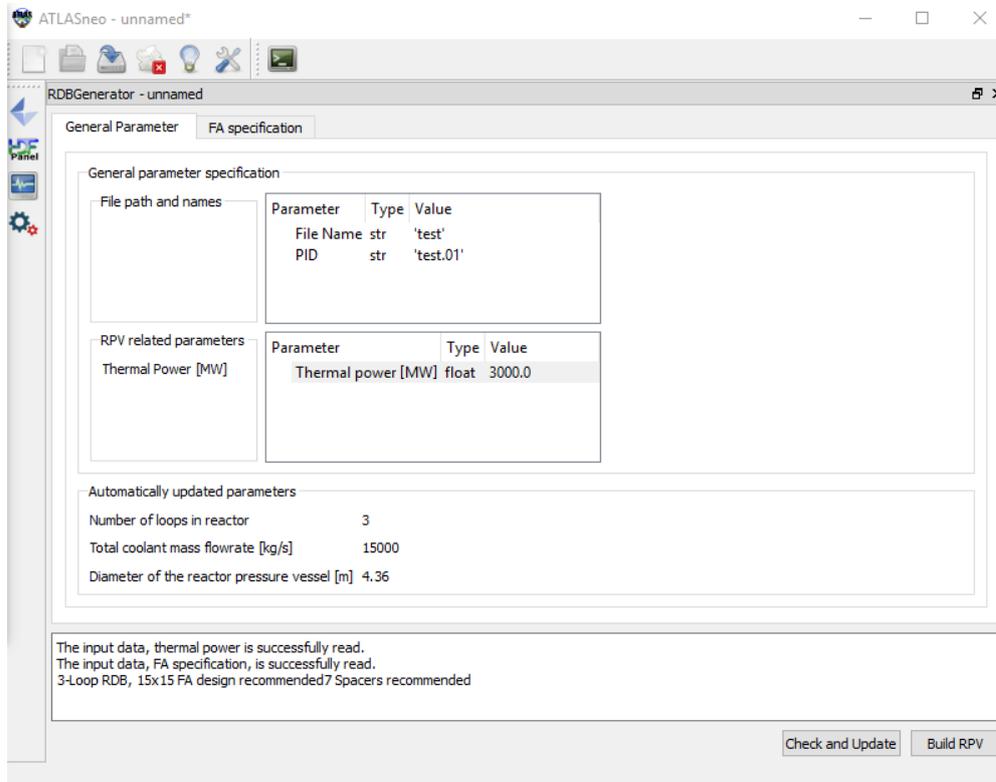
Mit Qt Designer kann man auch eine Anordnung der Elemente festlegen, so dass die Benutzeroberfläche auch dann gut strukturiert bleibt, wenn der Benutzer die Fenstergröße ändert. Derzeit ist die Benutzeroberfläche für den RDB-Generator mit Registerkarten gestaltet. Auf jeder Registerkarte werden verschiedene Elemente eingefügt, und man kann zwischen zwei Registerkarten umschalten.

Nach dem Speichern der UI-Datei mit dem Suffix “\_ui” in dem Ordner “ATLASNEO\app\gadgets\your application” muss diese in eine Python lesbare UI-Datei (“UI\_file\_name\_UI.py”) konvertiert werden, was durch “make\_ui.bat” im Ordner “ATLASNEO\external\nutshell-tools” initiiert wird.

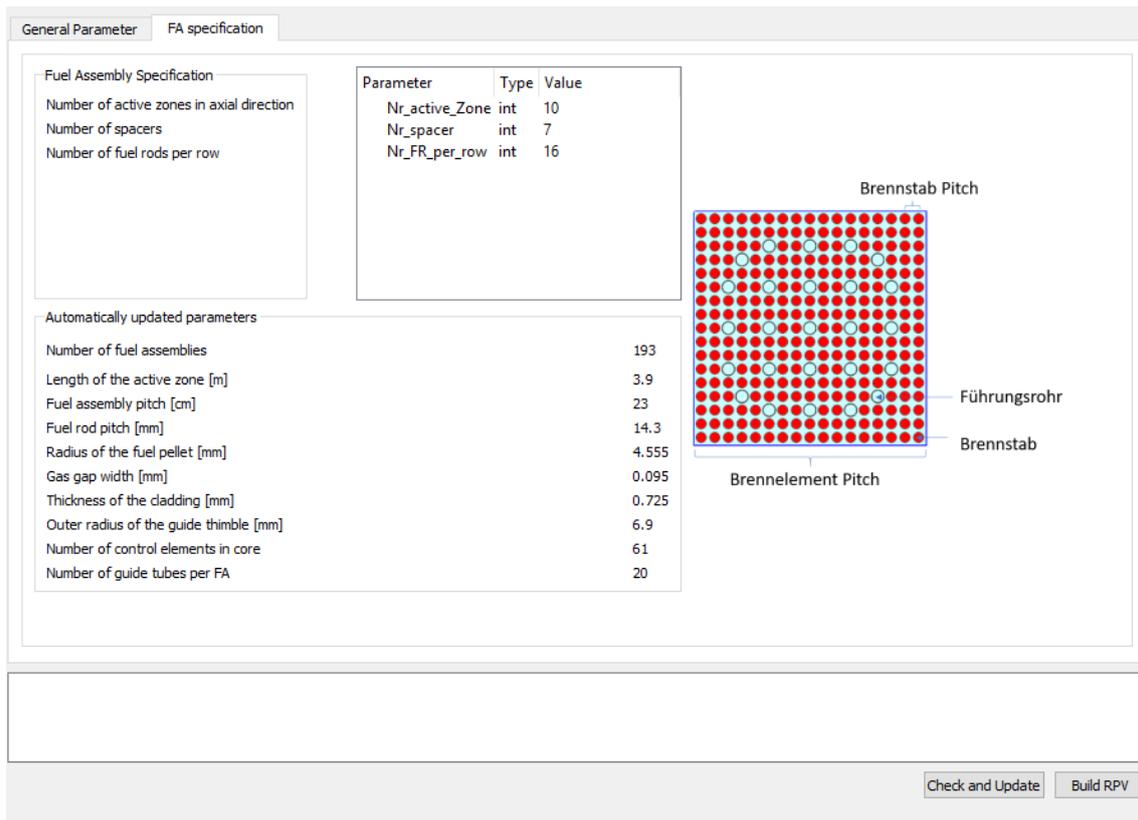
Dann wird die Verbindung zwischen den UI-Widgets und den Parametern in einer separaten Datei namens „\_RDBGenerator.py“ definiert. Der im Abschnitt 4.1.3.2.7 beschriebene Ausführungsprozess bzw. die Objektdeklaration werden in dieser Datei als Button-Funktionen definiert und ausgelöst.

Allerdings kann weder die Benutzeroberfläche noch das Skript von ATLASneo geladen werden. Es muss eine Datei namens “\_\_ini\_\_.py” im Hauptverzeichnis des Pakets angegeben werden. Diese Datei enthält den Initialisierungsbefehl des Pakets, der von ATLASneo erkannt werden kann. Abb. 4.86 und Abb. 4.87 zeigen die GUI-Seiten nach dem Laden in ATLASneo. Zwei Tasten am unteren Rand haben die folgenden Bedeutungen:

- Check and Update: Benutzereingaben (thermische Leistung, BE-Konfiguration, usw.) sammeln und die entsprechenden Parameter aktualisieren. Abhängig von der Benutzereingabe wird ein Ausgabertext im Ausgabe-Widget angezeigt (z. B. bestimmt das Skript automatisch das RDB-Design als 3-Loop Design, weil der Benutzer eine thermische Leistung von 3000 MW angibt, und die empfohlene BE-Konfiguration wird ebenfalls angezeigt). Die Label-Widgets, die mit dem Para-Objekt verbunden sind, um dessen Attribute anzuzeigen (z. B. Anzahl der Loops), werden ebenfalls aktualisiert. Diese Funktion entspricht den Zeilen 17-47 in Abb. 4.81 und Abb. 4.82.
- Build RPV: den RDB-Datensatz erstellen und eine Testberechnung starten. Diese Funktion entspricht den Zeilen 48-54 in Abb. 4.81 und Abb. 4.82.



**Abb. 4.86** GUI des RDB-Datensatzgenerators, Registerkarte "General Parameter"



**Abb. 4.87** GUI des RDB-Datensatzgenerators, Registerkarte “FA specification“

#### 4.1.4      **Wartung der Datenbasis für anlagenspezifische Analysesimulatoren (AP 1.4)**

##### 4.1.4.1      **Konvertierung und Restrukturierung der Versionsverwaltung für Analysesimulatoren für die DSA**

Die Migration der Datensätze von Analysesimulatoren von SVN auf GitLab wurde im Berichtszeitraum abgeschlossen. Die Datensätze wurden in der Vergangenheit in einem gemeinsamen Repository gepflegt. Getrennte Repositories für jeden zu pflegenden Datensatz sind jetzt vorhanden. Dies erhöht zum einen die Flexibilität und Handhabung der einzelnen Datensatzverwaltungen und ist zum anderen besser auf die Infrastruktur des neuen Git-Verwaltungssystems zugeschnitten. Für die Migration wurden folgende Arbeitsschritte durchgeführt:

1. Extraktion von Informationen zu Historie und Autoren im bisher verwendeten Verwaltungssystem SVN.

2. Übersetzung der SVN-Repository-Struktur in das Git-System mit Hilfe von durch Git zur Verfügung gestellten Werkzeugen und den erzeugten Autor- und Historienreferenzen aus Schritt 1.
3. Bereinigung der Historie im erstellten Git-Klon zur Reduzierung des Speicherbedarfs und zur Verbesserung der Übersichtlichkeit und Handhabung der Repositories.
4. Abtrennen der jeweiligen Datensatz-Repositories aus dem übergeordneten Gesamtverzeichnis. Dabei sind die zugehörigen historischen Entwicklungsverläufe zu separieren und zu übertragen.
5. Auslagerung von in den SVN-Repositories zusätzlich hinterlegten Informationen und Daten (Berichte, weiterführende Dokumente, etc.) und deren Verlinkung in den neuen bereinigten Git-Repositories.
6. Übertragung der neu erstellten und bereinigten Git-Repositories auf die Speicherinfrastruktur der GRS (GRS interner GitLab-Server).
7. Erstellung der Zugriffsrechteverwaltung.

Für die Datensätze der folgenden Reaktoren wurden die o. g. Schritte umgesetzt:

- Kernkraftwerk Philippsburg 2 – KKP 2 (DWR)
- Kernkraftwerk Neckarwestheim II – GKN II (DWR)
- Kernkraftwerk Brokdorf – KBR (DWR)
- Kernkraftwerk Gundremmingen – KRB II (SWR)
- Forschungsreaktor München II – FRM II (Pool-Typ)

Eine wesentliche Funktionalität im Versionsmanagementsystem GitLab besteht darin, den Anwendern ein Continuos Integration Modul (auf Deutsch: kontinuierliche Integration) für die Prüfung der Entwicklungsarbeit anzubieten. Mit Hilfe der aus der Softwareentwicklung abgeleiteten Methode der kontinuierlichen Integration kann ein Eingabedatensatz eines ausgewählten anlagenspezifischen Analysesimulators automatisch und regelmäßig geprüft werden. Die durchzuführenden automatischen Schritte werden in einer Datei namens „gitlab-ci.yml“ beschrieben, welche dann auf der höchsten Ebene jedes simulatorspezifischen Repositories angelegt wird. Die Arbeitsschritte im o. g. File

werden als Jobs bezeichnet. Für die Analysesimulatoren wird die Arbeit für die automatische Datensatzprüfung in einem Job zusammengefasst. Die wesentlichen Schritte im Job sind:

1. Definition des Betriebssystems bzw. der verfügbaren Rechenkapazität
2. Auschecken einer ausgewählten Version von ATHLET mit den dazu notwendigen Plugins
3. Erzeugung eines temporären Verzeichnisses, um die Simulationsergebnisse zu speichern
4. Definition der ATHLET-spezifischen Befehlszeile für den Start der Simulation

Folgende Datensätze wurden für die automatische Prüfung vorbereitet:

- KRB II-Analysesimulator
  - Datensatz mit Punktkinetik-Modell
  - Datensatz mit thermohydraulischem Turbinen- und Kondensatormodell
  - Datensatz mit unsicheren Parametern für die Anwendung mit dem Tool SUSANA
- KBR-Analysesimulator
  - Datensatz mit Punktkinetik-Modell
  - Datensatz mit Zink-Borat-Modell
  - Datensatz mit kinetischem 3D-Kernmodell (gekoppelte Version ATHLET-QUABOX-CUBBOX)
- GKN II-Analysesimulator
  - Datensatz mit Punktkinetik-Modell
  - Datensatz mit verfeinerter Darstellung der heißen Stränge einschließlich Dampferzeuger-Ein- und Austrittsplena
  - Datensatz mit unsicheren Parametern für die Anwendung mit dem Tool SUSANA
- KKP 2-Analysesimulator
  - Datensatz mit Punktkinetik-Modell

- Datensatz mit unsicheren Parametern für die Anwendung mit dem Tool SUSANA
- Datensatz für den Mitte-Loop Betrieb
- FRM II-Analysesimulator
  - Datensatz mit Punktkinetik-Modell für HEU und MEU

Der AC<sup>2</sup>-Datensatz der Anlage GKN II war bisher monolithisch aufgebaut, d. h. alle relevanten Teile des ATHLET-CD-Eingabedatensatz waren in einem einzigen File im ASCII-Format zusammengefasst. Der Datensatz wurde im Zuge der Migration in einzelne Module unterteilt, die es verschiedenen Bearbeitern ermöglicht, Module in einer eigenen ablauffähigen Codeversion zu entwickeln. Die einzelnen Teile des Inputs wurden in den Repository-Unterverzeichnissen „thermostruct\_ac2“ und „gcsn\_ac2“ kopiert. Eine sogenannte Include-Maske hat stets die Namensweiterung „.IIX“. Das Anklicken von ‚Name.IIX‘ führt zur Erzeugung der ATHLET-Inputdatei „Name.INP“. Der Input wurde im Repository-Unterverzeichnis „input\_ac2“ hochgeladen. Dort ist auch der COCOSYS-Input kopiert, welcher derzeit die monolithische Struktur beibehält.

Alle Module wurden ins GitLab Versionsverwaltungssystem hochgeladen.

#### **4.1.4.2 Erstellung einer Versionsverwaltung für Datensätze zur Unfallanalyse**

Die bisher monolithisch aufgebauten MELCOR-Eingabedatensätze für die Anlagen GKN II und KRB II wurden für eine Migration ins GitLab vorbereitet. Diese Vorbereitung, die darauf abzielt, mehrere Anwender an diesem Datensatz simultan arbeiten zu lassen, impliziert eine recht feingliedrige Aufteilung des Eingabedatensatzes. Diese Aufteilung findet einerseits anhand der verschiedenen MELCOR-Pakete statt (COR, CAV, CF, TF etc.), und andererseits nach Systemen wie KBA, JDH, JND, JNG und nach Bereichen wie Sicherheitsbehälter, Reaktorgebäude oder Reaktorkühlkreislauf. Die Systeme bestehen in weitgehend parametrischen Modellen, die im Kontrollfunktionspaket (CF) in MELCOR vorliegen, so dass sich eine Aufteilung innerhalb des abgespaltenen Paketes CF vollzieht. Diese Arbeiten werden in einem nächsten Schritt finalisiert, da beispielsweise die Kontrollfunktionen (CF) noch mit den Tabellenfunktionen (TF) in jeweils einer Datei für ein System vorlagen. Ferner wird der aufgespaltene Eingabedatensatz ins GitLab übertragen.

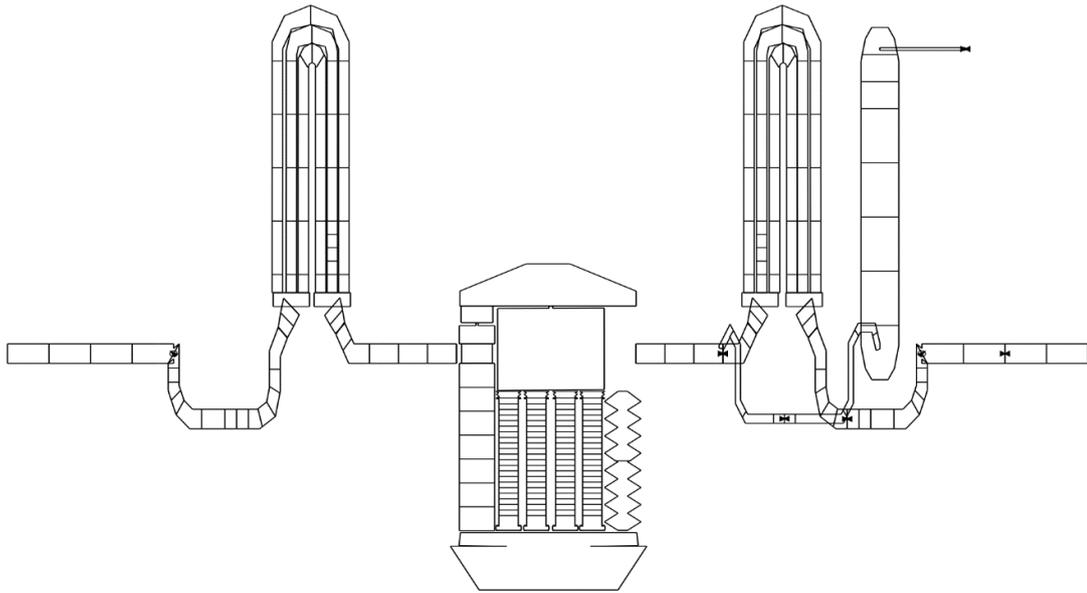
## **4.2 Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC<sup>2</sup> in Kombination unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2)**

### **4.2.1 Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1)**

Die Optimierung des AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatzes kann in zwei Hauptrichtungen erfolgen: Verbesserung des Modells selbst, um physikalische Phänomene zu berücksichtigen, die das vorherige oder alte Anlagenmodell nicht simulieren konnte, und numerische Optimierung, die zu einem besseren Verhalten der numerischen Lösung führen kann, was wiederum zu schnelleren Rechenzeiten führt.

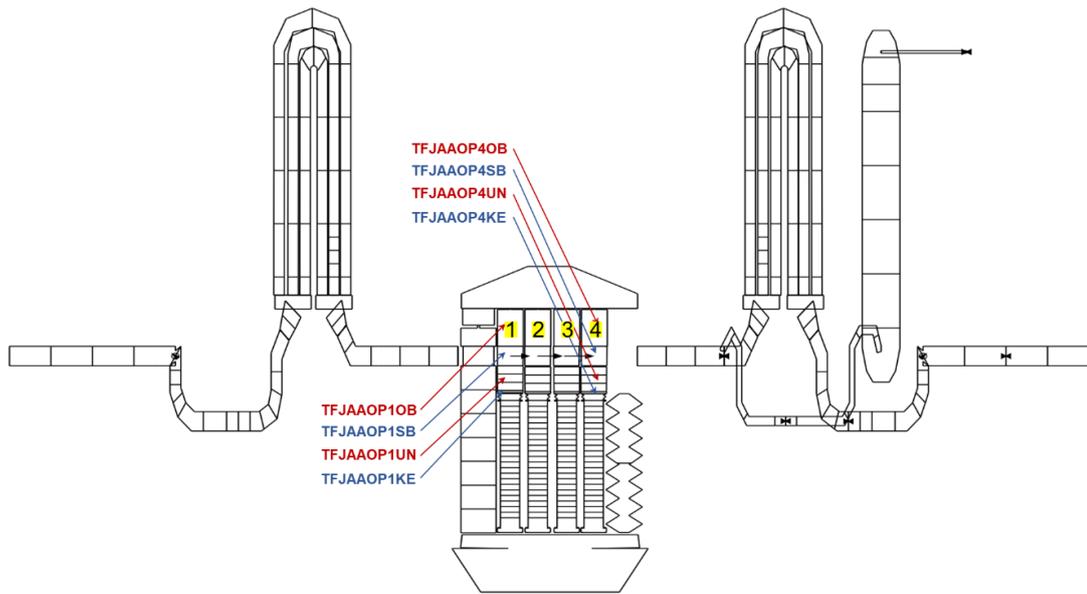
Die Modellverbesserungen umfassen die Entwicklung eines detaillierteren thermohydraulischen Modells für das obere Plenum und die Berücksichtigung des Schmelzens der unteren Kernstrukturen bzw. der unteren Teile des Reflektors und der Kerngitterrost unter Kernschmelzbedingungen. Diese wurden in den ausgewählten generischen AC<sup>2</sup>-Anlagendatensatz der generischen DWR-Referenzanlage implementiert.

Das obere Plenum wurde in der Vergangenheit häufig mit einem einzigen TFO vom Typ BRANCH modelliert. Dieser Ansatz schränkt die Fähigkeiten des AC<sup>2</sup>-Anlagendatensatzes ein, die physikalischen Phänomene korrekt wiederzugeben. Ein solches Modell sagt nicht nur die Vorgänge im Bereich des oberen Plenums, sondern auch im gesamten Primärkreislauf und folglich im Gesamten mit geringer Genauigkeit voraus. Wenn das obere Plenum mit einem einzigen TFO modelliert wird (siehe Abb. 4.88), ist es nicht möglich, ein mögliches Mischungsverhalten in der Region durch die numerischen Vorhersagen zu erfassen. Dies ist darauf zurückzuführen, dass alle Variablen im Zentrum der Zelle (Node) berechnet werden, die die Region darstellt. Folglich gibt es keine Möglichkeit, Gradienten in dieser Region zu berücksichtigen. Solche Gradienten können als treibende Kraft für die Durchmischung wirken oder asymmetrische Randbedingungen an der oberen Kernplatte bzw. an den Kernkanälen verursachen.



**Abb. 4.88** Nodalisierung des Primärkreislaufs mit einem Einzel-TFO für das obere Plenum (altes Modell)

Eine detaillierte Modellierung der Region wird die beschriebenen Einschränkungen vermeiden und zu einer besseren Repräsentation der physikalischen Prozesse führen. Die im Rahmen des Projekts entwickelte detaillierte Modellierung des oberen Plenums ist in Abb. 4.89 dargestellt. Das obere Plenum ist in radialer und in axialer Richtung unterteilt. Die Unterteilung in radialer Richtung entspricht der angewandten Unterteilung des Kerns im ATHLET-CD-Modell.

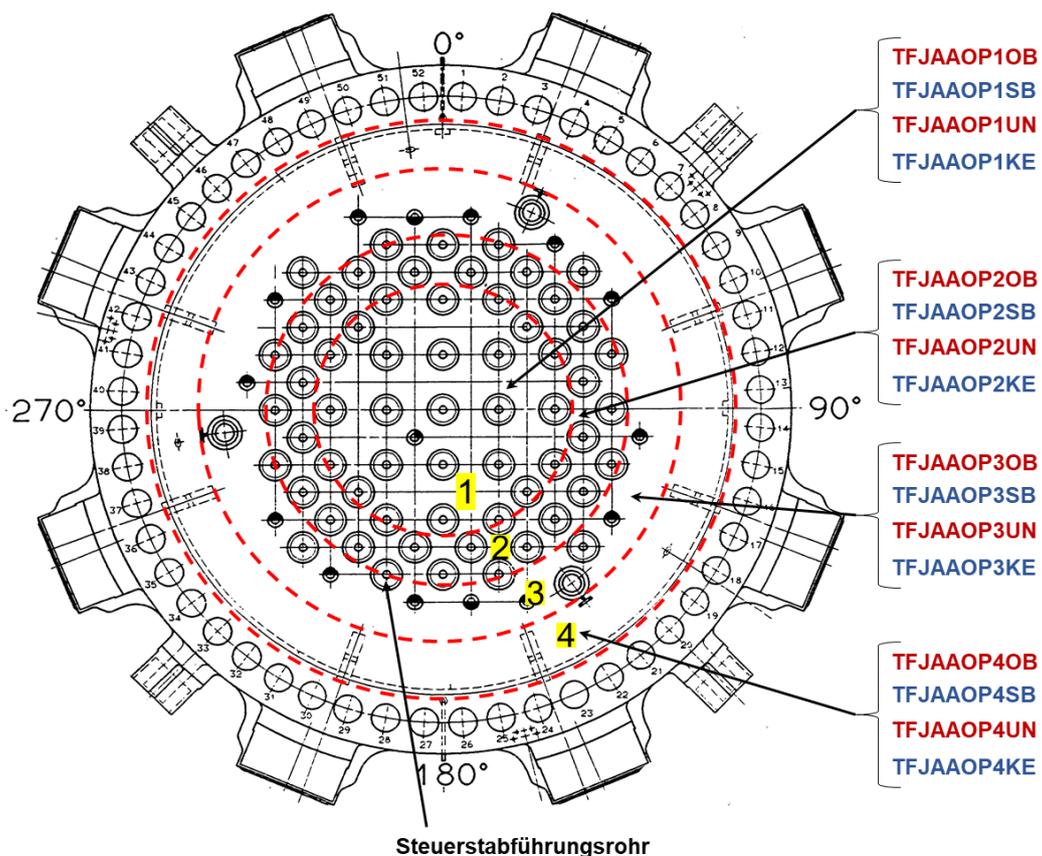


**Abb. 4.89** Nodalisierung des Primärkreislaufs mit detaillierter Modellierung des oberen Plenums

Der Reaktorkern wird mit vier konzentrischen Kanälen mit gleichmäßiger Querschnittsfläche modelliert. Folglich hat jeder Kernkanal eine Querschnittsfläche, die einem Viertel der gesamten Kernquerschnittsfläche entspricht. Analog dazu haben die Elemente (TFOs) des oberen Plenums in radialer Richtung eine Querschnittsfläche, die einem Viertel der gesamten Querschnittsfläche des oberen Plenums entspricht. In axialer Richtung wird das obere Plenum mit vier TFOs modelliert: zwei TFOs vom Typ BRANCH (blau markiert) und zwei TFOs vom Typ PIPE (rot markiert). In radialer Richtung wurden diese mit SJP (Single Junction Pipe) und Querverbindungen (Cross Connections) im Falle von BRANCH-TFOs bzw. PIPE-TFOs verbunden. Die BRANCH-TFOs des oberen Plenums auf der Höhe der heißen Stränge wurden mit einer Höhe modelliert, die dem Durchmesser des heißen Strangs entspricht. Für die PIPE-TFOs im unteren Teil des oberen Plenums wurde eine detaillierte Nodalisierung mit drei Zellen durchgeführt. Für die TFOs unter dem Reaktordeckel oder im oberen Teil des oberen Plenums wurde eine Einzelzellenmodellierung gewählt. Für die äußeren TFOs des oberen Plenums und die in der Höhe entsprechenden TFOs des Downcomers wurden HCOs (Heat Conduction Object) erstellt, um den Wärmeübergang zwischen dem oberen Plenum und dem Downcomer zu simulieren. Die neue Modellierung des oberen Plenums erforderte Korrekturen und Anpassungen der Beschleunigungsverlustmodelle in den TFOs des Typs BRANCH

im RDB. Diese Korrekturen waren erforderlich, um die Gesamtverluste im RDB auszugleichen, die bei falscher Schätzung zu numerischen Problemen und einem Absturz der Startberechnung führen würden.

Die Führungsrohre der Steuerstäbe im oberen Plenum wurden mit adiabatischen HCOs modelliert. Für die inneren drei Segmente des oberen Plenums, die mit vier Elementen (BRANCH und PIPE) in axialer Richtung aufgebaut wurden, wurden entsprechend vier HCOs berücksichtigt. Die Elemente des äußersten Rings enthalten aufgrund der gewählten Unterteilung des Kerns bzw. des oberen Plenums keine HCOs (siehe Abb. 4.90). Folglich betrug die Anzahl der HCO, die die Führungsrohre darstellen, in den Elementen in der Mitte 21, 32 für den zweiten und 8 für den dritten Ring. Ein zusätzliches HCO, das das Vorhandensein der 61 Führungsrohre repräsentiert, wurde in Bereich des Reaktordeckels modelliert, da dieser mit einem einzigen TFO vom Typ BRANCH modelliert ist.



**Abb. 4.90** Schematische Darstellung der Unterteilung des oberen Plenums in radialer Richtung

Es wurden Modellierungsverbesserungen zum Schmelzen der Strukturen im unteren Plenum durchgeführt. Das Versagen der unteren Kerngitterplatte und das geschmolzene Corium können jetzt in das untere Plenum verlagert werden. Zusätzlich wurde auch für den untersten Teil der Reflektorwand sowie für die Siebtonne das Schmelzen ermöglicht. Die Modellierung wurde mit Hilfe von HCOs durchgeführt, für die das CREEPING-Modell aktiviert wurde. GCSM-Signale wurden gebildet, die eine Verzögerung beim Schmelzen zulassen, um die Verlagerung des geschmolzenen Coriums und des geschmolzenen Materials der unteren Kernstrukturen in Richtung des unteren Plenums, Siebtonne und der unteren Reaktorwand zeitlich zu steuern. Die Verzögerung wurde annähernd geschätzt und entspricht der Zeit, die für das vollständige Schmelzen des Kerngitterrosts benötigt wird.

#### **4.2.2 Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2)**

Die hier durchzuführenden Sensitivitätsanalysen zur Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen verstehen sich als Erweiterung der Analysen in Vorhaben 3617R01335, wobei die Erweiterung im Wesentlichen in der Variation von Parametern im SHB-Code COCOSYS bestehen.

Ferner ist es angedacht, dass das Bewertungskriterium in der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung der Anlagen bestehen soll.

Im Folgenden sind die Schritte aufgeführt, die diesem Ziel untergeordnet sind.

##### **4.2.2.1 Anpassung des ATHLET-CD-Eingabedatensatzes an den detaillierten COCOSYS-Eingabedatensatz**

Für die integrale, gekoppelte Simulation eines Unfalles in einer kerntechnischen Anlage sind mehrere Eingabedatensätze vorhanden, sowohl auf Seiten ATHLET/ATHLET-CDs als auch auf Seiten von COCOSYS. Dies hat verschiedene Gründe. Einige Anpassungen mögen Szenario-spezifisch sein, wie z. B. das Einbringen eines Lecks an einer speziellen Stelle oder das Verlegen von Strukturen aufgrund einer anderen Betriebsphase (z. B. abgenommener RDB-Deckel). Ferner existieren für COCOSYS zwei Eingabedatensätze, die den generischen KONVOI abbilden. Der eine stellt eine deutliche Verein-

fachung gegenüber dem anderen dar, welcher wohl eine Laufzeitverkürzung zur grundlegenden Idee hatte. Da ATHLET/ATHLET-CD mit COCOSYS gekoppelt werden soll, ist eine Schnittstelle vorhanden, die spezifisch für einen COCOSYS-Eingabedatensatz ist.

Grundsätzlich ist es ein Ziel des Vorhabens, die Mannigfaltigkeit der Eingabedatensätze in einen Ordnungsrahmen einzubringen. Hierzu hilft eine Versionskontrolle, welche der GRS mittlerweile durch Git zur Verfügung steht.

Für ein Projekt wie der Entwicklung eines Anlagenmodells ist es ratsam, den Eingabedatensatz in verschiedene Dateien aufzuspalten, welche jeweils einen Bereich des Eingabedatensatzes abdecken, wie z. B. die Topologie der Prioritätsketten oder ein spezielles System, welches als GCSM-Block „realisiert“ ist.

Im Falle des COCOSYS-Eingabedatensatzes fehlt diese Aufspaltung und scheint aufgrund der substanziell geringeren Komplexität eher von untergeordneter Bedeutung. Für die Verwendung der detaillierten Variante des COCOSYS-Eingabedatensatzes ist jedoch die Schnittstelle anzupassen. In Tab. 4.29 ist eine Gegenüberstellung der beiden COCOSYS-Eingabedatensätze gegeben inklusive der Schnittstelle anhand weniger Objekte der Modellierung (Anzahl Strukturen [ $n_{\text{Struktur}}$ ], Zonen [ $n_{\text{Zone}}$ ], Prozessvariablen [ $n_{\text{Process}}$ ], Strömungsverbindungen innerhalb COCOSYS [ $n_{\text{Verbindung}}$ ], Strömungsverbindungen zwischen ATHLET und COCOSYS [ $n_{\text{Austrag}}$ ], Kontaktstrukturen zwischen ATHLET und COCOSYS [ $n_{\text{HECU}}$ ], Steuerungsvariablen [ $n_{\text{Control}}$ ]). Hierbei fällt auf, dass trotz der deutlich größeren Anzahlen von Modellierungsobjekten, die Anzahl der Objekte der Schnittstelle ähnlich groß ist. Dies ist dem Umstand geschuldet, dass der COCOSYS-Eingabedatensatz in erster Linie im Dombereich des SHB detailliert ist und weniger im Bereich der Anlagen wie den Dampferzeugern oder dem RDB etc. Nichtsdestotrotz sind die Objekte wie z. B. HECU-Strukturen oder Prozesssignale anders benannt, so dass die Anzahl der Änderung im Falle der HECUs für die Schnittstelle der Anzahl der HECUs in eben dieser entspricht.

Für die Schnittstelle sind in der Versionskontrolle 18 neue Dateien angelegt worden, um die Schnittstelle zum vereinfachten COCOSYS-Eingabedatensatz zu behalten.

**Tab. 4.29** Vergleich der beiden COCOSYS-Eingabedatensätze und der entsprechenden Schnittstelle zu ATHLET/ATHLET-CD

Größe	COCOSYS vereinfacht	COCOSYS detailliert
allgemein		
$n_{\text{Zone}}$	110	351
$n_{\text{Struktur}}$	300	696
$n_{\text{Verbindung}}$	490	1117
Schnittstelle ATHLET-CD-COCOSYS		
$n_{\text{Austrag}}$	5	5
$n_{\text{HECU}}$	106	118
$n_{\text{PROCESS}}$	94	132
$n_{\text{CONTROL}}$	12	12
Änderungen		
$n_{\text{HECU}}$		118
$n_{\text{PROCESS}}$		4
$n_{\text{CONTROL}}$		0

#### 4.2.2.2 Zusammenstellung relevanter unsicherer Parameter

Wie eingangs erwähnt, stellt AP 2.2 die Erweiterung der Analysen aus Vorhaben 3617R01335 um die Variation von COCOSYS-eigenen Parametern dar. Daher sind in diesem Bereich Parameter zu identifizieren, bei denen die Vermutung naheliegt, dass sie Einfluss auf das Ergebnis haben. Ferner sind im Vorhaben 4719R01377 Variationsrechnungen in Hinsicht auf die Iodchemie durchgeführt worden. Die entsprechenden Parameter auf Seiten ATHLET/ATHLET-CD sind hier denen aus Vorhaben 3617R01335 hinzugefügt worden. Insbesondere der Parametersatz aus 3617R01335 enthält jene Parameter, mit Bezug zu einer Variation der Notfallmaßnahmen (präventiv, mitigativ). Die Beschreibung der Parameter sind den entsprechenden Abschlussdokumentationen der Vorhaben zu entnehmen (/GRS 20/ und /GRS 22/). Die hier in den Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für ATHLET-CD benutzten unsicheren Parametersätze unterscheiden sich für KMV und SBO leicht durch Szenario-spezifische Parameter. Die Parametersätze sind zusammenfassend für KMV und SBO inklusive ihrer Wertebereiche in Anhang B.1 bzw. Anhang B.2 als Ausdruck aus dem jeweiligen SUSA-Projekt gegeben.

In Vorhaben RS1556 /GRS 20a/ sind bereits mit MELCOR Rechnung auch unter Variation von SHB-Parametern durchgeführt worden. Diese sind jedoch in erster Linie MELCOR-spezifisch. In Vorhaben 4718R01313 /GRS 21/ sind sowohl HMN-Maßnahmen unter Variation mit MELCOR durchgeführt worden, als auch Variationsrechnungen

mit COCOSYS mit dem Ziel, den Austrag gasförmigen Iods zu analysieren. Die Parameter sind teilweise Modellparameter wie Wärmeübergänge oder Maßnahmen-spezifisch. Die entsprechende HMN-Maßnahme ist hier nicht berücksichtigt.

Im Falle der Iodchemie-Variationsrechnungen ist zwar COCOSYS als Code verwendet worden, jedoch sind diese mit MELCOR-Eingaben versehen, wobei in erster Linie entsprechende Austräge (Wärmeleistung, Gas, Radionuklide, Kühlmittel, Ortsdosisleistung etc.) variiert worden sind, die implizit über die Variation von ATHLET-CD-Parameter abgedeckt sind.

Im Folgenden seien nun die für COCOSYS identifizierten Parameter kurz diskutiert, von welchen angenommen wird, dass sie einen signifikanten Einfluss auf die Freisetzung in die Umgebung haben.

Zunächst werden modellspezifische Parameter betrachtet, die physikalische Effekte mit determinieren und selbst grundsätzlich eine gewisse Unsicherheit implizieren. Diese Effekte sind typischerweise auf die Aerosolphysik bezogen, welche z. B. Transport- und Ablagerungsmechanismen beschreiben. Diese Prozesse bestimmen maßgeblich die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters und sind damit essenziell für die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung, es sei denn, der Sicherheitsbehälter wird umgangen (z. B. DEHEIRO-Leck).

1. Oberflächenspannung eines luftgetragenen Tröpfchens (SURTEN):

Laut Kapitel 7.10.1 in /COC 21/ bestimmt diese Größe den sog. Kelvin-Effekt, welcher aufgrund der Oberflächenform eines Tröpfchens die Verdampfungsrate mitbestimmt. Die Verdampfungsrate bestimmt wiederum die Größe und die Masse eines Aerosols, an dem Wasser kondensiert ist. Die Masse bestimmt das Gewicht und die Sedimentationsrate und damit die Rückhaltung von radioaktiven Aerosolen im Sicherheitsbehälter. Der Nennwert laut /COC 21/ ist  $0,0586 \text{ N/m}$ , welcher im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{\sigma}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  variiert werden soll.

2. Kondensationsschalter für Aerosole (IFCOND):

Dieser Schalter bewirkt, dass, falls er zu „1“ gesetzt wird, dass Aerosole erzeugt werden, falls keine vorhanden sind, so dass eine Mindestkonzentration vorhanden ist. Laut /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) ist dies hilfreich für eine numerisch stabile Lösung in kondensierender Atmosphäre. Die Option „2“ schaltet diese Erzeugung ab.

Es wird eine diskrete Gleichverteilung zwischen „1“ und „2“ angenommen.

3. Löslichkeitseffekt von hygroskopischen Aerosolen auf thermohydraulischen Rechnungen (LSLBFB):

Laut /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) wird ausgeführt, dass der entsprechende Effekt die Aufnahme von Wasser von Aerosolen abbildet und die Freisetzung latenter Wärme berücksichtigt.

Auch hier ist davon auszugehen, dass sich die Masse des Aerosols ändert und damit Gewicht und Sedimentation, welches die Rückhaltung im SHB mitbestimmt.

Es werden die Möglichkeiten „T“ und „F“ genannt, so dass eine diskrete Gleichverteilung angenommen wird.

4. Dynamischer Formfaktor (CHI):

In /SAN 17/ (Kapitel 2.4.2.1) wird ausgeführt, dass Aerosole grundsätzlich nicht kugelförmig sind und deren Dichte nicht den der Materialien entsprechen müssen, aus denen sie bestehen. Um diese Umstände in Aerosol-Kernen zu berücksichtigen, die mit sphärischen Aerosolen rechnen, sind Modifikationsfaktoren eingeführt worden. Der dynamische Formfaktor nimmt nun Einfluss auf den Wirkungsquerschnitt bei Kollisionen und auf die Reibungskräfte zwischen Aerosol und Atmosphäre.

Diese Modifikation der Aerosoldynamik beeinflusst die Ablagerungsmechanismen und somit die Rückhaltung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter.

Der Faktor wird im Bereich  $1 - 10\% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10\%$  normalverteilt, wobei  $\mu = 1,0$  ist.

5. Diffusions-Grenzschichtdicke (DELDIF):

In /COC 21/ (Gleichung 7.8) taucht diese Größe in der Geschwindigkeit für die Diffusion auf und hat somit Einfluss auf die Ablagerung von Aerosolen im Sicherheitsbehälter. Es wird ein Wert im Bereich  $1,0 \cdot 10^{-4} \text{ m} \leq \mu \leq 1,0 \cdot 10^{-3} \text{ m}$  empfohlen. Eine Variation ist nun in diesem Bereich als Gleichverteilung vorgesehen.

6. Materialdichte (DENSTY):

Die Dichte findet sich in mehreren Korrelationen für Ablagerungsmechanismen, in denen die Teilchenmasse eine Rolle spielt, so z. B. im Falle der Sedimentation (siehe /COC 21/ Gleichung 7.6).

7. Aerosol-Schlupf-Koeffizient (FSLIP):

In /COC 21/ tritt dieser Faktor beispielsweise in der Ablagerungsgeschwindigkeit der Sedimentation (Gleichungen 7.6, 7.7) oder in der Impaktierung (Gleichungen 7.44) in Erscheinung und wird mit Cunningham Schlupf-Korrektur bezeichnet. In /CUN 10/ wird beschrieben, dass es eine Abweichung von der Stokes'schen Formel für die Reibungskraft gibt, falls Aerosole im Durchmesser kleiner sind als die mittlere freie Weglänge des Teilchens durch das Fluid.

Dieser Faktor führt demnach zu einer Änderung der Ablagerungsmechanismen und damit der Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälter und wird im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt, wobei  $\mu = 1,257$  ist.

8. Thermoaufnahmekoeffizient (FTHERM):

In /COC 21/ tritt dieser Faktor beispielsweise im Ausdruck für die Ablagerungsgeschwindigkeit aufgrund von Thermophorese (Gleichung 7.9) in Erscheinung. Er beschreibt den Verlust von kinetischer Energie von Teilchen, die auf eine Oberfläche treffen. Dies hat Einfluss auf die Differenz von Stößen auf der kalten und der warmen Seite eines Aerosols aufgrund eines Temperaturgradienten. Der entsprechende Netto-Impuls führt zu der Bewegung hin zu einer kalten Oberfläche, welches als Thermophorese bezeichnet wird.

Mit seinem Einfluss auf die Thermophorese als Ablagerungsmechanismus hat er ebenfalls Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit im Sicherheitsbehälter. Entsprechend wird er im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert, wobei  $\mu = 1,0$  ist.

9. Agglomerations-Gestaltfaktor (GAMMA):

In /COC 21/ tritt dieser Faktor beispielsweise im Ausdruck für die Ablagerungsgeschwindigkeit der Agglomeration (z. B. Gleichung 7.2, 7.3) in Erscheinung und berücksichtigt die Form des Aerosols im geometrischen Querschnitt der Teilchen für die Kollisionswahrscheinlichkeit, wie es auch in /SAN 17/ (Kapitel 2.4.2.1) ausgeführt wird. Somit hat auch dieser Einfluss auf die Ablagerung und die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Entsprechend wird dieser Faktor im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert, wobei  $\mu = 1,0$  ist und somit ein kugelförmiges Teilchen darstellt.

#### 10. Haftwahrscheinlichkeit (STICK):

Laut /COC 21/ ist dieser Faktor relevant für die Agglomeration der Aerosole, wobei der Faktor in den Ausdrücken der Schwerkraftsagglomeration (Gleichung 7.3) oder der turbulenten Agglomeration (Gleichung 7.4) in Erscheinung tritt. Er bestimmt damit den Anteil der Aerosole, die aneinanderhaften von denen, die aufeinandertreffen.

Somit hat auch dieser Faktor Einfluss auf die Ablagerung im Sicherheitsbehälter und damit der Rückhaltefähigkeit desselben. Er wird im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert, wobei  $\mu = 1,0$  ist.

#### 11. Wärmeleitverhältnis Gas zu Aerosol (TKGOP):

Laut /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) handelt es sich um das Verhältnis der Wärmeleitfähigkeit des Gases (also das Medium, in dem sich das Aerosol befindet) zu jener des Aerosols. Es kommt im Ausdruck für die Ablagerungsgeschwindigkeit aufgrund Thermophorese (Gleichung 7.9) zum Tragen.

Entsprechend beeinflusst dieser Parameter die Ablagerung und damit die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters und wird daher im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert, wobei  $\mu = 0,037$  ist.

#### 12. Turbulenz-Dissipationsrate (TURBDS):

Hierbei handelt es sich laut /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) um eine Größe, die in der turbulenten Agglomeration Verwendung findet. Sie tritt in dem Ausdruck für die turbulente Agglomeration (Gleichungen 7.4) in Erscheinung und beschreibt den Verlust von kinetischer Energie von Wirbeln.

Da diese Größe Einfluss nimmt auf die Ablagerungsraten und damit der Rückhaltefähigkeit, soll auch sie hier variiert werden. Hierbei ist zu bedenken, dass diese Größe in /SAN 17/ (Kapitel 2.4.2.1) auf die assoziierte Unsicherheit verwiesen wird, welche sich ebenfalls in den Vorgabewerten von 0,02 (COCOSYS) und 0.001 m<sup>2</sup>/s<sup>3</sup> (MELCOR) zeigt. Zwar unterscheiden sich die zugehörigen Ausdrücke in MELCOR und COCOSYS ein wenig, jedoch beschränkt sich dies auf den Umstand, dass in COCOSYS Formfaktoren der beiden stoßenden Aerosole unterschieden werden, in MELCOR offenbar nicht. Die Größe der Dissipation ist jedoch davon nicht betroffen. Die Einheiten sind darüber hinaus identisch, was zeigt, dass keine andere physikalische Größe hineingezogen worden ist. Aufgrund der Vergleichbarkeit, jedoch unterschiedlicher Vorgabewerte, sollen beide Werte als untere bzw. obere Grenze der

Variation fungieren. Entsprechend wird eine Gleichverteilung im Bereich  $0,001 \frac{\text{m}^2}{\text{s}^3} \leq g \leq 0,02 \frac{\text{m}^2}{\text{s}^3}$  vorgesehen.

13. Molare Masse Gas (WTMOL):

Gemäß /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) wird die molare Masse des Gases für die Dichte des Gases und die Bestimmung der mittleren freien Weglänge verwendet. Eine Gasdichtenabhängigkeit lässt sich beispielsweise in den Ausdrücken für die turbulente Agglomeration erkennen (Gleichungen 7.4).

Aufgrund des Einflusses auf die Aerosolphysik wird davon ausgegangen, dass die Rückhaltefähigkeit ebenfalls von dieser Größe beeinflusst wird. Gemäß Empfehlung in Kapitel 7.10.1 wird die molare Masse im Bereich  $18,015 \frac{\text{g}}{\text{mol}} \leq g \leq 28,96 \frac{\text{g}}{\text{mol}}$  (Wasserdampf, ..., Luftgemisch) gleichverteilt variiert.

14. Kollisionseffizienz für Schwerkraftsagglomeration und turbulente Agglomeration (COLEFF):

Diese Größe taucht in /COC 21/ in den Ausdrücken für die Schwerkraftsagglomeration und turbulente Agglomeration (Gleichungen 7.3 und 7.4) auf und beschreibt die Wahrscheinlichkeit, dass Aerosole zusammenstoßen, welche aufgrund der Ausführungen in /SAN 17/ (Kapitel 2.4.2.1) z. B. durch den Umstand, dass Aerosole Stromlinien folgen, nicht dem geometrischen Querschnitt entspricht.

Da nun die Agglomeration, wie bereits angedeutet, Einfluss auf die Ablagerung von Aerosolen hat, beeinflusst sie die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll diese Größe variiert werden. /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) gibt dabei die Möglichkeit an, den Wert selbst einzugeben (reeller Wert) oder zwischen den Modellen Fuchs, Pruppacher und Klett bzw. einem verkürzten Wert von Pruppacher und Klett. Hier wird eine diskrete Gleichverteilung im Bereich  $g \in \{0, -1, -2\}$  angenommen.

15. Mittlere Dicke von Wasserfilmen auf Wänden und Decken (THFILM):

Nach /COC 21/ (Kapitel 7.10.1) handelt es sich, wie die Bezeichnung bereits impliziert, um die mittlere Dicke von Wasserfilmen auf Strukturen im Sicherheitsbehälter. Diese Größe tritt in dem Ausdruck für die Masse, die als Drainage von Wänden strömt (Gleichung 7.22, Kapitel 7.3.4), in Erscheinung und hat Einfluss auf den Aerosoltransport im Sicherheitsbehälter. Da in COCOSYS auch eine „nasse Resuspension“ (*wet resuspension*) berücksichtigt wird, kann die Verteilung von in Wasser

gelösten Radionukliden dafür entscheidend sein, ob sie resuspendiert werden oder nicht. So können einige Wasservorlagen weitgehend kalt im Sicherheitsbehälter bestehen bleiben oder durch die Nachzerfallsleistung geheizt werden, so dass sie zu sieden beginnt und die Resuspension in Aktion tritt. Aus diesem Grund wird davon ausgegangen, dass auch diese Größe Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters hat, so dass sie hier im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden soll, wobei  $\mu = 3,0 \cdot 10^{-4}$  m ist.

Im Folgenden sollen einige Größen wie beispielsweise die Verhältnisse von Flächen zu Volumen oder Wasserschichtdicken betrachtet werden. Deren genauer Wert ist wie im Falle der Modellparameter unsicher, da die gesamte Nodalisation des Sicherheitsbehälters vom Anwender abhängt und in Hinsicht auf Genauigkeit der Geometrie einerseits und des rechentechnischen Aufwandes und die zu untersuchende Phänomenologie andererseits, stets einen Kompromiss darstellt.

Die genannten Größen sind hinsichtlich der Ablagerung von Aerosolen (Flächen) oder für das Abwaschen von abgelagerten Aerosolen relevant und haben damit Einfluss auf Verteilung und Rückhaltung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter.

#### 16. Verhältnis von Deckenfläche zum Zonenvolumen (ACELV):

Nach /COC 21/ (Kapitel 7.8.1) handelt es sich um eine Größe, die das Verhältnis der Fläche der Decke zu dem Volumen der COCOSYS-Zone darstellt. Da eine Fläche in der Zone Grundvoraussetzung für die Ablagerung von Aerosolen ist, hat sie Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  spezifisch für eine Zone ist.

#### 17. Verhältnis von Bodenfläche zum Zonenvolumen (AFELV):

Nach /COC 21/ (Kapitel 7.8.1) handelt es sich um eine Größe, die das Verhältnis der Fläche des Bodens zu dem Volumen der COCOSYS-Zone darstellt. Da eine Fläche in der Zone Grundvoraussetzung für die Ablagerung von Aerosolen ist, hat sie Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  spezifisch für eine Zone ist.

18. Verhältnis von Fläche vertikaler Wände zum Zonenvolumen (AWALV):

Nach /COC 21/ (Kapitel 7.8.1) handelt es sich um eine Größe, die das Verhältnis der Fläche vertikaler Wände zu dem Volumen der COCOSYS-Zone darstellt. Da eine Fläche in der Zone Grundvoraussetzung für die Ablagerung von Aerosolen ist, hat sie Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  spezifisch für eine Zone ist.

19. Minimale Wasserschichtdicke für Austrocknung (ZMWL):

Gemäß den Ausführungen in /COC 21/ (Kapitel 12.2.7) ist der Transport von Radionukliden per Drainage zwischen Oberflächen nicht modelliert. Dies führt dazu, dass die Drainage eine Wasservorlage bildet und evtl. über eine Sumpf-Drainage weiter transportiert wird. ZMWL ist nun die minimale Dicke, unter der ein Trockenfallen berücksichtigt wird. Hierdurch wird der Ablagerungsprozess auf Strukturen beeinflusst, die Radionuklide in einem solchen Falle aufnehmen. Diese Radionuklide können anders resuspendieren als Radionuklide, die in einer Wasservorlage gebunden (gelöst) sind. Daher hat auch diese Größe Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters und soll im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu = 0,001$  m ist.

Diese Größe ist zonenspezifisch und muss damit für jede Zone eingetragen werden.

20. Wasserfilmdicke durch Kondensation (ZDWFLM):

Laut /COC 21/ (Kapitel 8.1.5) wird diese Größe der Dicke von Wasserfilmen auf Wänden zur Berechnung der Abwaschraten von Radionukliden auf Wänden verwendet. Sie tritt in entsprechendem Ausdruck für die Änderungsrate der Masse des Radionuklides (Gleichung 8.1) in Erscheinung. Da sie die Verteilung von Radionukliden im Sicherheitsbehälter beeinflusst und in verschiedenen Zonen auch verschiedene Bedingungen vorherrschen, welches sich z. B. in der Resuspension manifestiert, hat diese Größe auch Einfluss auf die Rückhaltefähigkeit und soll daher im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu = 0,0001$  m ist. Auch diese Größe ist zonenspezifisch und muss damit für jede Zone eingetragen werden.

Im Folgenden sollen einige extensive Größen wie Strukturfläche und Strukturdicke bzw. Materialeigenschaften von Strukturen betrachtet werden. Deren genauer Wert ist ebenfalls unsicher. Dies liegt daran, dass „lumped parameter“-Codes letztlich dem Anwender

nur ein begrenztes Spektrum an Modellierungsobjekten an die Hand gibt. Diese bestehen typischerweise in rechteckiger Form, Kugel- oder Halbkugelform oder Zylinderform. In COCOSYS ist sogar nur die rechteckige Form gegeben. Möchte man nun eine kompliziertere Struktur als Rechteck modellieren, kann dies nur vereinfacht geschehen. Beispielsweise ließen sich die Oberfläche und die Masse ( $m = \rho Ad$  mit  $\rho$ : Dichte des Materials,  $A$ : Oberfläche,  $d$ : Dicke der Struktur) und auch die Fläche korrekt abbilden, jedoch nicht simultan die Dicke der Struktur. Oder man erhält die Dicke, jedoch nicht die Fläche etc. Allein aus diesem Grunde sind diese extensiven Größen nicht sicher. Ferner existiert nicht immer eine ausreichende Datenlage hinsichtlich der konkreten Anlage, wobei selbst zwischen dieser und der tatsächlichen Anlage Unterschiede bestehen können. Daneben unterliegen Materialeigenschaften wie Dichte, Wärmekapazität, Emissivität ebenfalls Schwankungen allein aufgrund von Verunreinigungen oder in Schwankungen der Bestandteilverhältnissen.

Diese Größen beeinflussen die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters, indem sie z. B. die Ablagerungsfläche bereitstellen. Oder sie beeinflussen die Temperatur der Struktur, was Einfluss auf die Thermo- oder Diffusiophorese hat.

#### 21. Strukturfläche (AREA):

Laut /COC 21/ (Kapitel 4.6.8.1) handelt es sich um die Fläche der Struktur in COCOSYS. Auf dieser Fläche setzten sich Aerosole ab, welche Grundlage der Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters ist. Aus den eingangs genannten Gründen beeinflusst diese Größe die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters und soll daher im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  strukturspezifisch ist.

#### 22. Spezifische Wärmekapazität (CP):

Die spezifische Wärmekapazität von Materialien ist in /COC 21/ (Kapitel 16.8.2) als Eingabe genannt. Da sie, wie eingangs erwähnt, Einfluss auf die Temperatur der Struktur hat, bestimmt sie auch Ablagerungsprozesse wie Thermo- oder Diffusiophorese und bestimmt damit ebenfalls die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  materialspezifisch ist.

23. Materialdichte (RHO):

Die Dichte von Materialien ist in /COC 21/ (Kapitel 16.8.2) als Eingabe genannt. Da sie, wie eingangs erwähnt, Einfluss auf die Temperatur der Struktur hat, bestimmt sie auch Ablagerungsprozesse wie Thermo- oder Diffusiophorese und bestimmt damit ebenfalls die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  materialspezifisch ist.

24. Wärmeleitfähigkeit von Materialien (LAMBDA):

Die Wärmeleitfähigkeit von Materialien ist in /COC 21/ (Kapitel 16.8.2) als Eingabe genannt. Da sie, wie eingangs erwähnt, Einfluss auf die Temperaturverteilung der Struktur hat, bestimmt sie auch Ablagerungsprozesse wie Thermo- oder Diffusiophorese und bestimmt damit ebenfalls die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  materialspezifisch ist.

25. Emissivität von Materialien (EPSILON):

Die Emissivität von Materialien ist in /COC 21/ (Kapitel 16.8.2) als Eingabe genannt. Da sie, wie eingangs erwähnt, Einfluss auf die Temperaturverteilung über Strahlungsaustausch der Struktur hat, bestimmt sie auch Ablagerungsprozesse wie Thermo- oder Diffusiophorese und bestimmt damit ebenfalls die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters. Daher soll sie im Bereich  $1 - 10 \% \leq \frac{g}{\mu} \leq 1 + 10 \%$  normalverteilt variiert werden, wobei  $\mu$  materialspezifisch ist.

Modellparameter können mittels des GRS-eigenen Programms SUSA variiert werden. SUSA liest dabei den Eingabedatensatz-Rohling ein, der für die Parameter Platzhalter der Form  $\#*in$  beinhaltet, wobei  $i$  der Index des Parameters und  $n$  für den Variablentyp ( $n \in \{R, I\}$ ) steht.

Für die zonen- oder strukturspezifischen Parameter ist ebenfalls eine Variation mittels SUSA vorgesehen. Da jedoch die Anzahl von Zonen und Strukturen recht hoch ist (siehe Tab. 4.29), wäre eine Eingabe unter SUSA sehr aufwändig. Stattdessen ist lediglich ein Skalierungsfaktor für jede Größe mit SUSA variiert worden. Dieser wirkt auf jeden spe-

zifischen Wert. Dies ist durch ein Python-Skript (1458 Zeilen) bewerkstelligt worden, welches die entsprechenden Werte einliest und mit dem Skalierungsparameter multipliziert und wieder einträgt.

Die Gesamtheit der COCOSYS-Parameter ist in Tab. 4.30 bzw. in Anhang B.3 als Ausdruck aus dem SUSA-Projekt dargestellt.

**Tab. 4.30** Parameter, die im Rechenkettenteil COCOSYS variiert werden mit Variationsbreite und Form

Lfd. Nr.		Parameter-Bezeichnung:	Beschreibung:	Einheit:	Art der Verteilung:	Erwartungswert:	untere Grenze:	obere Grenze:
1	<b>Aerosolphysik</b>	SURTEN	Oberflächenspannung von Wasser	N/m	Gauß	5.86E-02	5.274E-02	6.446E-02
2		IFCOND	Hinzufügen von Wasseraerosolen, falls keine anderen vorhanden sind	-	diskret, gleichverteilt	-	1	2
3		LSLBFB	Löslichkeitseffekt von hygroskopischen Aerosolen in der Thermohydraulik-Rechnung	-	diskret, gleichverteilt	-	1	2
4		CHI	Dynamischer Gestaltfaktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
5		DELDIF	Diffusion-Grenzschichtdicke	m	gleichverteilt	5.0E-04	4.50E-04	5.50E-04
6		DENSTY	Materialdichte	kg/m <sup>3</sup>	Gauß	1.0E+03	9.0E+02	1.10E+03
7		FSLIP	Aerosol-Schlupf-Koeffizient	-	Gauß	1.37E+00	1.233E+00	1.507E+00
8		FTHERM	Koeffizient verknüpft mit dem thermischen Unterbringungskoeffizienten	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
9		GAMMA	Agglomeration-Form-Faktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
10		STICK	Haftkoeffizient / Wahrscheinlichkeit	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
11		TKGOP	Verhältnis Wärmeleitfähigkeit Gas/Aerosol	-	Gauß	3.70E-02	3.33E-02	4.07E-02
12		TURBDS	Turbulente Dissipationsrate	-	gleichverteilt		1.0E-03	2.0E-02
13		WTMOL	molare Masse Gas	kg/mol	gleichverteilt		18.015	28.96

Lfd. Nr.		Parameter-Bezeichnung:	Beschreibung:	Einheit:	Art der Verteilung:	Erwartungswert:	untere Grenze:	obere Grenze:
14		COLEFF	Kollisionseffizienz	-	diskret, gleichverteilt		-2.00	2.00
15		THFILM	mittlere Dicke von Wasserfilmen auf Wänden und Decken	m	Gauß	3.0E-04	2.70E-04	3.30E-04
16	<b>Aerosole in Zonen</b>	ACELV	Verhältnis Deckenfläche zu Zonenvolumen	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
17		AFLRV	Verhältnis Bodenfläche zu Zonenvolumen	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
18		AWALV	Verhältnis Wandfläche (vertikal) zu Zonenvolumen	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
19		ZMWL	minimale Wasserfilmdicke der Wasservorlage, bis Austrocknung eintritt	m	Gauß	1.0E-03	9.0E-04	1.10E-03
20		ZDWFLM	Dicke der Wasserschicht durch Kondensation	m	Gauß	1.0E-04	9.0E-05	1.10E-04
21		AREA	Flächen verschiedene Strukturen	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
22		<b>Thermodynamik in Zonen</b>	CP	Wärmekapazität verschiedener Strukturen, Skalierungsfaktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01
23	LAMBDA		Wärmeleitung verschiedener Strukturen, Skalierungsfaktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
24	RHO		Massendichte verschiedener Strukturen, Skalierungsfaktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00
25	EPSILON		Emissivität verschiedener Strukturen, Skalierungsfaktor	-	Gauß	1.0E+00	9.0E-01	1.10E+00

### 4.2.2.3 Ertüchtigung des Speisewassersystems

Bei der bisherigen Modellierung der Notfallmaßnahmen des Vorläufervorhabens 3617R01335 /GRS 20/ wurde die Druckaufladung des Speisewassersystems noch nicht berücksichtigt.

Um diese nun zu modellieren, ist es notwendig gewesen, das Speisewassersystem in großen Teilen nachzuvollziehen. Aufgrund der Komplexität einerseits und der mäßigen Dokumentation andererseits, ist ein Flussdiagramm aufgestellt worden, das das Speisewassersystem in dem Grad abbildet, wie es für die Modellierungserweiterung notwendig ist. Das Diagramm ist in Abb. 4.91 gezeigt. Es zeigt sich hierbei, dass der Speisewasserbehälter nicht als Thermofluidobjekt abgebildet ist, sondern lediglich als Tabellenwerk. Da es sich um einen Behälter im Sättigungsbetrieb handelt, ist lediglich die Kenntnis um die spezifische Enthalpie notwendig, um Parameter wie Druck und Temperatur zu erhalten. Entsprechend ist ein Großteil der GCSM-Logik der Berechnung der spezifischen Enthalpie gewidmet.

Dies geschieht über die Division der Enthalpie- und Massebilanzen für den Speisewasserbehälter

$$h = \frac{\int_0^{t_p} \dot{H}_{\text{ges}} dt_p + H_0^{\text{Wasser}}}{\int_0^{t_p} \dot{m}_{\text{ges}} dt_p + m_0^{\text{Wasser}}} \text{ mit } \dot{H}_{\text{ges}} = \sum_j \dot{H}_j \text{ und } \dot{m}_{\text{ges}} = \sum_j \dot{m}_j, \quad (4.1)$$

Die Größen  $\dot{H}_{\text{ges}}$  und  $\dot{m}_{\text{ges}}$  stellen die Bilanzen von Enthalpie- und Masseströmen dar. Die einzelnen Beiträger  $\dot{H}_j$  oder  $\dot{m}_j$  können dabei positiv wie negativ sein, je nach dem, ob der Behälter Wasser erhält oder ob eine Entspeisung stattfindet.  $H_0^{\text{Wasser}}$  und  $m_0^{\text{Wasser}}$  sind dabei die Anfangsgrößen (z. B.  $m_0^{\text{Wasser}} = 2,91 \cdot 10^5 \text{ kg}$ ) im Behälter.

Findet die passive Bespeisung der Dampferzeuger (NFM „sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung“) statt, so ist die Enthalpie- und Masseänderung vom Zeitschritt  $i$  zum Zeitschritt  $i+1$  die Folgende:

$$H_{i+1} = H_i - \Delta H_i^{\text{Wasser}} - \Delta H_i^{\text{Gas}}, \quad m_{i+1} = m_i - \Delta m_i^{\text{Wasser}} - \Delta m_i^{\text{Gas}} \quad (4.2)$$

Die Größen mit dem Index „Gas“ beziehen sich dabei auf den Wasserdampf. Die Idee beim Entzug nicht nur des Wassers, sondern auch des Dampfes (mit demselben Volu-

menstrom) ist hierbei laut Entwickler, dass das beim Entspeisen des Wassers freigewordene Volumen von Wasserdampf ausgefüllt wird, das aus der Restwasservorlage stammt, entsprechend verliert diese sowohl deren Masse als auch Enthalpie.

Diese Behandlung beinhaltet zwar das Aufdampfen des Restwassers, jedoch nicht die Expansion des Dampfes und die Wärmekapazität desselben. In gewisser Weise wird die Existenz des Dampfes im Speisewasserbehälter nicht berücksichtigt.

Ein Alternativvorgehen berücksichtigt eben dieses über die thermische Zustandsgleichung des idealen Gases, welche sowohl für den Zeitschritt  $i$  als auch  $i+1$  gültig sein muss:

$$p_{i+1}(V_i + \Delta V_i) = (N_i + \Delta N_i)RT_{i+1} \quad (4.3)$$

$p$  ist hierbei der Druck,  $V$  das Volumen,  $N$  die Stoffmenge des Dampfes,  $R$  die allgemeine Gaskonstante und  $T$  die Temperatur.  $\Delta V$  ist die Änderung des Volumens des Gases und  $\Delta N$  die Änderung der Stoffmenge, die durch Ausdampfen aus der Wasservorlage entsteht. Für die Expansion des Gases im Falle einer Ausspeisung des Wassers, kann diese als adiabat angenommen werden, wobei die Temperaturänderung  $T_{i, \text{Gas}} \rightarrow T''_{i+1, \text{Gas}}$  berechnet werden soll:

$$T''_{i+1, \text{Gas}} = T_{i, \text{Gas}} \left( \frac{V_i + \Delta V_i}{V_i} \right)^{-\frac{R}{c_v^{\text{Gas}}(T_{i, \text{Gas}})}}, \text{ oder: } T''_{i+1, \text{Gas}} = T_{i, \text{Gas}} - \frac{RT}{c_v^{\text{Gas}}(T_{i, \text{Gas}})} \frac{V_i + \Delta V_i}{V_i} \quad (4.4)$$

In (4.4) steht  $c_v$  für die spezifische Wärmekapazität des Gases und  $\Delta V$  für die Volumenänderung des Gases, das durch die Wasserentspeisung entsteht. Beide Ausdrücke dürften im Falle hinreichend kleiner Zeitschritte weitgehend gleich sein, wobei der zweite letztlich infinitesimal geschrieben werden kann als:  $dT = \frac{RT}{c_v} \frac{dV}{V} \Leftrightarrow N c_v dT = \frac{NRT}{V} dV \Leftrightarrow N c_v dT = p dV$ , welches den ersten HS der Thermodynamik mit  $\delta Q = 0$  sichtbar werden lässt.

Nun wird aus der Wasservorlage Wasser in die Gasphase übergehen, wobei die Temperatur eine andere ist als die des expandierten Gases. Nach Austausch von Wärme entsteht die folgende Mischtemperatur, welche den Übergang  $T''_{i+1, \text{Gas}} \rightarrow T'_{i+1, \text{Gas}}$  darstellt:

$$T'_{i+1, \text{Gas}} = \frac{c_p^{\text{Gas}}(T''_{i+1, \text{Gas}})T''_{i+1, \text{Gas}}N_i + c_p^{\text{Wasser}}(T_{i, \text{Gas}})T_{i, \text{Gas}}\Delta N}{c_p^{\text{Gas}}(T''_{i+1, \text{Gas}})N_i + c_p^{\text{Wasser}}(T'_{i+1, \text{Wasser}})\Delta N} \quad (4.5)$$

Die Wasservorlage verliert Wärme durch den Dampfverlust über  $\Delta H = \Delta m h_v(T) = \Delta N M_{\text{H}_2\text{O}} h_v(T) = c_p N dT$  bzw. umgestellt und in die Notation der Numerik wie folgt geschrieben werden kann:

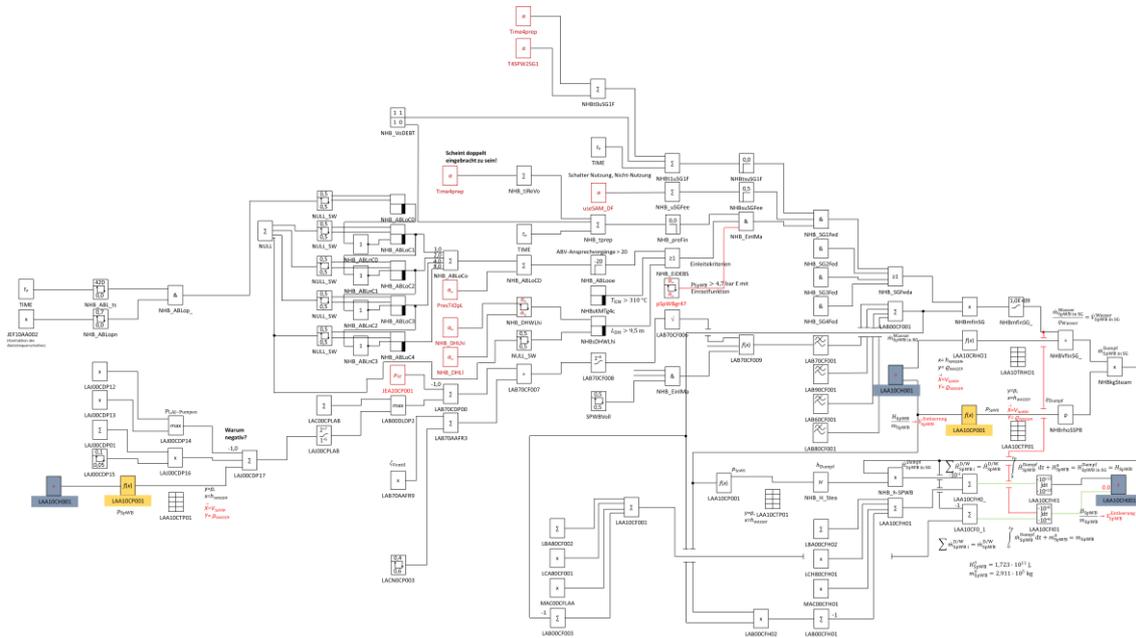
$$T'_{i+1, \text{Wasser}} = T_{i, \text{Wasser}} - \frac{h_v(T'_{i+1, \text{Wasser}})\Delta N_i}{c_p^{\text{Wasser}}(T'_{i+1, \text{Wasser}})(N_{i, \text{Wasser}} - \Delta N)} \quad (4.6)$$

In (4.6) steht  $\Delta N$ , wie zuvor bereits beschrieben, für die Stoffmenge, die aus der Wasservorlage in die Gasphase übergegangen ist. Nun tauscht der Dampf noch Wärme mit der Restwasservorlage aus, so dass der Übergang  $T'_{i+1, \text{Gas}} \rightarrow T''_{i+1, \text{Gas}}$  bzw.  $T'_{i+1, \text{Wasser}} \rightarrow T''_{i+1, \text{Wasser}}$  berechnet werden soll, so dass die finale Temperatur für Gas und Wasser die folgende Mischtemperatur ist:

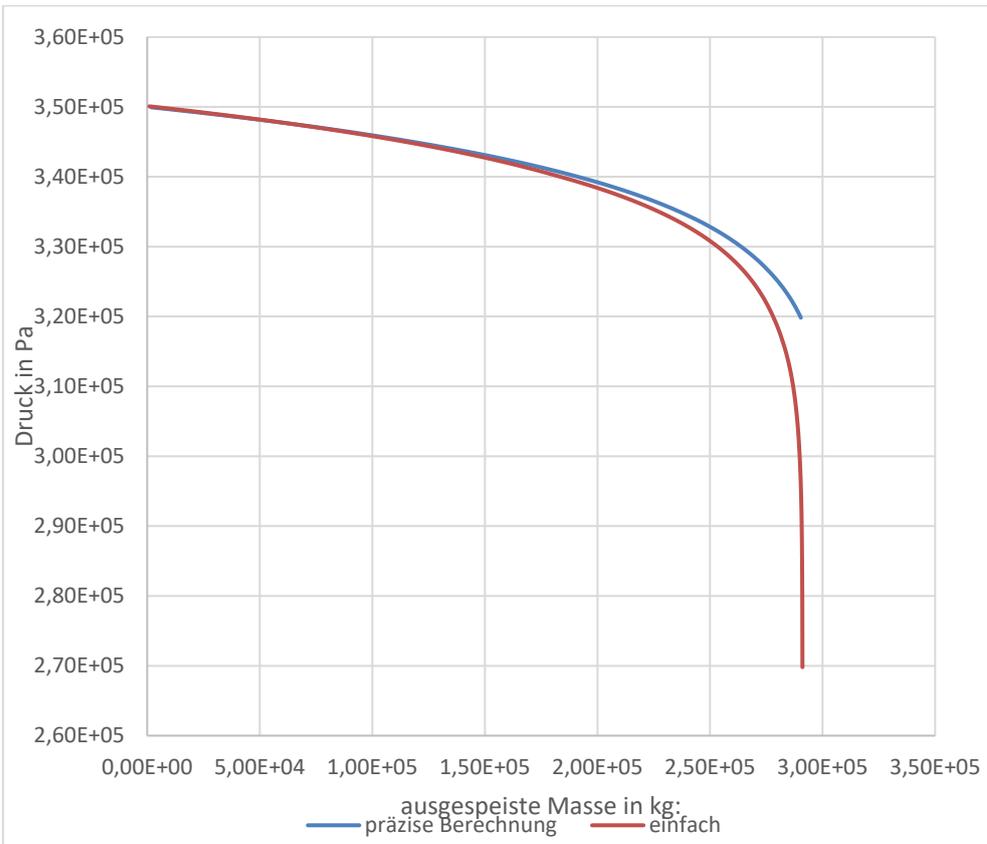
$$T_{i+1} = \frac{c_p^{\text{Gas}}(T'_{i+1, \text{Gas}})T'_{i+1, \text{Gas}}(N_i + \Delta N_i) + c_p^{\text{Wasser}}(T'_{i+1, \text{Wasser}})T'_{i+1, \text{Wasser}}\Delta N}{c_p^{\text{Gas}}(T'_{i+1, \text{Gas}})N_i + c_p^{\text{Wasser}}(T'_{i+1, \text{Wasser}})\Delta N} \quad (4.7)$$

Diese Gleichungen sind nicht ohne Weiteres analytisch in Einklang zu bringen, so dass eine numerische Lösung angestrebt worden ist. Diese ist durch ein C++-Programm bewerkstelligt worden, welches ebenfalls in der Lage ist, die Ausspeisung unter den Annahmen zu berechnen, die im vorhandenen Eingabedatensatz getroffen worden sind. Die Variationsvariable ist dabei die Stoffmengenänderung  $\Delta N$ , wobei die Volumenänderung  $\Delta V$  über die Ausspeiserate vorgegeben ist. Ein Vergleich zwischen den beiden Ausspeisepkurven ist in Abb. 4.92 gegeben. In weiten Bereichen der ausgespeisten Masse sind die Drücke beider Kurven beinahe identisch. Erst gegen Ende des Inventars trennen sich die Kurven nennenswert und erreichen eine Differenz von  $\Delta p \approx 50 \text{ kPa}$ . Diese Diskrepanz scheint jedoch nicht auf die Effekte von Gasexpansion und Wärmemischung zurückzuführen zu sein, da Testrechnungen mit vereinfachten Annahmen eine ähnliche Diskrepanz zeigen. Die Ausspeisepkurve ist als Tabelle in den Eingabedatensatz hinterlegt worden. Hierbei konnte ebenfalls sehr leicht realisiert werden, dass der Speisewasserbehälter laut Notfallhandbuch druckaufgeladen werden soll. Dies ist als Zunahme der Wassermasse im Code berücksichtigt worden und in Abb. 4.93 erkennbar. Mit Hilfe der

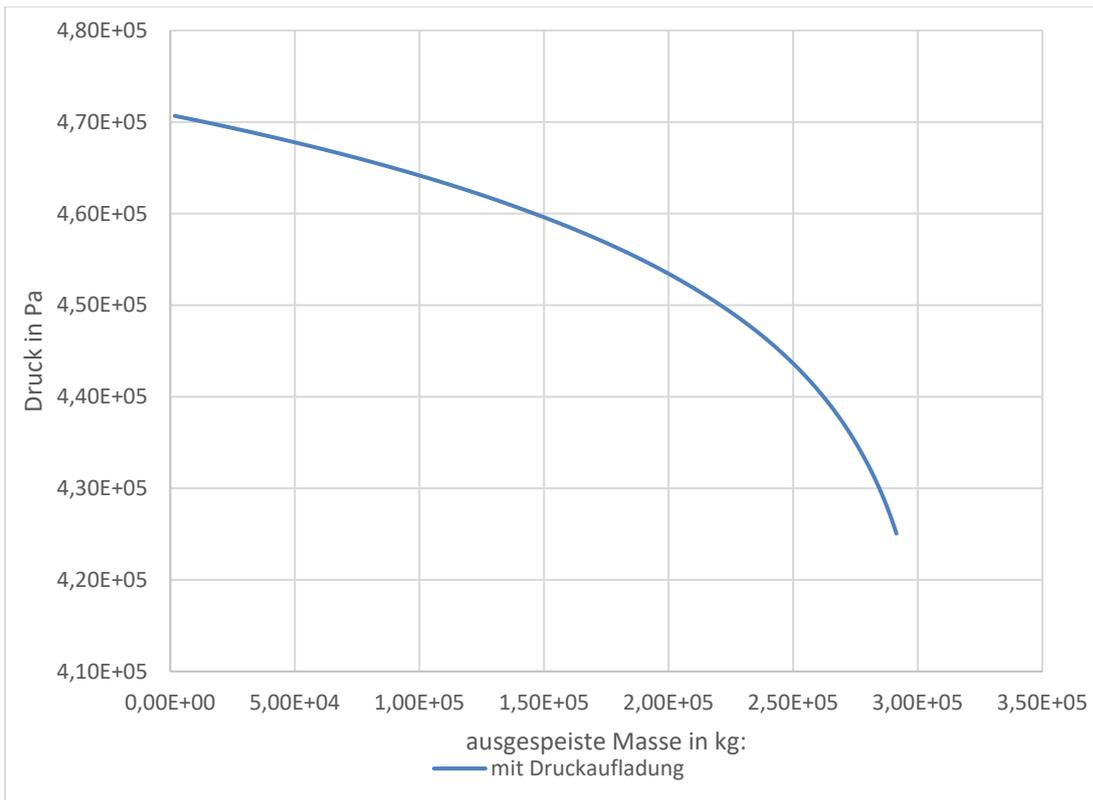
entsprechenden Einstellungen konnte eine entsprechende Tabelle erzeugt werden, die in den Eingabedatensatz eingepflegt worden ist.



**Abb. 4.91** Flussdiagramm der GCSM-Logik des Speisewassersystems (Auszug)



**Abb. 4.92** Ausspeisekurven für den Speisewasserbehälter mit allen thermodynamischen Effekten und vereinfacht



**Abb. 4.93** Ausspeisekurven für den druckaufgeladenen Speisewasserbehälter

Bei der Überprüfung des Speisewasserbehälters in Form der Füllstands-Volumen-Kurve ist festgestellt worden, dass die Endkalotten, über die der Behälter verfügt, nicht berücksichtigt worden sind. Der Zylinderteil ist dabei gemäß Abb. 4.94 zu berechnen. Die Fläche  $F_1$  ist dabei mit Hilfe der Zylinderkoordinaten zu berechnen. Der Grenzwinkel in Abhängigkeit von der Füllstandshöhe  $h$  ist dabei:

$$\phi_G = \arcsin\left(\frac{b_G(h)}{R}\right) \quad (4.8)$$

Die Breite des Wasserspiegels  $b_G$  ist:

$$b_G(h) = \sqrt{R^2 - (R - h)^2} \text{ für } h \leq R, \quad b_G(h) = \sqrt{R^2 - (h - R)^2} \text{ für } h > R \quad (4.9)$$

$R$  steht für den Radius,  $h$  für den Füllstand. Die Fläche  $F_1$  ist dann:

$$F_1 = \int_0^R \int_{-\phi_G(h)}^{\phi_G(h)} r' dr' d\phi = \frac{1}{2} LR^2 2 \arcsin(\phi_G(h)) \quad (4.10)$$

Über die Breite  $b_G$  kann dann eine Korrektur per Fläche  $F_2$  erfolgen, so dass ausschließlich der Wasserquerschnitt berücksichtigt ist:

$$F_2 = b_G(h) \cdot (R - h) \text{ für } h \leq R, F_2 = b_G(h) \cdot (h - R) \text{ für } h > R \quad (4.11)$$

Das Wasservolumen des Behälters ist dann:

$$V_{\text{Zyl.}}^{\text{Wasser}}(h) = L \cdot (F_1 - F_2) = LR^2 \arcsin\left(\frac{\sqrt{R^2 - (R-h)^2}}{R}\right) - L\sqrt{R^2 - (R-h)^2} \cdot (R-h) \text{ für } h \leq R \quad (4.12)$$

Bzw.:

$$V_{\text{Zyl.}}^{\text{Wasser}}(h) = LR^2\pi - LR^2 \arcsin\left(\frac{\sqrt{R^2 - (h-R)^2}}{R}\right) + L\sqrt{R^2 - (h-R)^2} \cdot (h-R) \text{ für } h > R \quad (4.13)$$

$L$  steht dabei für die Länge des Behälters, der liegend angeordnet ist.

Die Endkalotten sind dabei ähnlich zu berechnen, wobei Abb. 4.95 behilflich ist. Wie im Falle des Zylinders ist hier der Grenzwinkel für die Berechnung der Fläche erforderlich und der variable Radius, der sich jedoch bei der Integration ändert. Zunächst ist der lokale Radius einfach über Pythagoras zu berechnen:

$$r(h') = \sqrt{R'^2 - (R' - h')^2} \text{ für } h' \leq R', r(h') = \sqrt{R'^2 - (h' - R')^2} \text{ für } h' > R' \quad (4.14)$$

Der Winkel, bei dem der Radius die Schweißnaht berührt ist:

$$\varphi(h') = \arcsin\left(\frac{H}{r(h')}\right) \quad (4.15)$$

Die Fläche  $F_1$  ist nun wie folgt zu berechnen:

$$F_1(h') = \int_0^{r(h')} \int_{\varphi_G(h)}^{\pi - \varphi_G(h)} r' dr' d\varphi = \frac{1}{2} r^2(h') (\pi - 2\varphi_G(h')) \quad (4.16)$$

Die Korrekturfläche  $F_2$  ist:

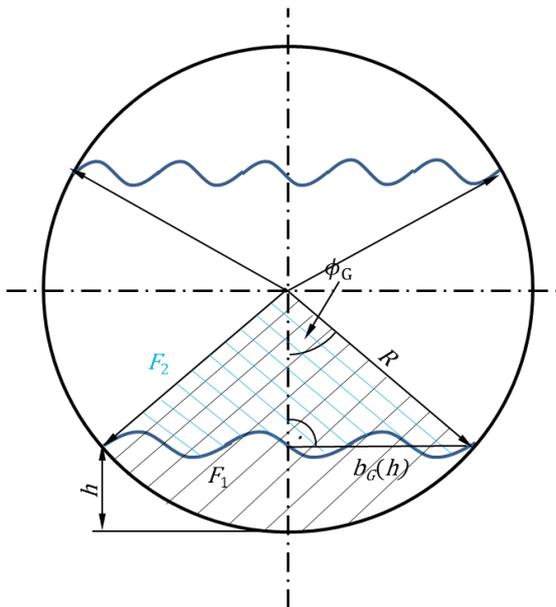
$$F_2(h') = \cos(\varphi_G(h')) H = \sqrt{r(h')^2 - H^2} \cdot H \quad (4.17)$$

Die zu berücksichtigende Fläche ist, wie zuvor im Zylinderfall  $F = F_1 - F_2$ .

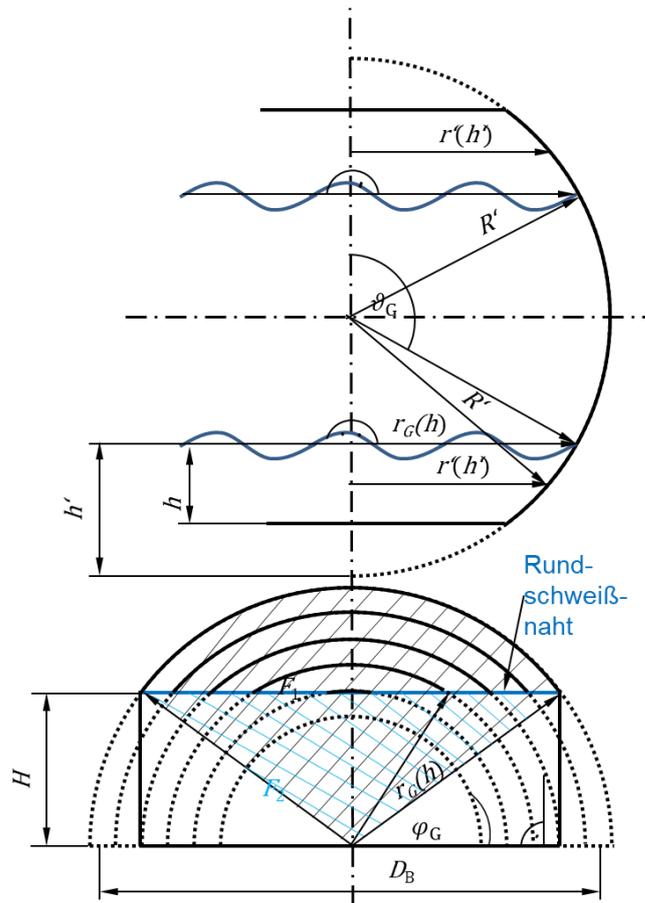
Das Kalottenvolumen ist dann das Integral über die Wasserhöhe bis zum aktuellen Stand  $h$ :

$$V_{\text{Kalotte}}^{\text{Wasser}} = \int_{h_0}^{h'} F(h'') dh'' \text{ mit } h' = h + h_0, h_0 = R' - \frac{D_B}{2} \text{ und } R' = \sqrt{\left(\frac{D_B}{2}\right)^2 + H^2} \quad (4.18)$$

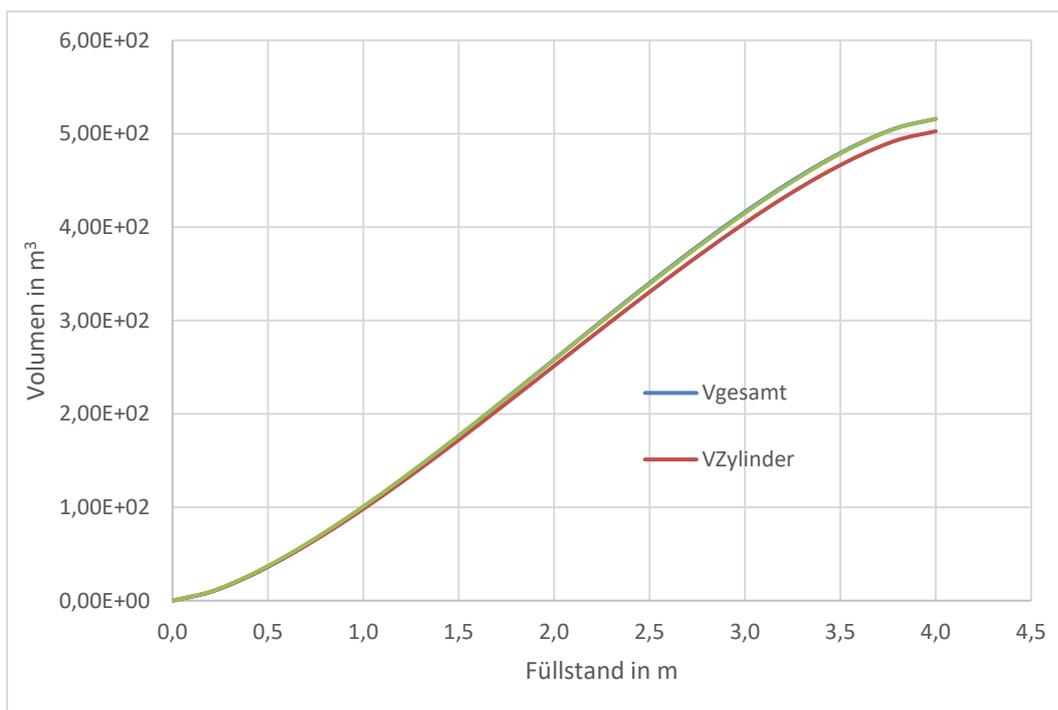
Dieser Ausdruck kann leicht numerisch gelöst werden und ist in das C++-Programm zur thermohydraulischen Berechnung in Bezug auf den Speisewasserbehälter eingepflegt worden. In Abb. 4.96 ist ein Vergleich von dem Volumen des Speisewasserbehälters mit Endkalotten und ohne gezeigt. Hierbei unterscheiden sich die Kurven im Wesentlichen um den Betrag des Volumens eben dieser Kalotten. Ferner ist eine Kurve gezeigt, die den Ausdruck für den Zylinder impliziert, jedoch mit dem korrigierten Volumen re-normiert ist. Es zeigt sich, dass diese beinahe deckungsgleich ist mit der korrekten Kurve.



**Abb. 4.94** Querschnitt des Zylinderteils des Speisewasserbehälters



**Abb. 4.95** Seitenansicht und Draufsicht auf eine Endkalotte des Speisewasserbehälters

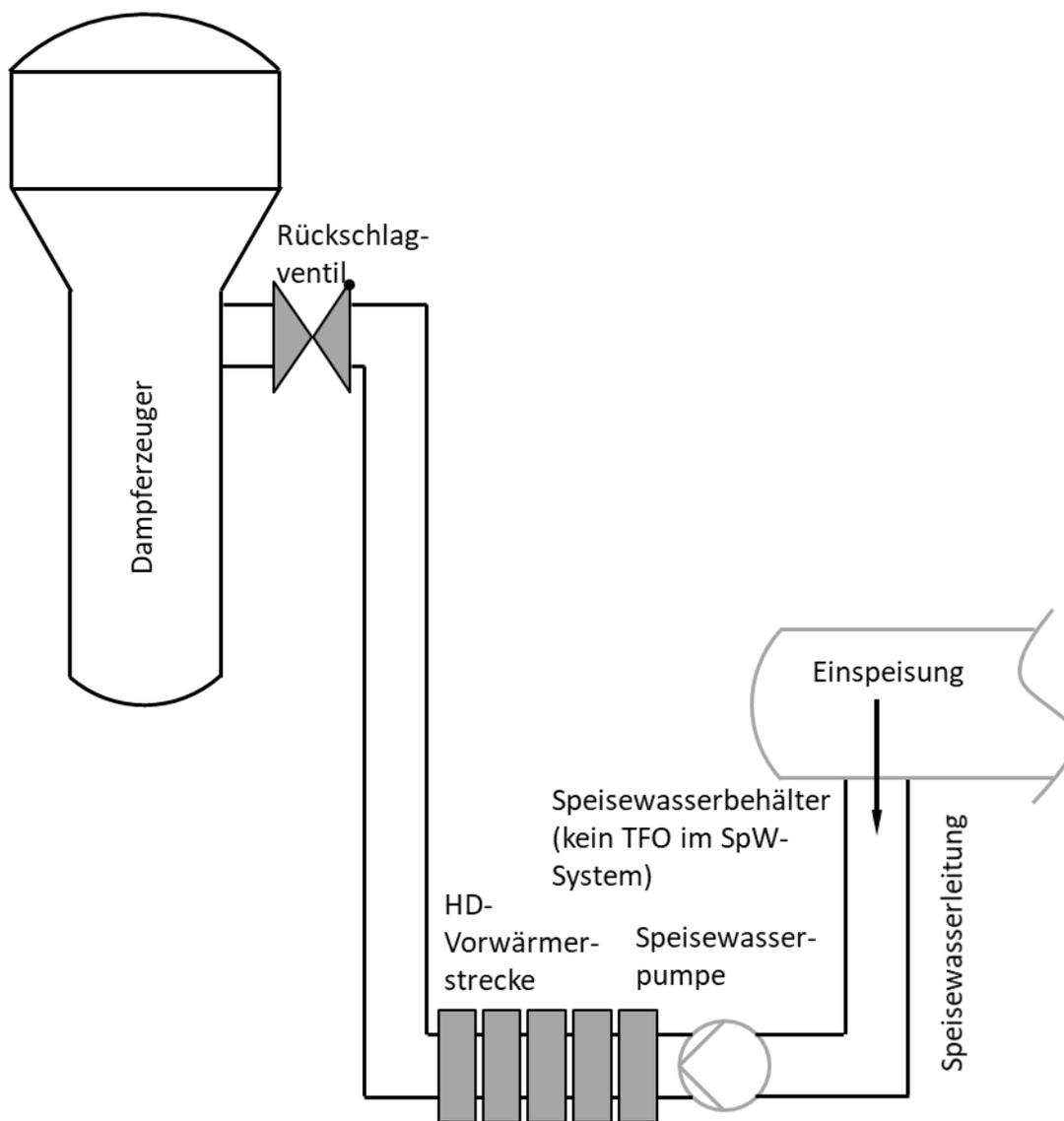


**Abb. 4.96** Füllvolumen in Abhängigkeit vom Füllstand im Speisewasserbehälter

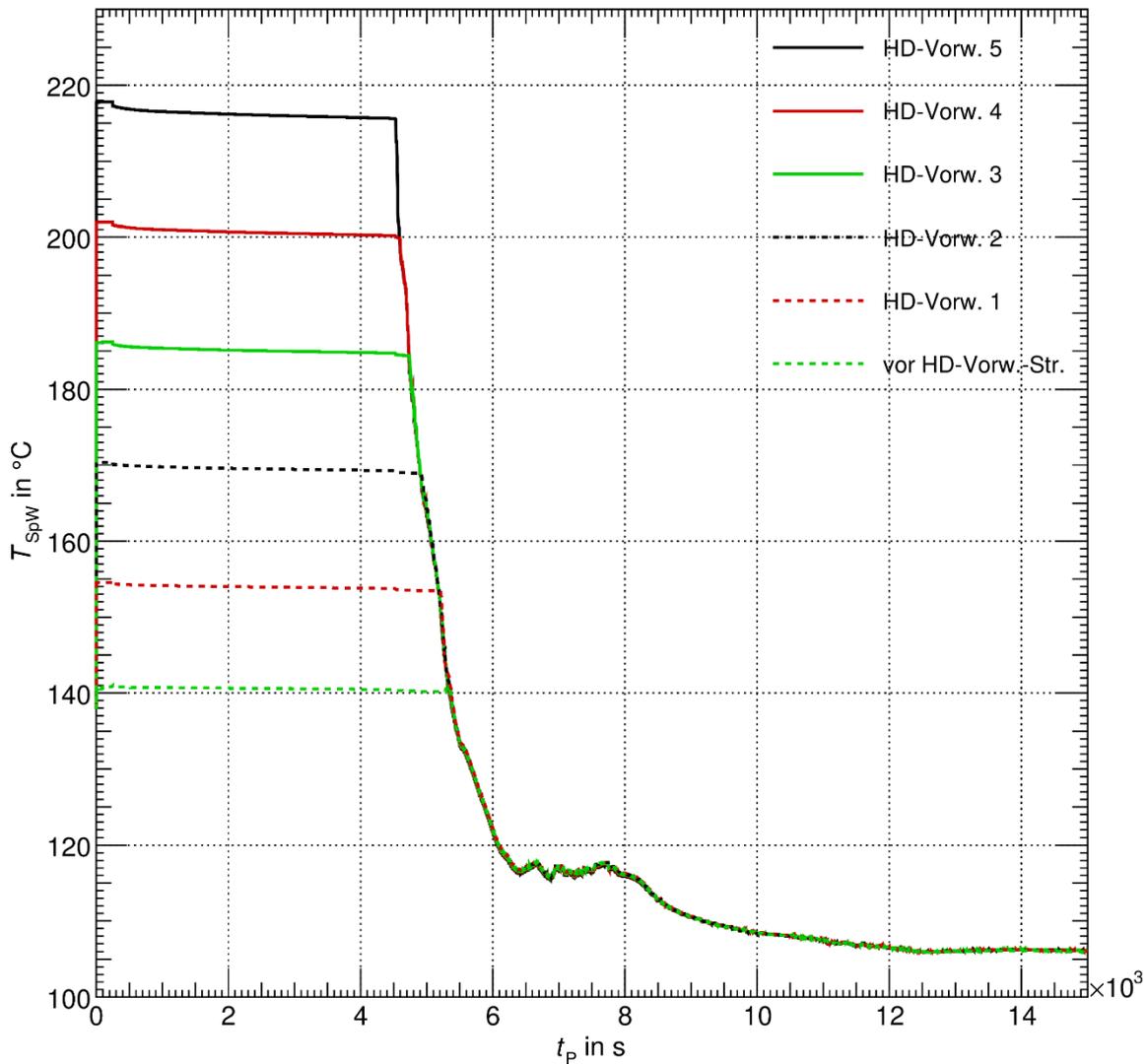
Neben der Behandlung des Speisewasserbehälters ist das Speisewasserleitungssystem ebenfalls in Hinsicht auf dessen Dimensionen, auch in Hinblick auf den Behälter, eine nennenswerte Größe. Das Volumen des Behälters beträgt ca.  $V_{\text{SpWB}} \approx 516 \text{ m}^3$ , wovon im Normalbetrieb ca.  $V_{\text{SpWB}}^{\text{Wasser}} \approx 324 \text{ m}^3$  Wasser sind. Das Speisewasserleitungssystem kommt selbst auf ca.  $V_{\text{SpWL}} \approx 250 \text{ m}^3$ , welches jedoch gleichzeitig dem Wasservolumen entspricht. Hinsichtlich der Masse nach einer ATHLET-Testrechnung stehen  $m_{\text{SpWB}}^{\text{Wasser}} = 3,03419 \cdot 10^5 \text{ kg}$  gegen  $m_{\text{SpWL}}^{\text{Wasser}} = 2,28251 \cdot 10^5 \text{ kg}$ , welches ca. 75 % der Masse des Speisewasserbehälters entspricht. Dieser Umstand legt nahe, das Speisewasserleitungssystem zu berücksichtigen. Dies ist mit Hilfe einer einfachen Modellierung erreicht worden, die in Abb. 4.97 dargestellt ist. Hierbei werden die zwei Vorwärmstrecken nicht abgebildet, sondern das Volumen des Systems gleich auf die Leitungen hin zu den Dampferzeugern verteilt.

Aus thermodynamischer Sicht ist ferner zu berücksichtigen, dass die Vorwärmstrecken zu einer Temperaturstaffelung des Wassers auf die Länge des Leitungssystems führen, welche nicht zu vernachlässigen ist, da diese auch den Druck und die Kühlfähigkeit beeinflussen. Entsprechend ist diese Vorwärmerstrecke mit einfachen Mitteln abgebildet worden. Auch hier ist die Temperaturdifferenz zwischen Speisewasserbehälter und Speisewasserendtemperatur gleich auf die Vorwärmer verteilt worden ( $\Delta T_i = \frac{\Delta T}{n_{\text{VW}}}$  mit  $i$ : Index des Bereichs, der einem Vorwärmer zugeordnet werden kann,  $\Delta T_i$ : Temperaturdifferenz zwischen den Vorwärmern bzw. zwischen Vorwärmer und Speisewasserbehälter,  $\Delta T$ : Differenz zwischen Speisewasserbehältertemperatur [ $T_{\text{SpWB}} = 138 \text{ °C}$ ] und Speisewasserendtemperatur [ $T_{\text{SpWE}} = 218 \text{ °C}$ ],  $n_{\text{VW}}$ : Anzahl der Vorwärmer: [ $n_{\text{VW}} = 5$ ]). Die Temperatur ist dabei mit einem einfachen GCSM-Block eingeregelt, wobei eine Proportionalregelung mit Hilfe von 5 Tabellen modelliert worden ist.

Das Ergebnis dieser Temperaturstaffelung ist in Abb. 4.98 gezeigt. Hierbei handelt es sich um eine Simulation eines SBOs, wobei dieser ab  $t_p = 250 \text{ s}$  in Erscheinung tritt. Im Folgenden sinken die Temperaturen durch den Wärmeverlust in das Maschinenhaus, das in einfachster Form in COCOSYS eingebracht worden ist. Eine Vermischung findet hierbei offenbar nicht statt. Dies tritt erst mit der Druckentlastung der DEs nach  $t_p = 4532 \text{ s}$  ein, wenn Inventar aus den Leitungen in die DEs strömen.



**Abb. 4.97** Schematische Darstellung des Speisewassersystems



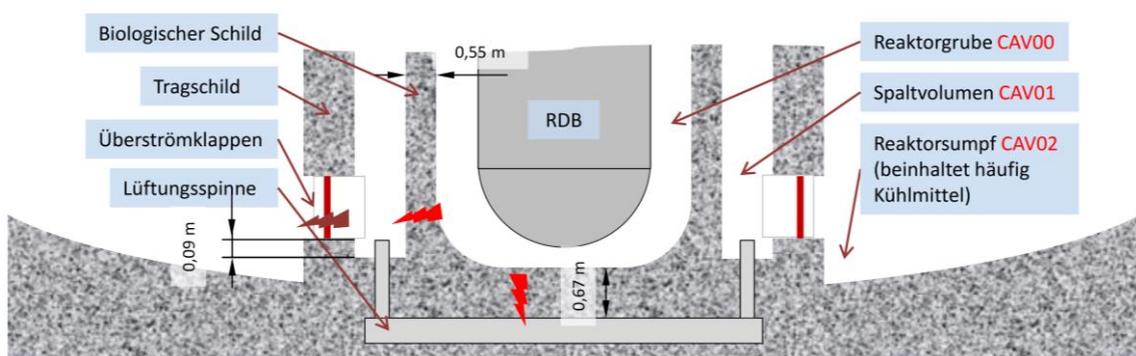
**Abb. 4.98** Temperaturen in den verschiedenen Bereichen einer einfachen SpW-Leitung im SBO-Szenario

#### 4.2.2.4 Anpassung der Cavity an den Stand von Wissenschaft und Technik

Hinsichtlich des Bereichs, in dem die Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI: *molten corium-concrete interaction*) stattfindet, sind in einigen Vorhaben der GRS einige wesentliche Anstrengungen unternommen worden, deren Ergebnisse bisher dem MELCOR-Eingabedatensatz (in MELCOR: Cavity [CAV]- Paket) für den generischen KONVOI zugutegekommen sind. Aus diesem Grund stellt diese Behandlung die Grundlage für den AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatz dar.

Die wesentlichen Tätigkeiten bestehen einerseits in der Erweiterung des MCCI-Bereichs (im Folgenden „Cavity“ genannt) von der Reaktorgrube auf diese und zwei weitere in

Form des Bereichs zwischen biologischem Schild und Tragschild (kurz: „Spalt“) und dem Reaktorsumpf (kurz: „Sumpf“). Dies ist in Vorhaben 3612R01361 /GRS 16/ geschehen und basiert auf Überlegungen bzgl. der Möglichkeit, dass Schmelze die Grube verlässt. Eine schematische Darstellung ist in Abb. 4.99 gegeben. Ein Übertrag kann auf zwei Arten geschehen: zum einen kann der biologische Schild seitlich so weit erodieren, dass die Restbetonstärke aufbricht. Dann strömt Schmelze in den Spalt, der per Überströmklappen mit dem Sumpf verbunden ist. Diese Klappen sind in den Tragschild eingelassen und deren Unterkante befinden sich nur wenig oberhalb des Spaltbodens. Entsprechend wird beinahe instantan Schmelze in den Sumpf übertragen. Zum zweiten kann die Schmelze vertikal so weit erodieren, dass sie die Lüftungskanäle für den Beton erreicht (aufgrund der strahlenförmigen Geometrie kurz „Lüftungsspinne“ genannt). Diese Kanäle verbindet dann Grube, Spalt und Sumpf, wobei angenommen wird, dass die Schmelze mehr oder weniger instantan dort hinströmen kann und nicht erstarrt.



**Abb. 4.99** Cavity-Modellerweiterung um Spalt- und Sumpf-Cavity in 3612R01361 /GRS 16a/

Im Rahmen des Vorhabens 3614R01520 /GRS 17a/ ist ein Modell entwickelt worden, das die Kontur der erodierten Cavity prüft und entscheidet, ob die Cavity versagt und wo dies geschieht. Dieses Modell ist in Vorhaben RS1556 in den MELCOR-Eingabedatensatz für den generischen KONVOI für die Grube eingepflegt worden. Bereits in Vorhaben 3614S60033 /GRS 17b/ ist es in die Cavity des Brennelementlagerbeckens des KONVOI eingebracht worden, welches jedoch nur in diesem Vorhaben verwendet worden ist. Dies liegt in dem Umstand begründet, dass MELCOR die Zerstörung nur eines „Kerns“ simulieren kann und für das BELB ein analoger Kern definiert werden muss. Simultan kann demnach kein Brennelementschaden in Kern und Lagerbecken berechnet werden, weswegen sich eine „Cavity“ ebendort für Unfälle mit Schaden im RDB erübrigt.

Für den SWR ist das Modell in Vorhaben UM16R01326 /GRS 17c/ in den SWR-72-Eingabedatensatz eingepflegt worden.

Für eine Kurzbeschreibung der Eigenschaften dieses Modells betrachte man Abb. 4.100 und Abb. 4.101. Man erkennt die Reaktorgrube in intaktem Abb. 4.100 und erodiertem Zustand Abb. 4.101 (SBO-Szenario in MELCOR). Es ist der Innenbeton (blau in Abb. 4.100), der Außenbeton (schwarz in Abb. 4.100) ein Strahlenursprung (schwarzer Punkt in Abb. 4.100) und ein Versagensperimeter (rot gestrichelt in Abb. 4.100) gezeigt.

Gemäß den Ausführungen unter Kapitel 3.4 in /SAN 17/ wird die Erosion zunächst entlang der Normalen zur lokalen Oberfläche gerechnet. Dann wird der Körperpunkt wieder auf den zugehörigen Strahl zurückverlagert, welches zu einer numerisch stabilen Lösung führt. Somit bestimmt der Strahlenursprung mitunter die Form der erodierten Cavity, wie in Abb. 4.101 zu erkennen ist.

Nun kann mit Hilfe von Kontrollfunktionen jeder Körperpunkt auf seine Lage hin zum Versagensperimeter geprüft werden. Erreicht ein Körperpunkt diesen Perimeter, versagt die Cavity an dieser Stelle und alles Material, das sich oberhalb des Punktes befindet, wird in die nachgelagerte Cavity übertragen. Wie in Abb. 4.101 bei genauer Betrachtung im unteren Bereich des biologischen Schildes zu erkennen ist, bleibt der Körperpunkt, der zuerst den Perimeter erreicht, stehen, da dort anschließend keine Energie mehr vorhanden ist, um die Erosion weiter fortzusetzen. Die Erosion schreitet darunter jedoch weiter fort, so dass die dortigen Körperpunkte nach wie vor verlagert werden können, bis auch sie den Versagensperimeter erreicht. Dann wird wiederum Schmelze oberhalb übertragen. Insgesamt ergibt sich damit eine genauere Abbildung der Schmelzeverteilung über die drei Cavities.

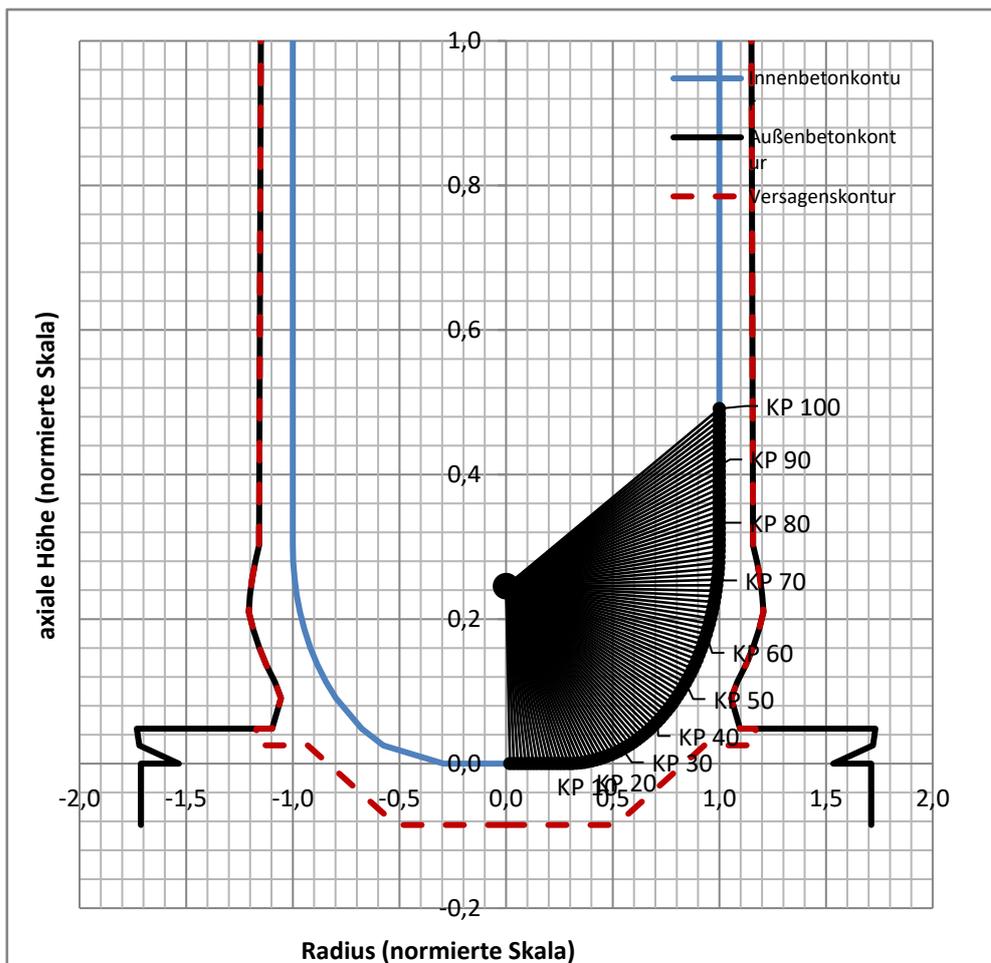
In COCOSYS wird dem Anwender ebenfalls die Möglichkeit an die Hand gegeben, mehrere Cavities zu definieren. In dem diesem Vorhaben zu Grunde liegenden Eingabedatensatz ist eine solche Modellierung auch bereits gegeben.

In /COC 21/ (Kapitel 9.1) wird beschrieben, dass das CCI-Modul (basierend auf MEDICIS) bei der Erosion die Cavity-Grenzfläche als Abfolge von Kegelstümpfen ansieht. Die Erosion geschieht entlang der Winkelhalbierenden des Winkels des eigentlichen Knotens und der beiden benachbarten, welches ähnlich zu der Erosion in MELCOR ist. Allein die nachträgliche Verlagerung auf ein Strahlensystem, das maßgeblich vom Anwender bestimmt wird, existiert nicht.

Für die physikalischen und chemischen Charakteristika sind die entsprechenden Handbücher /COC 21/ und /SAN 17/ zu konsultieren.

Für das Versagen einer Cavity gibt es in COCOSYS wie in MELCOR die Möglichkeit eines radialen und axialen Versagens. In COCOSYS lassen sich ebenfalls Versagenskriterien definieren. Jedoch sind die verschiedenen Kriterien dem Gedanken untergeordnet, dass Schmelze zunächst in einen Raum übertragen wird, dann, nach weiterer Erosion in der ursprünglichen Cavity, in einen anderen Raum übertragen werden kann. Eine Versagenskontur, wie sie in Abb. 4.100 und Abb. 4.101 zu erkennen ist.

Ferner ist die Annahme zu prüfen, ob Schmelze durch die Lüftungsspinne in den Spalt und Sumpf übertragen werden kann, ohne auf dem Weg dorthin zu erstarren. Diese Annahme ist Grundlage für den unteren Bereich der Versagenskontur in Abb. 4.100 und Abb. 4.101. Neuere Überlegungen diesbezüglich legen nahe, dass die Möglichkeit der Erstarrung noch einmal genauer beleuchtet werden sollte.



**Abb. 4.100** Cavity-Modell der Reaktorgrube mit Körperpunktstrahlen für die „Konturverfolgung“

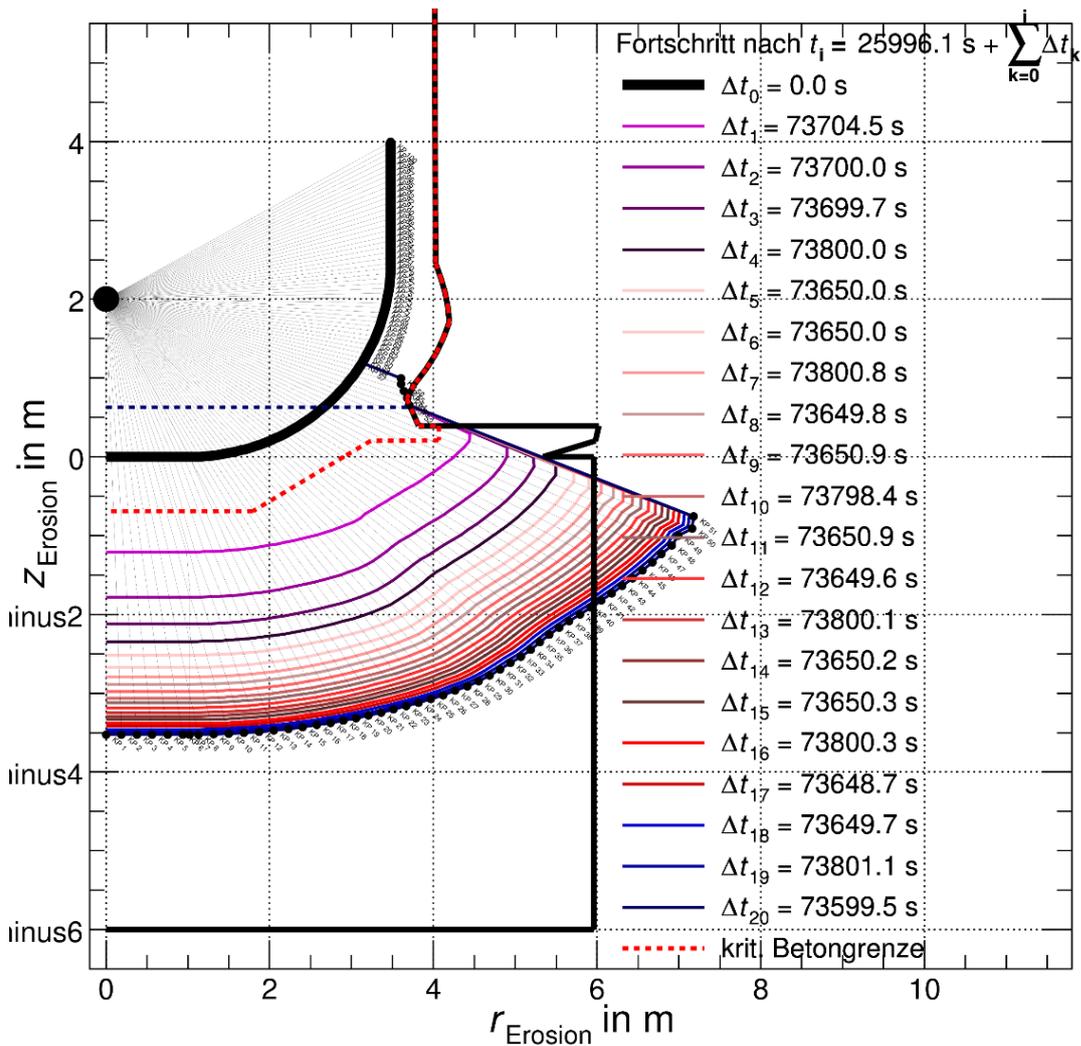


Abb. 4.101 erodierte Cavity einer MELCOR-SBO-Simulation

#### 4.2.2.5 Durchführung der Analysen der Basisfälle: Analysen zum Unfallablauf „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“

In diesem Kapitel sind Unfallabläufe für die auslösenden Ereignisse "kleines Leck" beschrieben. Die beschriebenen Analysen wurden durchgeführt, um die Fähigkeiten des geänderten ATHLET-CD-Eingabedatensatzes zur realistischen Vorhersage des Unfallgeschehens im Rahmen der integralen AC<sup>2</sup>-Berechnungen zu bewerten. Die Ergänzungen und Optimierungen des AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatzes der Referenzanlage sind in Kapitel 4.2.1 beschrieben. Das Basisszenario entspricht den im Rahmen des Forschungsprojekts 4717R01335 durchgeführten Analysen zum "kleinen Leck". Eine detaillierte Beschreibung des Unfallszenarios befindet sich in /GRS 22a/. Analysiert wird im Folgenden ein "kleines Leck" mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen. Dabei wurden die

relevanten Sicherheitsmaßnahmen des Notfallhandbuchs der Referenzanlage berücksichtigt, die in der Referenzanlage bis zu den Fukushima-Ereignissen bereits umgesetzt worden waren.

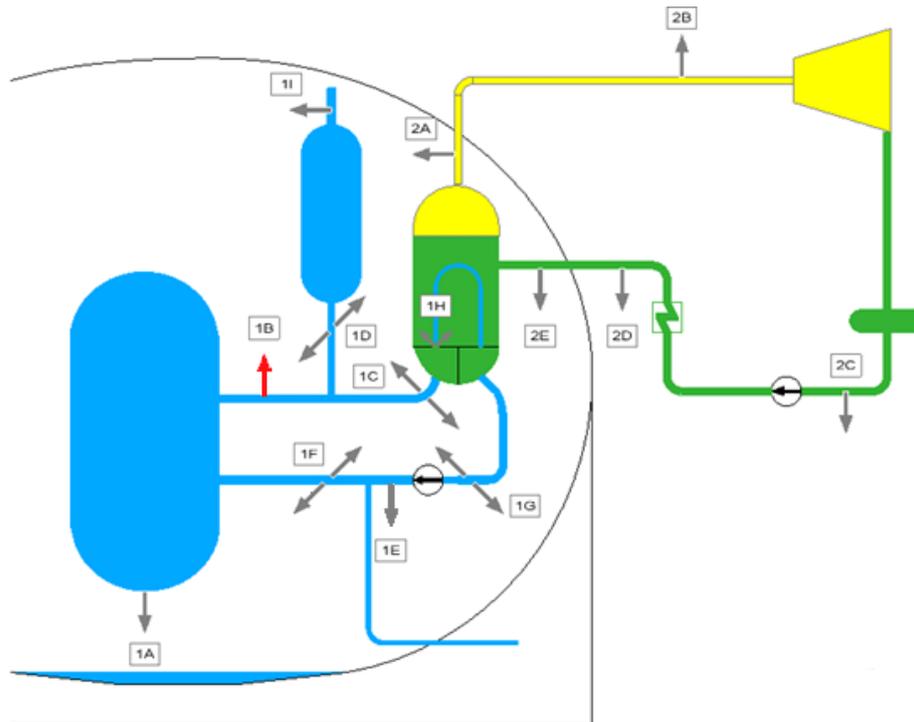
Der direkte Vergleich der relevanten Kerngrößen des Störfallszenario aus den im Rahmen des Forschungsprojekts 4717R01335 erhaltenen Simulationsergebnissen mit den neu berechneten diente der Bewertung der Leistungsfähigkeit des geänderten AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatzes. Zu beachten ist, dass abgesehen von der durchgeführten Optimierung und Verbesserung im Eingabedatensatz, die neueste Version der AC<sup>2</sup>-Software für die Simulationen verwendet wurde. Für die Simulationen wurde eine vereinfachte SHB-Modellierung (COCOSYS Datensatz) verwendet.

#### **4.2.2.5.1 Randbedingungen des „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“**

Um einen auslegungüberschreitenden Ereignisablauf zu erreichen, werden zusätzlich zum einleitenden Ereignis „kleines Leck“ weitere Ausfälle von Sicherheitssystemen postuliert. Das Leck im heißen Strang der DH-Kühlmittelschleife weist eine Leckgröße von 20 cm<sup>2</sup> auf. Folgende Randbedingungen sind berücksichtigt:

- 100K/h-Abfahren verfügbar
- Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen und der An- und Abfahrpumpen
- Ausfall der Notbespeisung durch die vier Notspeisepumpen
- Einspeisung durch die vier Sicherheitseinspeisepumpen verfügbar
- Ausfall der Sumpfschaltung nach Entleerung der Flutbecken
- Ansaugen der Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf wegen des Ausfalls der Sumpfschaltung ebenfalls nicht verfügbar
- keine sekundärseitige Bespeisung durch die mobile Pumpe
- ohne Verfügbarmachung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher aus dem schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuchs

Die Bruchstelle ist in Abb. 4.102 schematisch dargestellt.



**Abb. 4.102** Schematische Darstellung der Leckposition

#### 4.2.2.5.2 Analyseergebnisse Basisfall „kleines Leck mit Mehrfachausfällen“

Im Folgenden sollen die physikalischen Größen, die den Unfallablauf kennzeichnen, genauer betrachtet werden. Dazu ist eine grobe Unterscheidung zwischen den Zuständen im Reaktorkühlkreislauf (RKL), im Sicherheitsbehälter (SHB) und die Freisetzung in die Umgebung sinnvoll.

##### 4.2.2.5.2.1 Zustände im Reaktorkühlkreislauf

Die stationäre Phase, in der die Anlage bei voller Leistung betrieben wird, dauert 5000 s. Nach dieser Zeit tritt das auslösende Ereignis in Erscheinung, welches in diesem Falle im Auftreten eines 20 cm<sup>2</sup>-Leck besteht. Durch das Leck strömt RKL-Inventar in den Sicherheitsbehälter. Infolgedessen kommt es zum Druckabfall im RKL, wie es in Abb. 4.103 zu erkennen ist, jedoch zu einem Anstieg des Druckes im Sicherheitsbehälter (siehe Abb. 4.107), so dass das Reaktorschutzkriterium  $\Delta p_{\text{SHB}}^{\text{ATM}} > 300 \text{ Pa}$  (Differenzdruck zw. SHB und Umgebung) nach 5003,4 s ausgelöst wird, welches direkt die RESA (JR11) auslöst. Das Notkühlvorbereitungssignal (JR31) wird nach 5109,7 s aktiviert, welches von 2v3 der entsprechenden Kriterien ( $p_{\text{RKL}} > 11 \text{ MPa}$ ,  $\Delta p_{\text{SHB}}^{\text{ATM}} > 3 \text{ kPa}$ ,  $L_{\text{DH}} > 2,28 \text{ m}$ ) ausgelöst wird.

Durch das Kriterium des Überdruckes im SHB ( $\Delta p_{\text{SHB}}^{\text{ATM}} > 3 \text{ kPa}$ ) und dem Druckabfall im RKL unter 13,2 MPa ( $p_{\text{RKL}} < 13,2 \text{ MPa}$ ) kommt es sekundärseitig zum Abfahren der Dampferzeuger mit 100 K/h, so dass dort der Druck schnell abnimmt.

Somit kommt es trotz der fehlenden Verfügbarkeit von Systemen zur DE-Bespeisung zu einer passiven Bespeisung aus den Speisewasserleitungen. Die gesamte Menge an eingespeistem Speisewasser pro Dampferzeuger beträgt dabei ca. 56,95 t. Die Füllstände der DEs sind in Abb. 4.106 zu sehen.

Währenddessen findet weiterhin ein Wärmeübertrag von der Primär- auf die Sekundärseite der Dampferzeuger statt. Deren Inventar geht nach 38820 s zur Neige. Durch die sekundärseitige Kühlung bei geringer sekundärseitiger Temperatur sinkt während der Notkühlung der Druck primärseitig ein wenig, so dass die Sicherheitseinspeisepumpen, deren Einspeisung, ebenso wie die der Zusatzborierpumpen, effektiv nach 5207 s bei einem RKL-Druck von ca. 10,17 MPa beginnen, ihren Einspeisemassenstrom während der Einspeisephase leicht erhöhen. Die Einspeisephase endet mit dem Zurneigegehen des Flutbeckeninventars nach 17459,7 s.

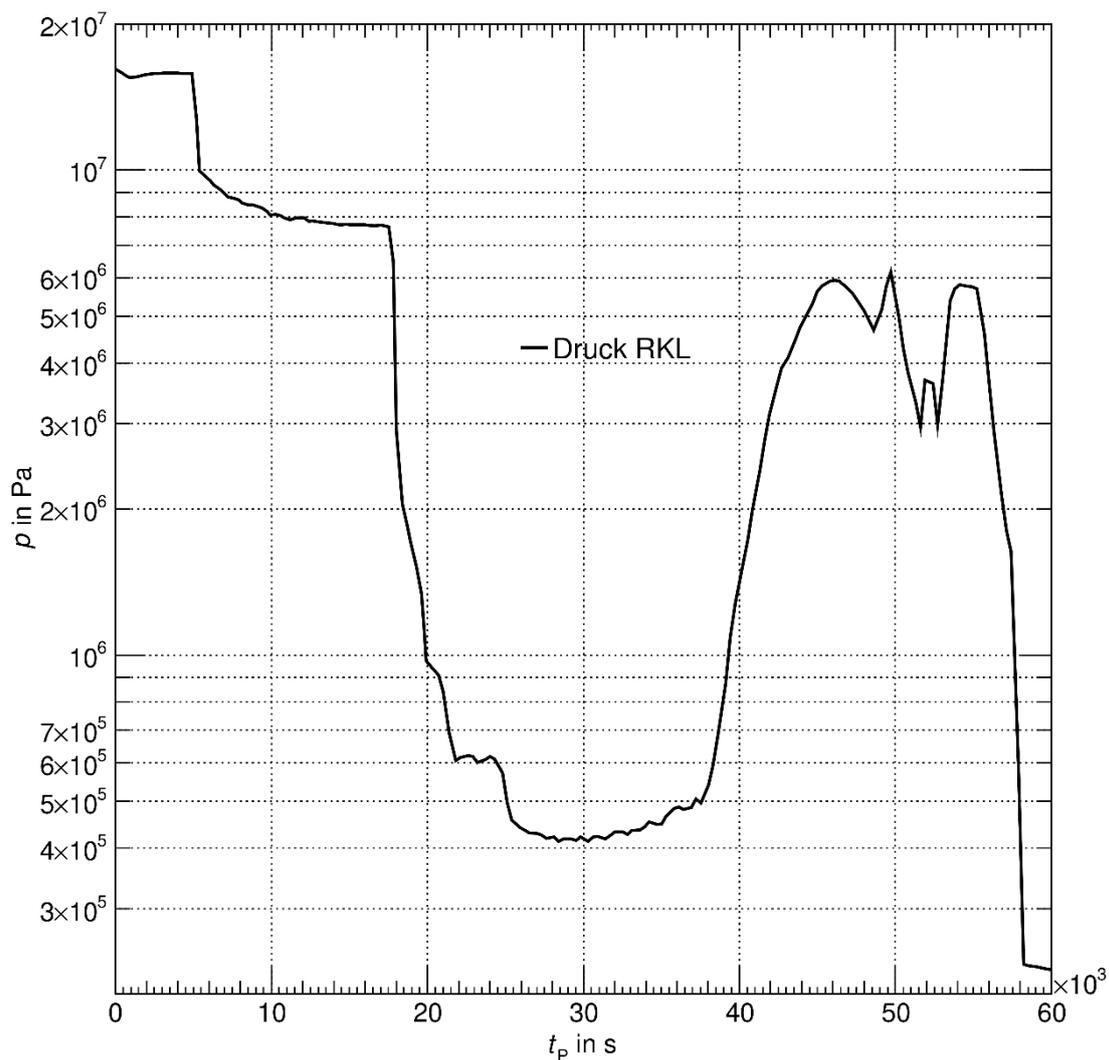
Da die Sicherheitseinspeisepumpen dem RKL den Druck aufgeprägt haben, sinkt der Druck auf  $< 2,6 \text{ MPa}$ , so dass die Druckspeicher einspeisen können, womit ca. 120 t Wasser zusätzlich eingespeist werden. Die kaltseitigen Druckspeicher werden dabei nach 500 s nach Notkühlkriterien abgesperrt.

Mit dieser letzten Einspeisung nimmt die Temperatur des Inventars wieder zu, so dass die Siedebedingungen nach 22715 s erreicht werden. Entsprechend nimmt das Inventar ab diesem Zeitpunkt wieder ab, so dass der Kern freigelegt wird, welches nach 276167 s beginnt. Das Verhalten des Füllstandes/Inventars im RDB ist in Abb. 4.104 dargestellt, was stellvertretend für den Füllstand des RKL dienen mag.

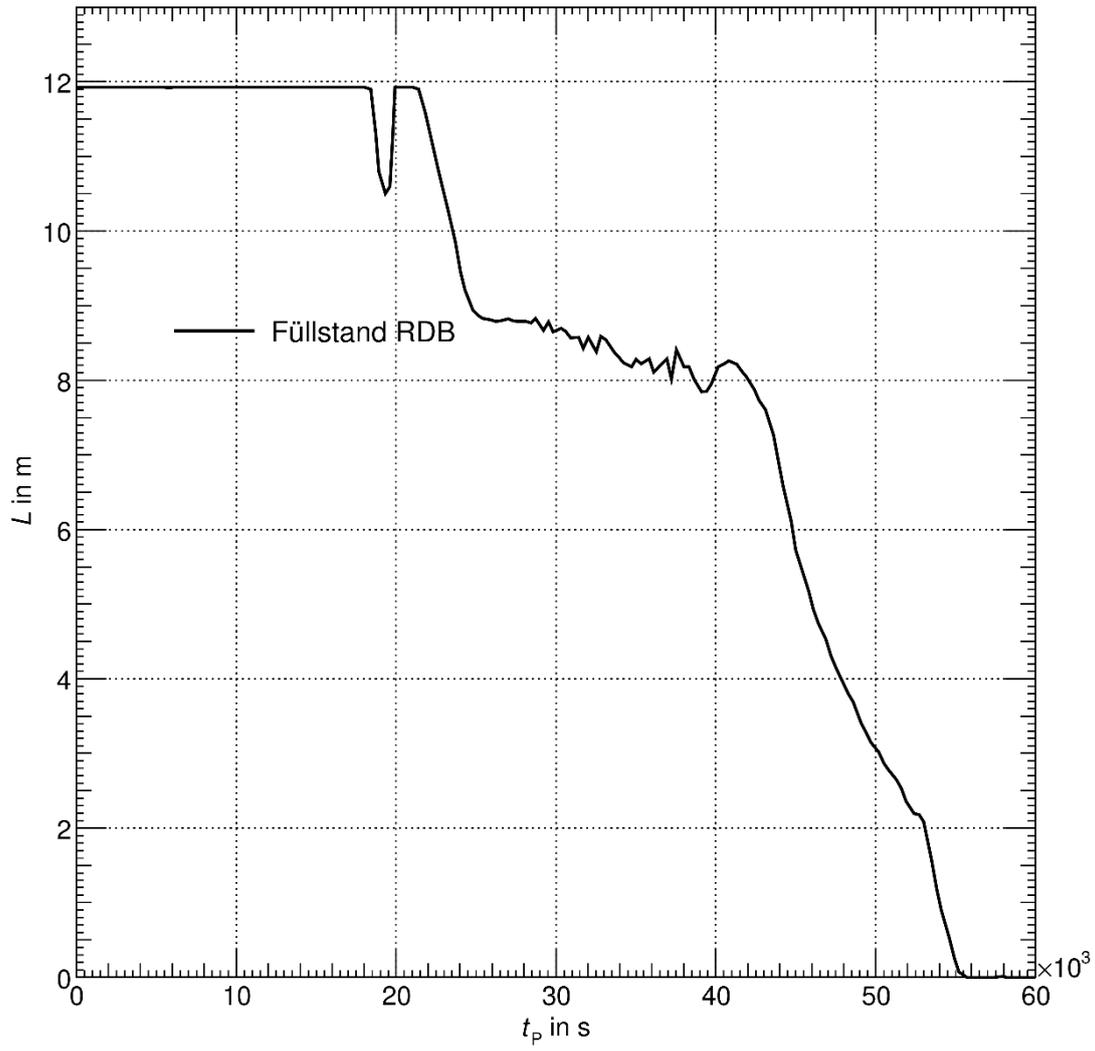
Infolgedessen heizen sich die unbedeckten Kernstrukturen auf, wobei nach 45502 s das Zirkonium mit dem Dampf im RKL reagiert, womit Wasserstoff produziert wird.

Hiermit eskaliert die Temperaturzunahme des Kernmaterials, wobei zunächst die Hüllrohre versagen, so dass Spaltgas ab 48303 s freigesetzt wird. Die Temperaturzunahme führt weiterhin zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffs, welches nach 48603 s in Erscheinung tritt. Mit dem Schmelzen kommt es zu einer sukzessiven Verlagerung des

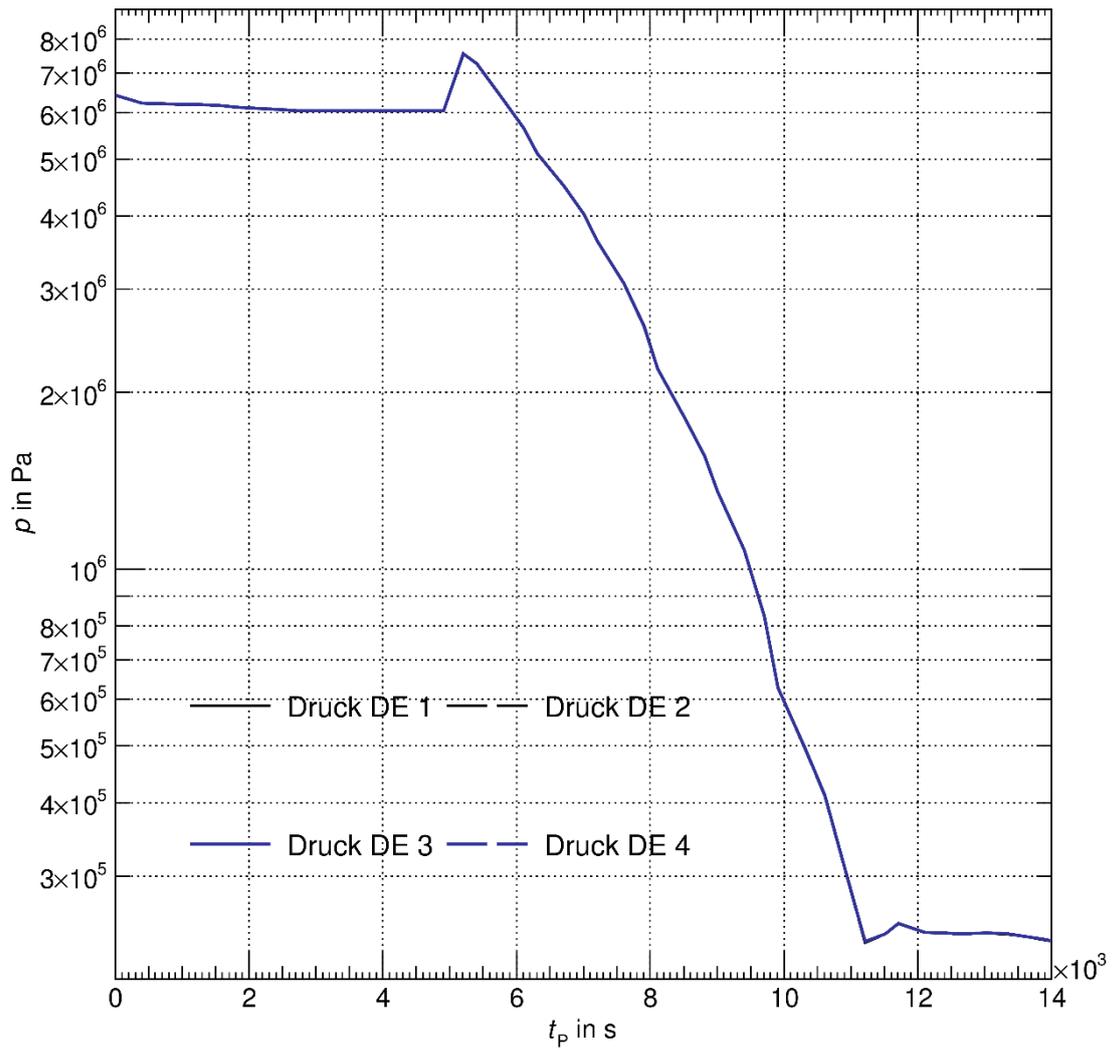
Kernmaterials in weiter unten liegende Regionen und sammelt sich auf der unteren Kerngitterplatte, welche sich hierdurch nach deren Freilegung aufheizt und letztlich nach 52805 s versagt, so dass Kernmaterial ins untere Plenum verlagert wird, wo sich noch ein Restwasserinventar befindet, das nach 55307 s ausgedampft ist. Als Konsequenz wird nun Wärme direkt in die untere Kalotte des RDB eingetragen, welche sich aufheizt und zu schmelzen beginnt, so dass sie letztlich nach 57608 s versagt, wobei Kernmaterial aus dem RDB in die Reaktorgrube eingetragen wird und damit der Übergang von der „in“- in die „ex vessel“-Phase eingeläutet wird.



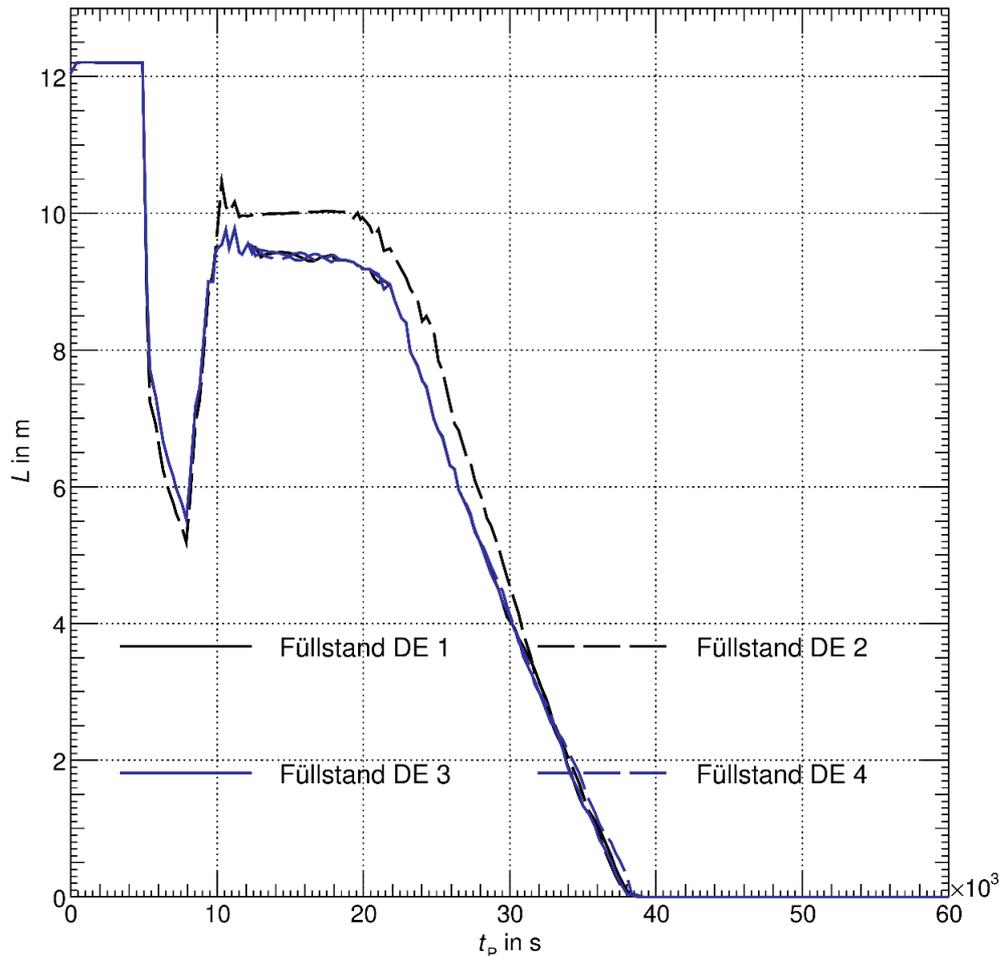
**Abb. 4.103** Druck im Reaktorkühlkreislauf, Fall: SBLOCA



**Abb. 4.104** Füllstand im RDB, Fall: SBLOCA



**Abb. 4.105** Druck in den Dampferzeugern, Fall: SBLOCA



**Abb. 4.106** Füllstände in den Dampferzeugern, Fall: SBLOCA

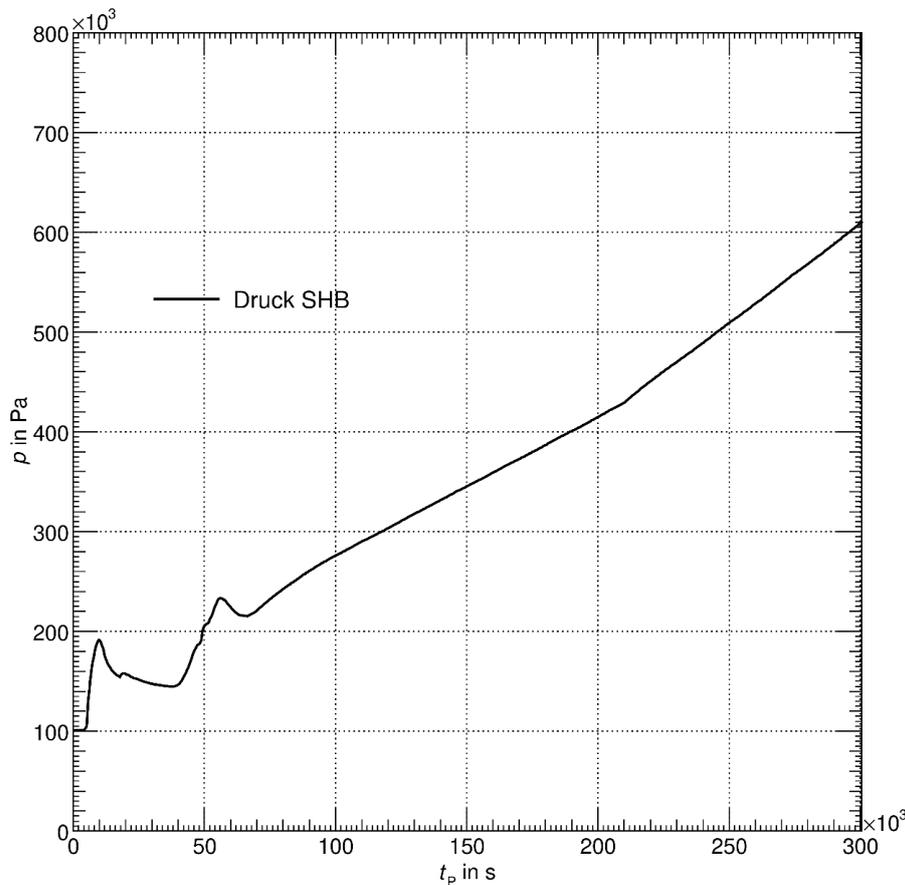
#### 4.2.2.5.2 Zustände im Sicherheitsbehälter

Durch das Leck strömt Dampf in den Sicherheitsbehälter, so dass dadurch der Sicherheitsbehälter aufgeheizt und mit einem höheren Innendruck beansprucht wird. Über die Verdampfungsenthalpie des Wassers wird eine erhebliche Wärmemenge in den Stahl des Sicherheitsbehälters beim Kondensieren des Dampfes eingetragen. Die Phase des Dampfaustrages dauert bis 8308,4 s. Ab dieser Zeit ist der Kern effektiv gekühlt. Die Kühlungsphase läuft mit dem Ausdampfen der Dampferzeuger nach 38820 s aus, was sich sehr deutlich in dem sich anschließenden Temperatur- und Druckanstieg im SHB bemerkbar macht, wie es in Abb. 4.107 und Abb. 4.108 zu erkennen ist. Dieser Anstieg wird zu einem gewissen Grad wieder abgefangen, da nach 55307 s das untere Plenum austrocknet, so dass der effektive Wärmetransportmechanismus des Ausdampfens und Kondensierens an der Stahlschale zum Erliegen kommt. Später nimmt die Temperatur

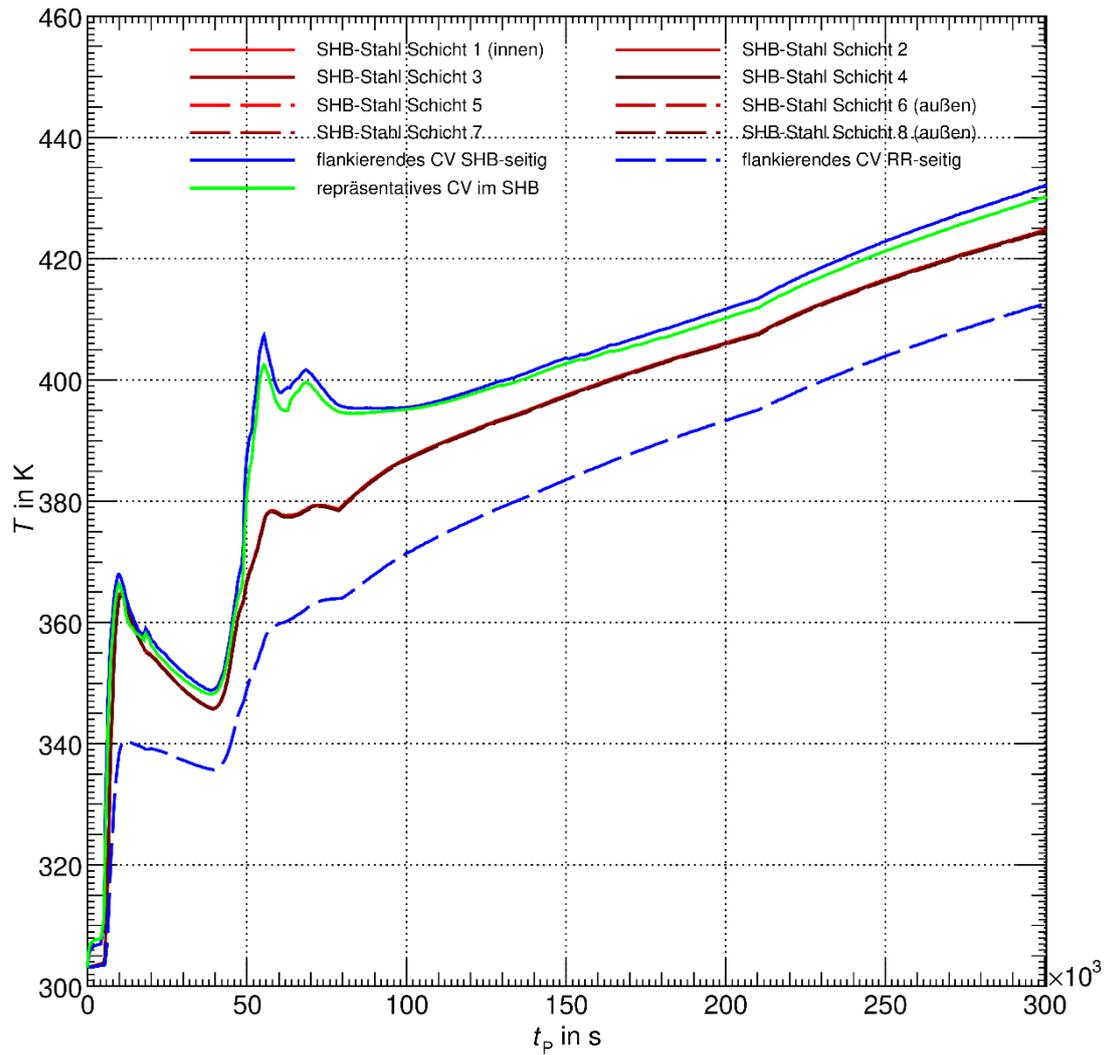
wieder zu, da auch die nichtkondensierbaren Gase den SHB aufheizen, welche teils bereits aus der „in vessel“-Phase stammen, jedoch integral mit dem größten Anteil aus der Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit Beginn nach 57637 s. Die Schmelze hat mit Versagen der Druckausgleichsklappen nach ca. 66516 s Kontakt mit dem Wasser, das aus dem Sumpf zuströmt, so dass es ab diesem Zeitpunkt erneut zu einer vermehrten Verdampfung kommt, jedoch in einem moderaten Maße.

Der Druck- und Temperaturanstieg ist im Folgenden streng monoton, erreicht jedoch noch nicht den Druck zur Einleitung der gefilterten Druckentlastung bis zum vorläufigen Ende der Simulation. Die Auslegungstemperatur wird jedoch nach 258896 s erreicht.

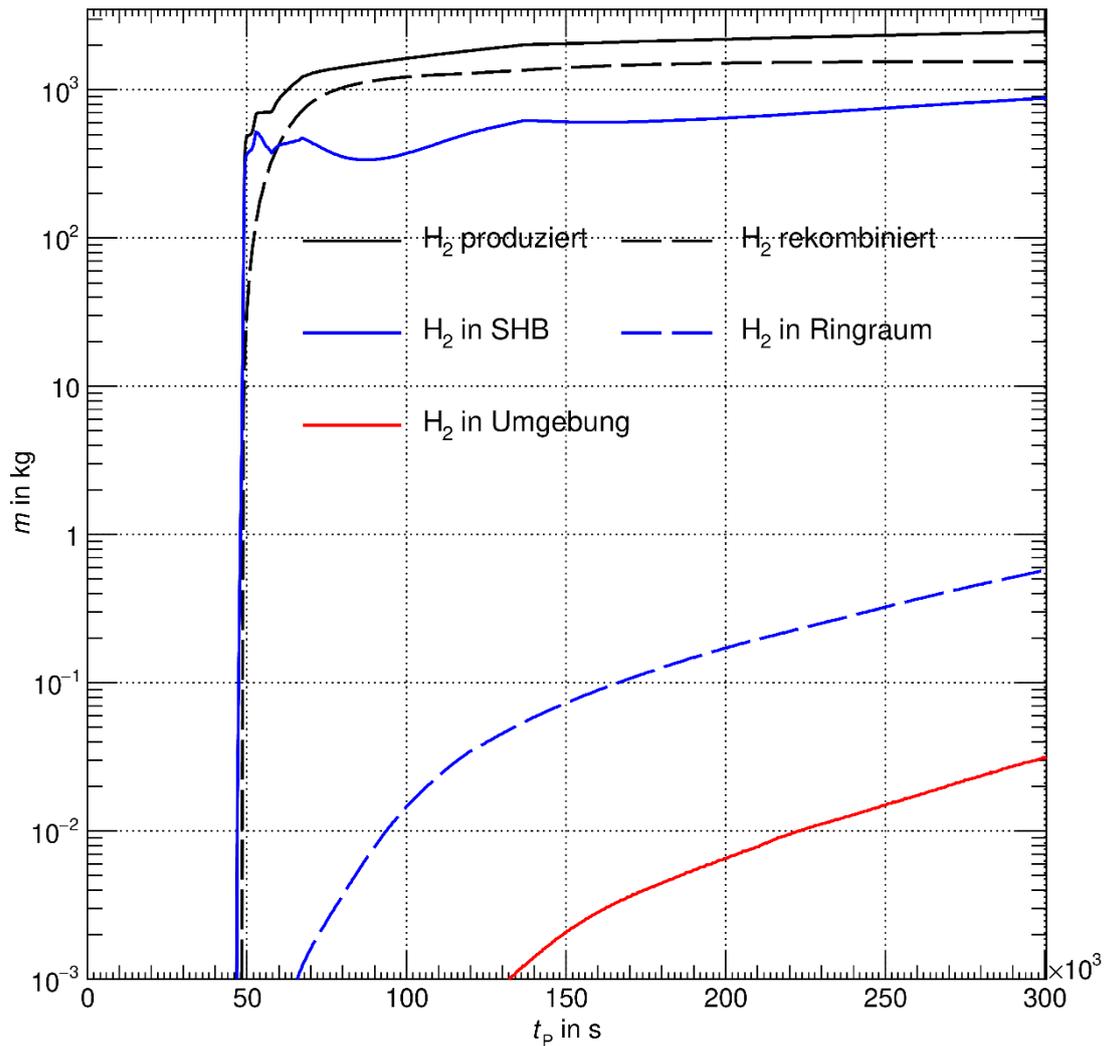
Die Wasserstoffproduktion, deren Bilanz in Abb. 4.109 gezeigt ist, beläuft sich auf insgesamt 2466,8 kg (Kern: 727,3 kg, Grube [MCCI]: 1718,4 kg, Spalt [MCCI]: 1,89 kg, Sumpf [MCCI]: 19,0 kg), wovon 1505,3 kg von den autokatalytischen Rekombinatoren konsumiert werden. Aufgrund der noch nicht eingeleiteten gefilterten Druckentlastung befindet sich lediglich die geringe Menge von 0,0316 kg in der Atmosphäre, jedoch 878,9 kg in SHB (inkl. RKL).



**Abb. 4.107** Druck im Sicherheitsbehälter, Fall: SBLOCA



**Abb. 4.108** Temperaturen im Sicherheitsbehälter (Stahlschale und flankierende Zonen der heißesten Stelle, repräsentative Zone), Fall: SBLOCA



**Abb. 4.109** Wasserstoffbilanz (produzierte Menge, rekombinierte Menge, verbleibende Menge), Fall: SBLOCA

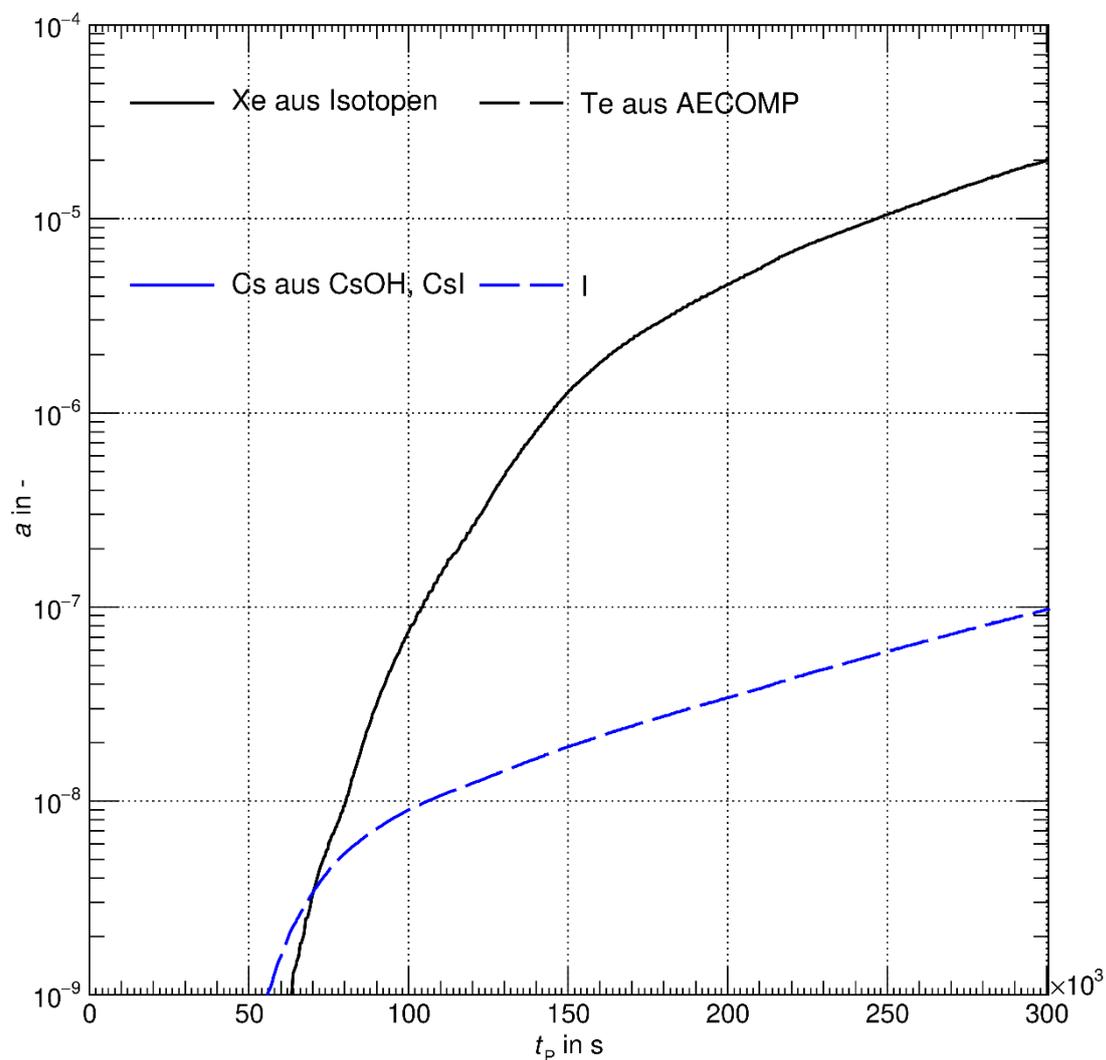
#### 4.2.2.5.2.3 Freisetzung

Die Radionuklidfreisetzung in den SHB beginnt mit Aufplatzen der Hüllrohre im Kern, welches nach 48303,5 s in Erscheinung tritt. Diese Zeit kennzeichnet ebenfalls den Beginn der Freisetzung in die Umgebung, die durch den Freisetzungspfad der Auslegungsleckage und Ringraum-Störfallabsaugung geschieht, welche seit dem Gebäudeabschluss aktiv ist.

Die Freisetzung ist nun in Abb. 4.110 als Anteile am Kerninventar für Elemente dargestellt, die die Grundlage für einige radiologisch relevante Radionuklide darstellen. Wie zu erkennen, findet die Freisetzung sehr kontinuierlich statt, Schübe existieren nicht, da

jegliche Beschleunigungen in der Freisetzung aus dem Kern mit dem Durchgang durch SHB und RR gedämpft werden. Die Magnituden der Freisetzung sind ebenfalls gering, da eine SHB-Druckentlastung noch nicht stattgefunden hat. Am Ende der bisherigen Simulation sind nun  $2,0 \cdot 10^{-3}$  % Xenon (Edelgase)  $1,1 \cdot 10^{-10}$  % Tellur (Aerosole),  $1,2 \cdot 10^{-9}$  % Cäsium und  $9,8 \cdot 10^{-6}$  % Iod freigesetzt.

Wie den Ausführungen in Kapitel 4.2.3 zu entnehmen ist, stammen die verwendeten Variablen aus verschiedenen Modellen in COCOSYS. So ist Xe aus Isotopen des FIPHOST-Modells entnommen, AECOMP und CsOH aus dem Modell AFP.



**Abb. 4.110** Freisetzung in die Anlagenumgebung der Elemente, die die radiologisch relevanten Nuklide beinhalten, Fall: SBLOCA

#### **4.2.2.6 Durchführung der Analysen der Basisfälle: Analysen zum Unfallablauf „Lang andauernder SBO“**

In diesem Kapitel sind Unfallabläufe für die auslösenden Ereignisse " Lang andauernder SBO" beschrieben. Die beschriebenen Analysen wurden durchgeführt, um die Fähigkeiten des geänderten ATHLET-CD-Eingabedatensatzes zur realistischen Vorhersage des Unfallgeschehens im Rahmen der integralen AC<sup>2</sup>-Berechnungen zu bewerten. Die Ergänzungen und Optimierungen des AC<sup>2</sup>-Eingabedatensatzes der Referenzanlage sind in Kapitel 4.2.1 beschrieben. Das Basisszenario entspricht den im Rahmen des Forschungsprojekts 4717R01335 durchgeführten Analysen zum "Lang andauernder SBO". Eine detaillierte Beschreibung des Unfallszenarios befindet sich in /GRS 22a/.

##### **4.2.2.6.1 Randbedingungen des Basisfalles „Lang andauernder SBO“**

Der Basisfall des *station blackouts* (SBO) zeichnet sich dadurch aus, dass die gesamte Drehstromversorgung als einleitendes Ereignis ausfällt. Ausgenommen sind die Drehstromschienen, die durch die rotierenden Umformer und damit letztlich von den batteriegestützten Gleichstromschienen versorgt werden, die als verfügbar angenommen werden. Der SBO geht einher mit einer Abtrennung vom Höchstspannungsnetz, wobei ebenfalls das Reservenetz nicht vorhanden ist, wie auch ein möglicher dritter Netzananschluss. Ferner starten sowohl die Notstromdiesel des D1- und D2-Netzes nicht. Die Ursache sowohl der Netzverluste als auch der Nichtverfügbarkeit der Notstromerzeugeranlagen ist nicht diskutiert worden.

Neben diesen Randbedingungen des einfachen SBO werden die Notfallmaßnahmen angenommen, wie sie im Notfallhandbuch für diese Randbedingungen niedergeschrieben sind. Dies umfasst die sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung, sowie die mögliche primärseitige Druckentlastung und Bespeisung. Im ersten Fall wird jedoch nicht mit der mobilen Pumpe bespeist, auch wird nach einer möglichen primärseitigen Druckentlastung keine primärseitige Bespeisung angenommen. Ersteres würde den Kernschaden wegen der Begrenztheit des Einspeiseinventars lediglich zeitlich verzögern, eine primärseitige Einspeisung wird nicht angenommen, da sie, entsprechende Systeme vorausgesetzt, den Kernschaden ebenfalls zeitlich verzögern würde oder gar, falls ein Kreislauf über die Kühler bewerkstelligt würde, den Kernschaden verhindern würde. Dieser soll jedoch unter den groben Randbedingungen mit dem aktuellen KONVOI-Eingabedatensatz in der aktuellen AC<sup>2</sup>-Version untersucht werden.

Der im Folgenden beschriebene Fall ist die Version der SBO-Basisfälle, bei der die sekundärseitige Druckentlastung über DE-Sicherheitsventilen bewerkstelligt wird. Alternativ ist eine Basisrechnung durchgeführt worden, in der dies über die DE-Abblaseregulventile geschieht. Dieser Fall jedoch war nicht auswertbar, vermutlich aufgrund eines Dateifehlers.

#### **4.2.2.6.2 Analyseergebnisse des Basisfalles „Lang andauernder SBO“**

Im Folgenden sollen die physikalischen Größen, die den Unfallablauf kennzeichnen, genauer betrachtet werden. Dazu ist eine grobe Unterscheidung zwischen den Zuständen im Reaktorkühlkreislauf (RKL), im Sicherheitsbehälter (SHB) und die Freisetzung in die Umgebung sinnvoll.

##### **4.2.2.6.2.1 Zustände im Reaktorkühlkreislauf**

Die stationäre Phase, in der die Anlage im normalen Vollastbetrieb läuft, dauert 5000 s. Nach dieser Zeit tritt das auslösende Ereignis in Erscheinung bzw. instantan der SBO.

Aufgrund der Nichtverfügbarkeit der Versorgung großer Verbraucher werden diese funktionsunfähig. Aktive Komponenten, die eine mechanische Trägheit haben, wie Pumpen, laufen dabei aus, so auch die Hauptkühlmittelpumpen. Mit dem Unterschreiten einer Drehzahlgrenze wird das RESA-Kriterium „ $2v4 \text{ HKMP} < 94 \%$ “ erreicht, so dass die RESA nach 5001,1 s angeregt wird. Infolgedessen verschwindet die Spaltleistung innerhalb weniger Sekunden, die Nachzerfallsleistung muss jedoch weiterhin abgeführt werden. Durch die Schwungräder an den HKMPs nimmt der Kerndurchsatz verhältnismäßig langsam ab, so dass ein gradueller Übergang zum Naturumlauf geschehen kann, der durch die tiefliegende Heizstelle (Reaktorkern) und hochliegenden Kühlstellen (immer noch gefüllte Dampferzeuger) getrieben wird. Somit ist der primärseitige Wärmetransport zunächst gesichert.

Als Konsequenz der RESA wird ebenfalls eine TUSA angeregt. Ferner steht die Frischdampfumleitung (FDU) nicht zur Verfügung, da diese eine funktionsfähige Hauptkondensator Kühlung erfordert, welche mit dem Stromausfall jedoch nicht mehr gegeben ist. Damit steigt der Druck in den Dampferzeugern bis zum Anregegedruck der Sicherheitsventile (8,83 MPa) an. Mit diesem Druck, dessen Verlauf in Abb. 4.113 zu erkennen ist, geht eine höhere Siedetemperatur einher. Nichtsdestotrotz ist die Temperatur niedriger als

auf der Primärseite, so dass weiterhin ein Wärmetransport auf die Sekundärseite stattfindet. Durch den Verlust an sekundärseitigem Deionat nehmen die Füllstände in den DEs zunächst ab, welches in Abb. 4.114 zu erkennen ist.

Trotz der sekundärseitigen Kühlung kommt es nach 5307,2 s zum Ansprechen des Abblaseventils, welches auf die noch hohe Nachzerfallsleistung und die gesteigerte sekundärseitige Temperatur zurückzuführen ist.

Nach 9709,0 s, also nach einer Phase der effektiven Kühlung des Kerns, kommt es erneut zum Ansprechen des Abblaseventils, welches durch die zu diesem Zeitpunkt verminderte Wärmetransportleistung hin zur Sekundärseite zustande kommt, da die DEs zu diesem Zeitpunkt wiederum beinahe ausgedampft sind.

Diese letzte Phase des Ansprechens (fünfmalig) des Abblaseventils kennzeichnet das Einleitungskriterium der sekundärseitigen Druckentlastung, die zuvor mit einer Dauer von 2700 s, inklusive einer Druckaufladung des Speisewasserbehälters auf 0,47 MPa, vorbereitet worden ist. Die Druckentlastung der DEs, wie sie in Abb. 4.113 zu erkennen ist, führt zu einer passiven Bespeisung selbiger, wie es in Abb. 4.114 zu sehen ist, so dass auch wieder ein primärseitiger Wärmetransport gewährleistet ist, welches wiederum am primärseitigen Druck in Abb. 4.111 zu erkennen ist. Hierbei bleibt das Inventar konstant, da der Druck deutlich unterhalb der Anregungsdrücke des Abblaseventils (16,7 MPa) bzw. der Sicherheitsventile (17,2 MPa, 17,5 MPa) ist.

Durch die passive Bespeisung sind insgesamt 505,98 t Deionat in die DEs eingespeist worden, also ca. 126,5 t pro DE.

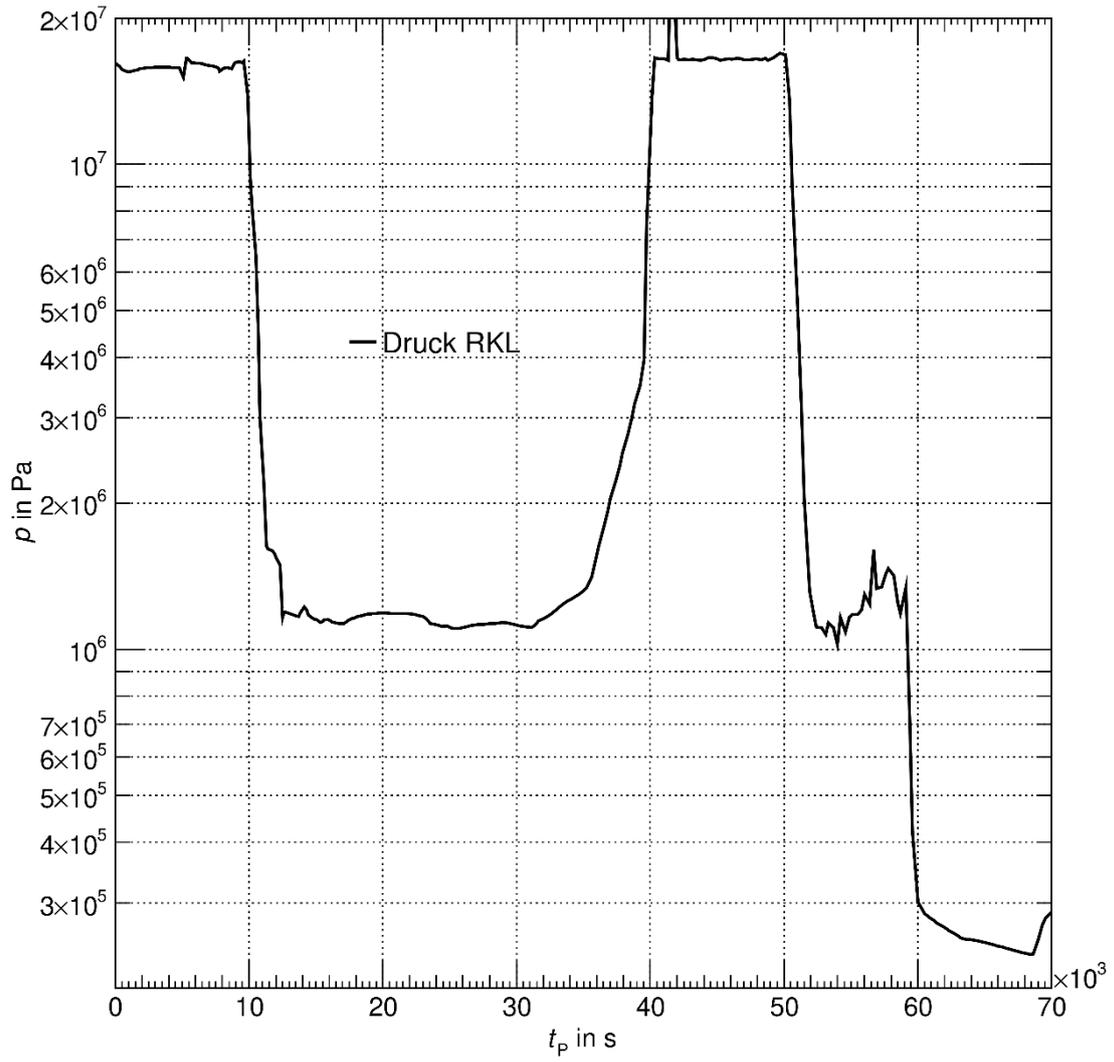
Erst mit dem erneuten Zurneigegehen der DE-Füllstände steht keine Kühlmöglichkeit mehr zur Verfügung, so dass die Temperatur des primärseitigen Inventars wieder zunimmt und die Siedebedingungen nach 48504,2 s erreicht werden. Entsprechend nimmt das Inventar ab diesem Zeitpunkt wieder ab, so dass schließlich der Kern freigelegt wird, welches nach 48542,6 s beginnt. Das Verhalten des Füllstandes/Inventars im RDB ist in Abb. 4.112 gezeigt, welche stellvertretend für den Füllstand des RKL dienen mag.

Nach 50105,2 s wird die Füllstandsmesssonde MIN3 freigelegt, was als Einleitungskriterium für die primärseitige Druckentlastung dient, so dass der Primärdruck nun schnell abnimmt, wie in Abb. 4.113 deutlich zu erkennen ist. Dies wiederum führt dazu, dass nach 52006,2 s die Druckspeicher einspeisen, die jedoch nicht mehr in der Lage sind,

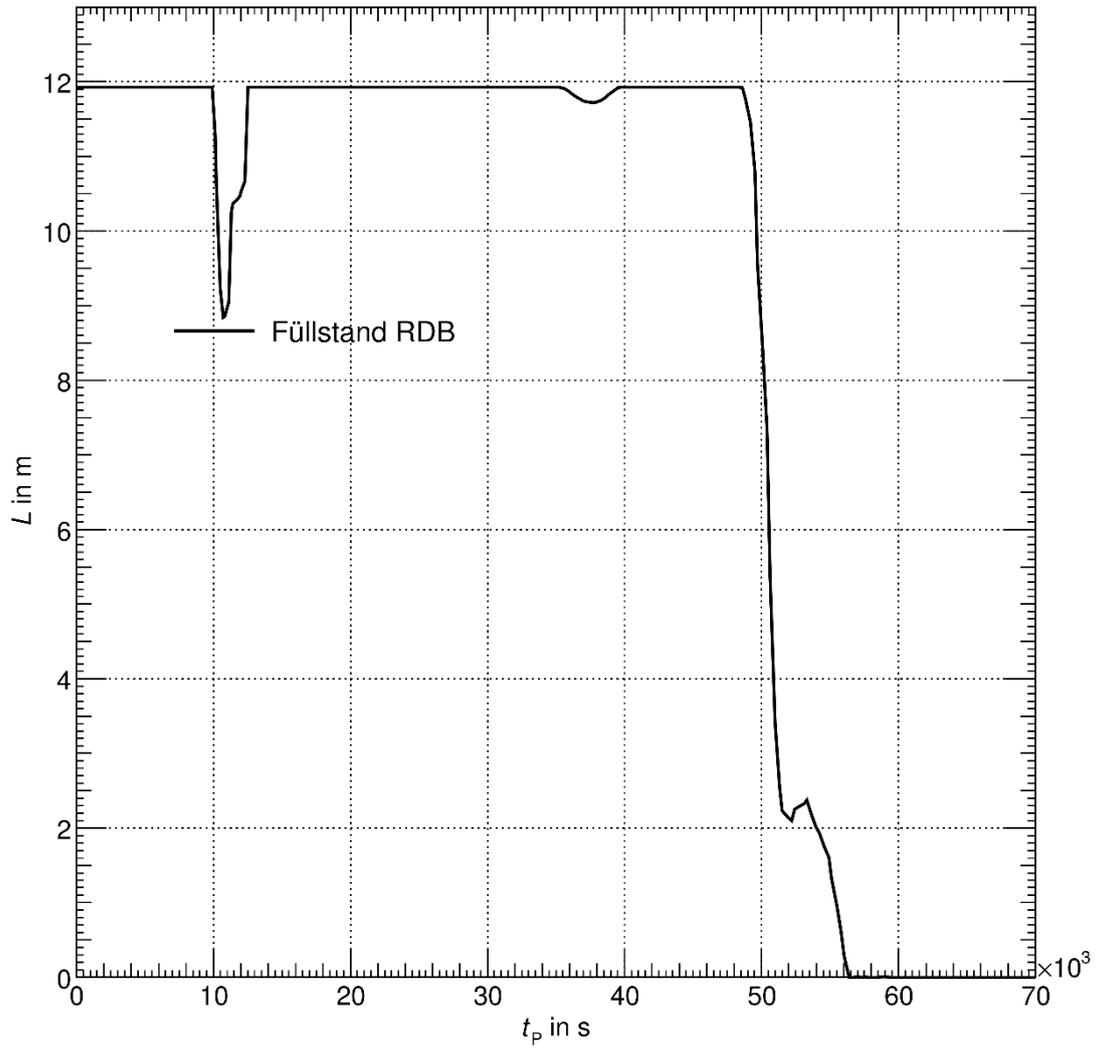
den RDB aufzufüllen, der Füllstand erreicht nicht einmal die untere Grenze der aktiven Kernzone. Der Grund hierfür liegt in der erhöhten Oxidationsrate, die einen hohen Wärmeeintrag in das neue Kühlmittel gewährleistet. Die Menge des Kühlmittels beträgt 113,1 t, was sich auch im Füllstand des RDB in Abb. 4.112 ansatzweise abzeichnet.

Die PDE kommt dem Versagen der Hauptkühlmitteleitung oder der Volumenausgleichsleitung durch Kriechen zuvor, so dass dies nicht mehr in Erscheinung tritt.

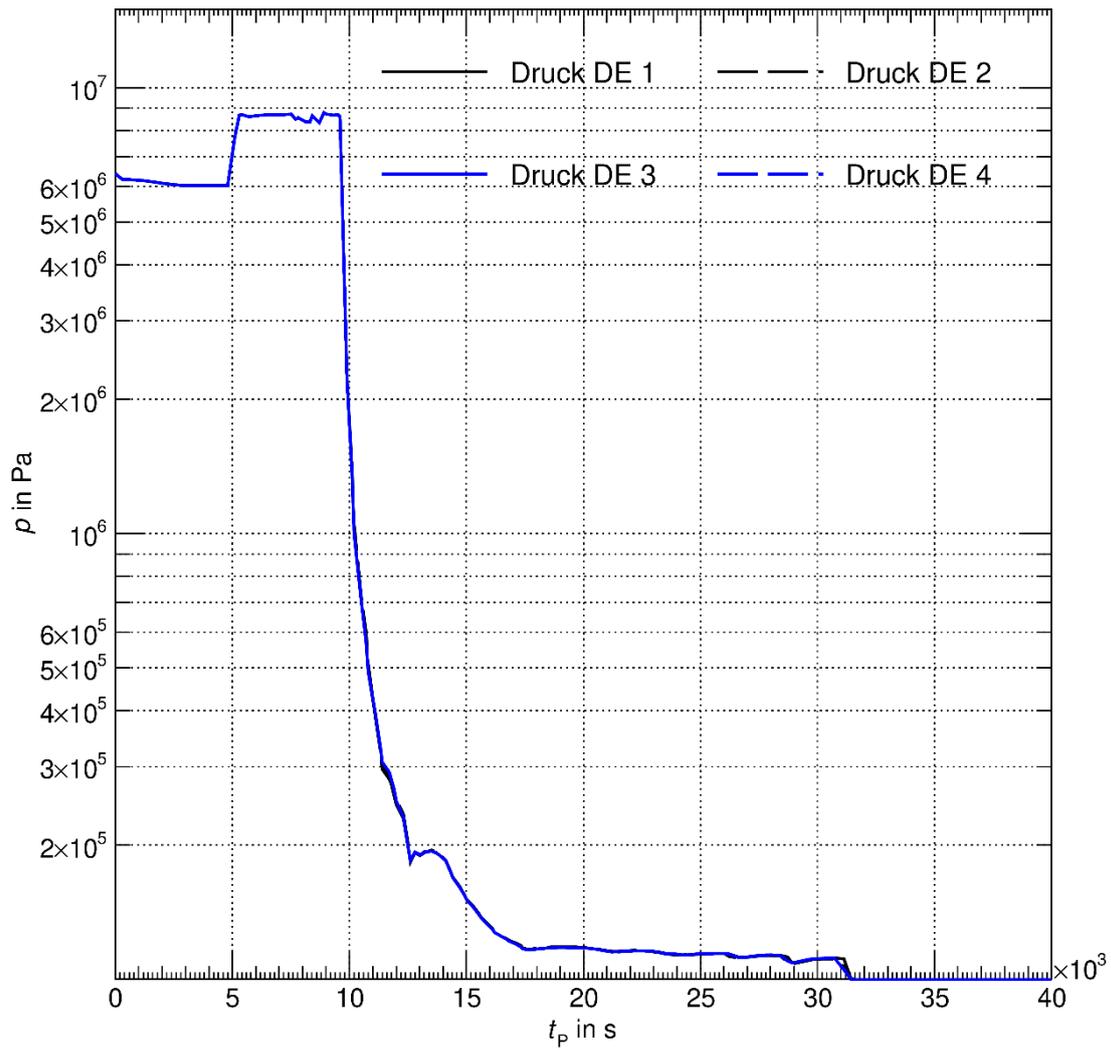
Infolgedessen heizen sich die unbedeckten Kernstrukturen auf, wobei nach 50858,6 s das Zirkonium mit dem Dampf im RKL reagiert, womit Wasserstoff produziert wird. Hiermit eskaliert die Temperaturzunahme des Kernmaterials, wobei zunächst die Hüllrohre versagen, so dass Spaltgas ab 51738,0 s freigesetzt wird. Die Temperaturzunahme führt weiterhin zu einem Schmelzen des Kernbrennstoffs, welches nach 53548,9 s in Erscheinung tritt. Mit dem Schmelzen kommt es zu einer sukzessiven Verlagerung des Kernmaterials in weiter unten liegende Regionen und sammelt sich auf der unteren Kerngitterplatte, die sich hierdurch nach deren Freilegung aufheizt und letztlich nach 61181,8 s versagt, so dass Kernmaterial ins untere Plenum verlagert wird, wo sich kein nennenswertes Restwasserinventar befindet. Als Konsequenz wird nun Wärme direkt in die untere Kalotte des RDB eingetragen, diese heizt sich auf und beginnt zu schmelzen, so dass sie letztlich nach 63600 s versagt, wobei Kernmaterial aus dem RDB in die Reaktorgrube eingetragen wird und damit der Übergang von der „in“- in die „ex vessel“-Phase eingeläutet wird.



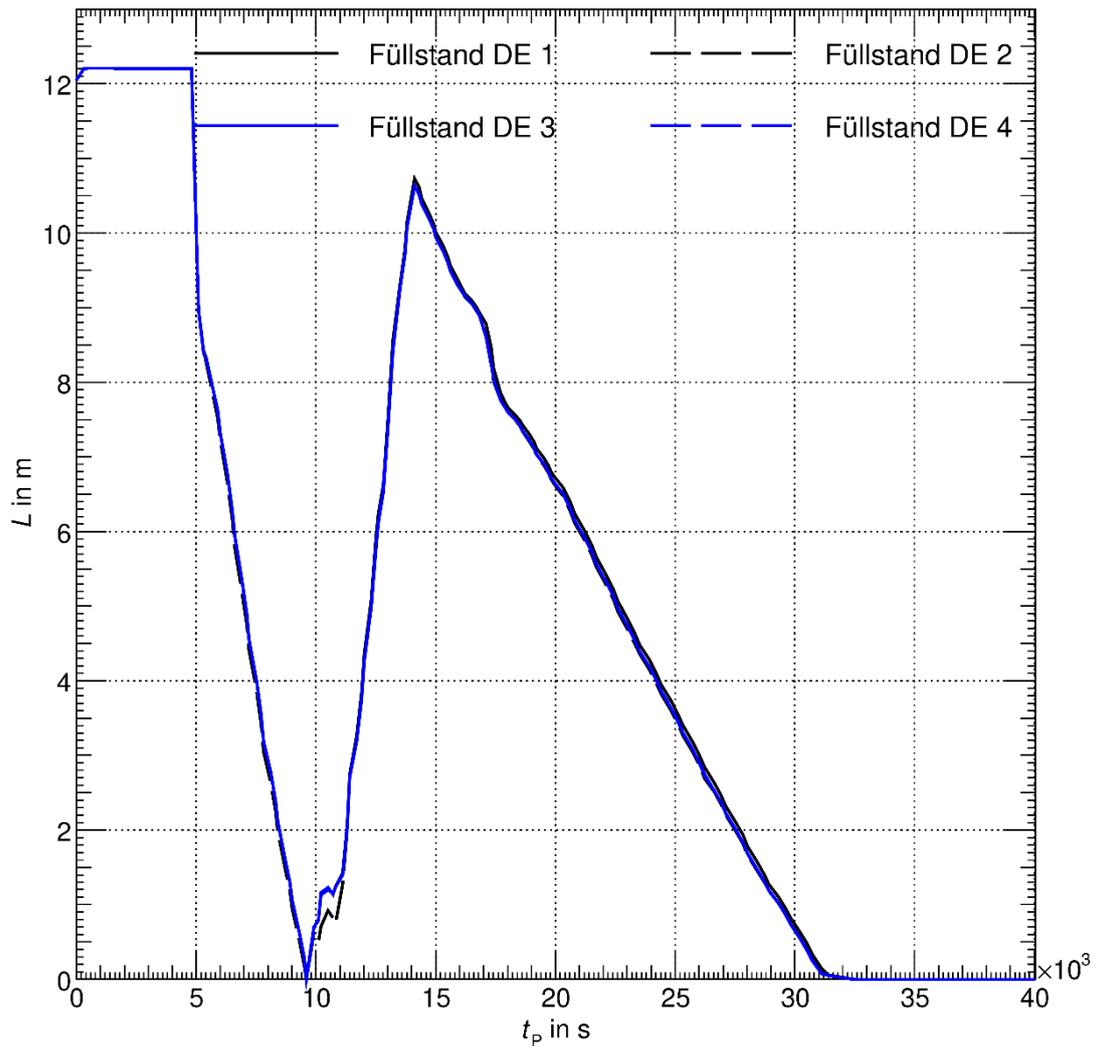
**Abb. 4.111** Druck im Reaktorkühlkreislauf, Fall: SBO



**Abb. 4.112** Füllstand im RDB, Fall: SBO



**Abb. 4.113** Druck in den Dampferzeugern, Fall: SBO



**Abb. 4.114** Füllstände in den Dampferzeugern, Fall: SBO

#### 4.2.2.6.2 Zustände im Sicherheitsbehälter

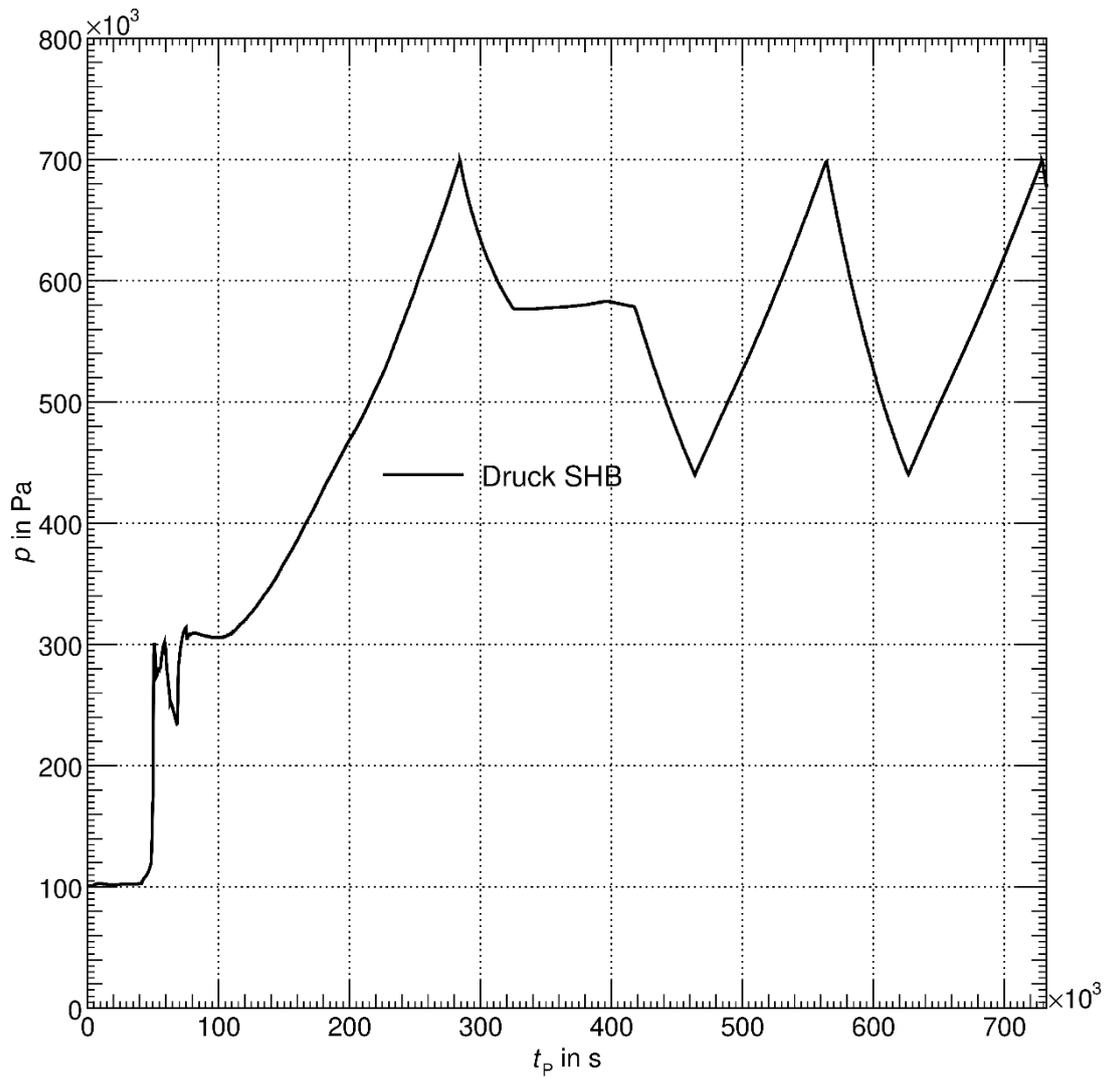
Durch das Abblasen von Dampf in den Ablasebehälter nimmt dort der Druck zu, so dass nach 40366,9 s die Berstscheiben versagen und Dampf in den SHB ausgetragen wird. Dies kennzeichnet die Zeit, ab der ein signifikanter Druck- und Temperaturanstieg im SHB zu verzeichnen ist, wie in den Abbildungen Abb. 4.115 und Abb. 4.116 zu erkennen ist. Über die Verdampfungsenthalpie des Wassers wird eine erhebliche Wärmemenge in den Stahl des Sicherheitsbehälters beim Kondensieren des Dampfes eingetragen. Die Phase des Dampfaustrages dauert bis zum Ende der Druckspeichereinspeisung, also 59009 s, welches gut mit einer Abnahme des Druckes korreliert.

Später nimmt der Druck wieder zu, welches mit dem Versagen des biologischen Schildes nach 68452 s zeitlich korreliert. Der Beginn des MCCI nach 63600 s zeigt sich nicht derart deutlich in den Druck- und Temperaturverläufen.

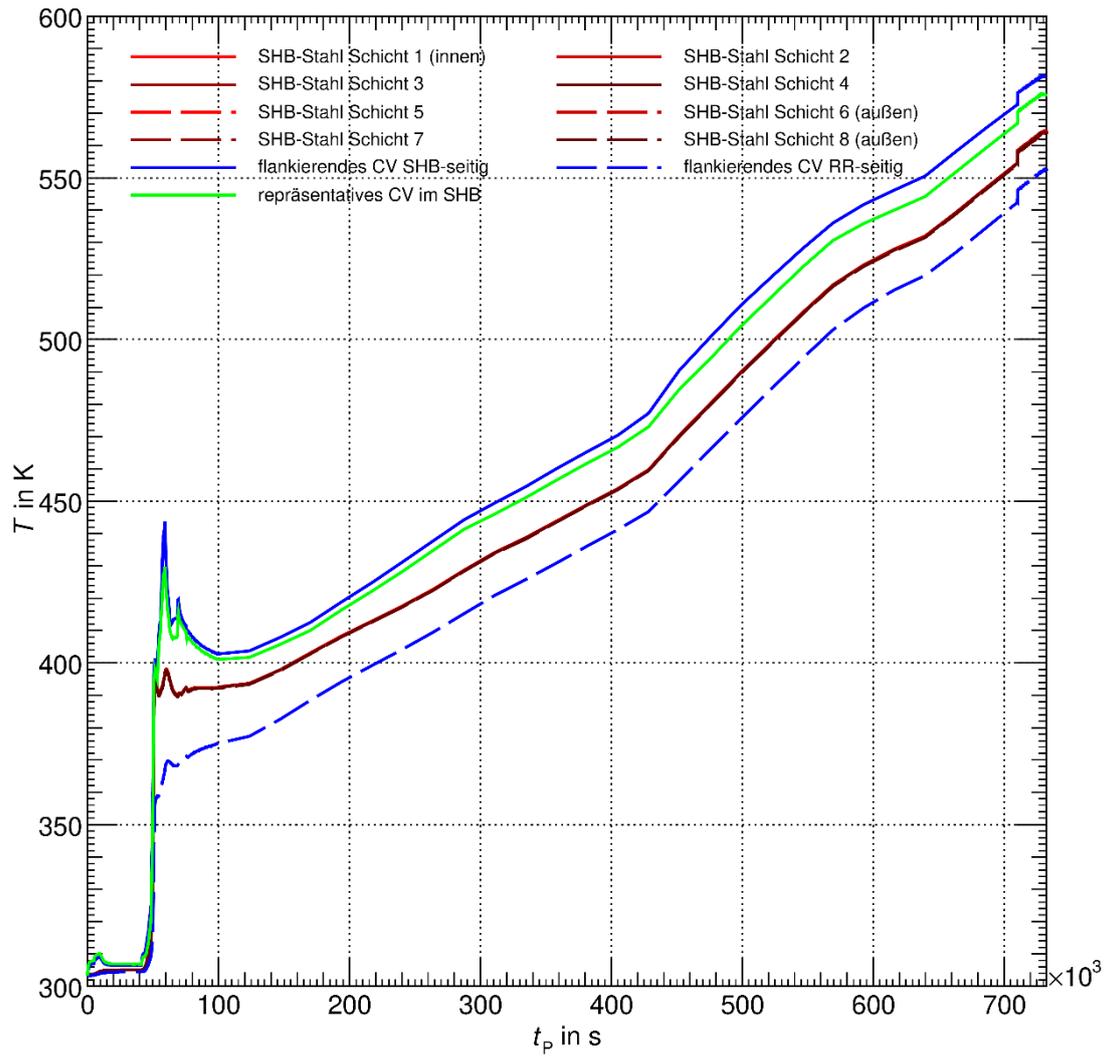
Mit dem Versagen des biologischen Schildes versagen auch die Druckausgleichsklappen im Tragschild ohne wesentlichen Zeitverzug, so dass Wasser in den Grubenbereich eindringt und damit das Medium von der Schmelze aufgeheizt wird. Folglich entsteht erneut Dampf, der den SHB heizen kann. Auch die nichtkondensierbaren Gase, die beim MCCI produziert werden, tragen anschließend zum Druck- und Temperaturanstieg bei. Die Auslegungstemperatur wird dabei nach 232065 s erreicht.

Nach 284551 s beginnt die erste gefilterte Druckentlastung, wobei noch zwei weitere folgen. Die kumulierte Dauer dieser Druckentlastungen bis zum Ende der Simulation (die letzte Druckentlastung ist noch nicht beendet) beträgt 245624 s. Interessant ist die Phase des augenscheinlich beinahe konstanten Druckes ( $\Delta p \sim 6$  kPa) zwischen ca. 325814 s und 417322 s, welche zeitlich mit einem Inventarsverlust des Kühlmittels im Reaktorsumpf korreliert. Dies ist auf die dortige Verdampfung zurückzuführen, was wiederum in dem Wärmeeintrag aus der Schmelze bedingt ist. Diese starke Gasentwicklung stützt den Druck. Am Ende des genannten Intervalls ist das Inventar nahezu erschöpft, so dass die Verdampfung zum Erliegen kommt.

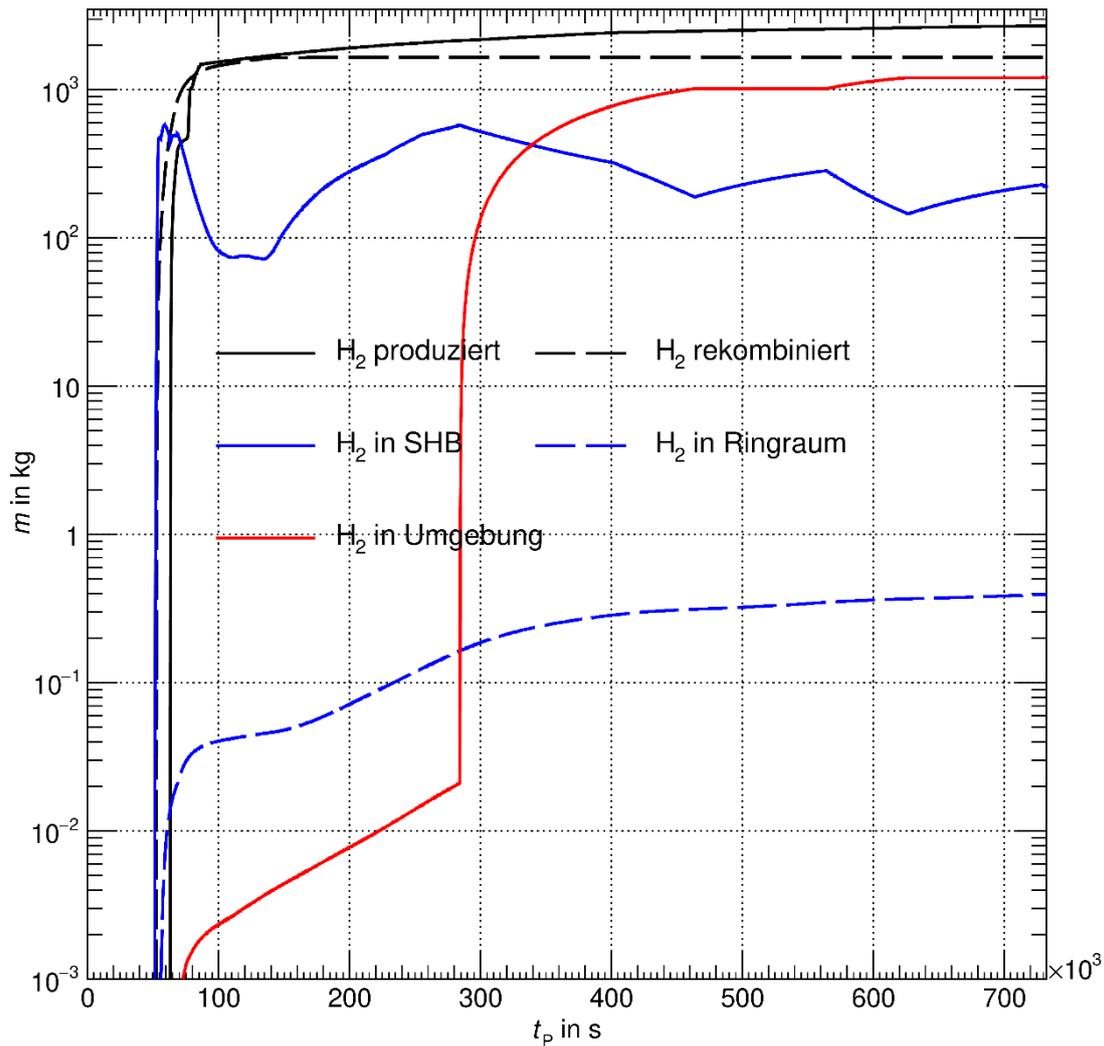
Die Wasserstoffproduktion, deren Bilanz in Abb. 4.117 gezeigt ist, beläuft sich auf insgesamt 2706,8 kg (Kern: 972,9 kg, Grube [MCCI]: 1703,1 kg, Spalt [MCCI]: 3,8 kg, Sumpf [MCCI]: 27,1 kg), wovon 1658,1 kg von den autokatalytischen Rekombinatoren konsumiert werden. Aufgrund der bereits mehrfach eingeleiteten gefilterten Druckentlastung befindet sich die erhebliche Menge von 1221,8 kg in der Atmosphäre, 219,0 kg verbleiben im SHB (inkl. RKL) und 0,39 kg im RR.



**Abb. 4.115** Druck im Sicherheitsbehälter, Fall: SBO



**Abb. 4.116** Temperaturen im Sicherheitsbehälter (Stahlschale und flankierende Zonen der heißesten Stelle, repräsentative Zone), Fall: SBO



**Abb. 4.117** Wasserstoffbilanz (produzierte Menge, rekombinierte Menge, verbleibende Menge), Fall: SBO

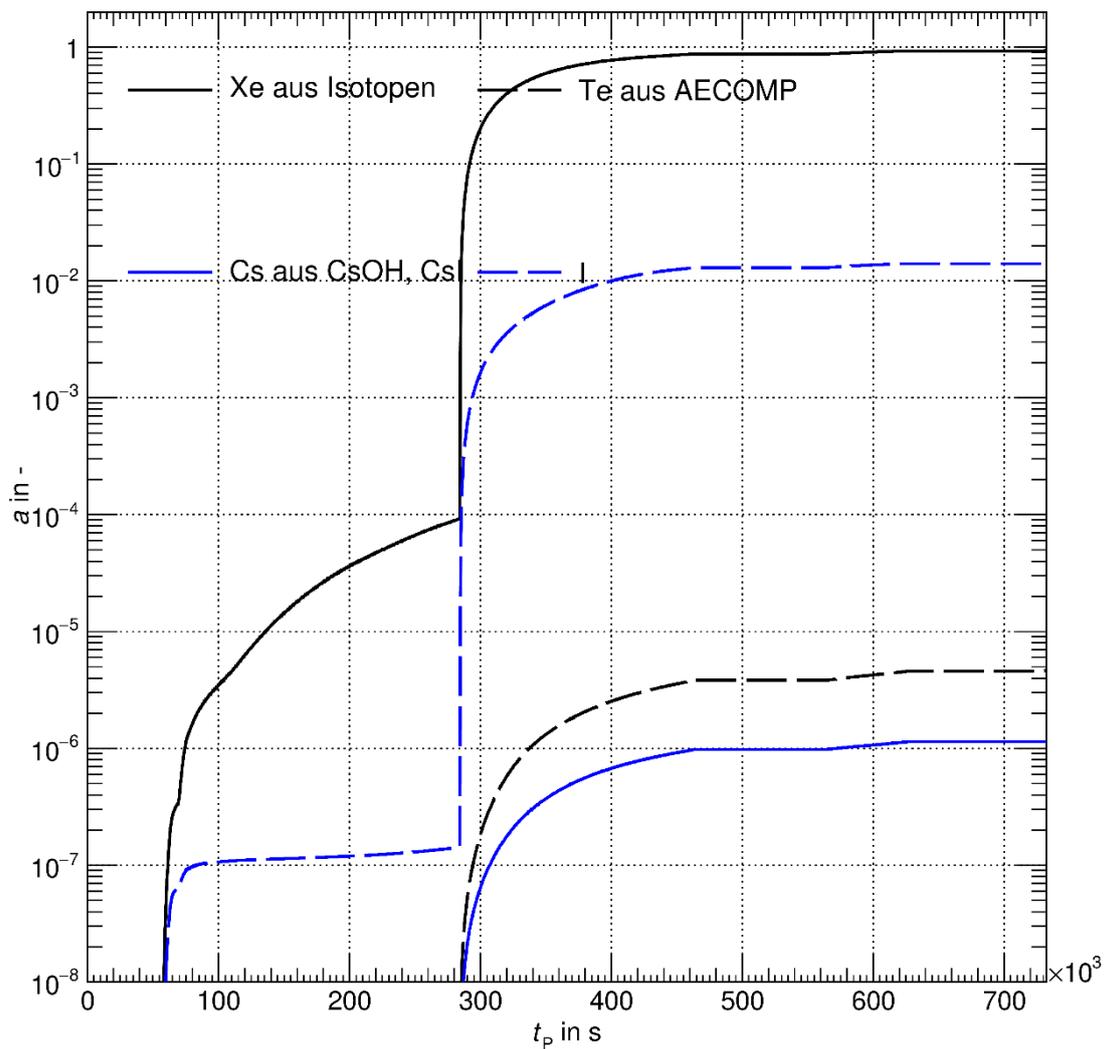
#### 4.2.2.6.2.3 Freisetzung

Die Radionuklidfreisetzung in den SHB beginnt mit Aufplatzen der Hüllrohre im Kern, was nach 51738 s in Erscheinung tritt. Diese Zeit kennzeichnet ebenfalls den Beginn der Freisetzung in die Umgebung, die durch den Freisetzungspfad der Auslegungsleckage durch jene des Ringraumes erfolgt.

Die Freisetzung ist in Abb. 4.110 als Anteile am Kerninventar für Elemente dargestellt, die die Grundlage für einige radiologisch relevante Radionuklide darstellen. Wie zu erkennen, findet eine Freisetzung statt, die mit Schüben einhergeht, die wiederum mit den Phasen der gefilterten Druckentlastung einhergehen.

Am Ende der Rechnung sind nun 93,1 % Xenon (Edelgase),  $4,6 \cdot 10^{-4}$  % Tellur (Aerosole),  $1,15 \cdot 10^{-4}$  % Cäsium und 1,4 % Iod in die Anlagenumgebung freigesetzt, wobei gasförmiges Iod als ungefiltert angenommen wird wegen der Kompatibilität zu den MELCOR-Simulationen.

Wie den Ausführungen in Kapitel 4.2.3 zu entnehmen ist, stammen die verwendeten Variablen aus verschiedenen Modellen in COCOSYS. So ist Xe aus Isotopen des FIPHOST-Modells entnommen, AECOMP und CsOH aus dem Modell AFP.



**Abb. 4.118** Freisetzung in die Anlagenumgebung der Elemente, die die radiologisch relevanten Nuklide beinhalten, Fall: SBO

## **4.2.2.7 Unsicherheitsanalyse / Sensitivitätsanalyse**

### **4.2.2.7.1 Durchführung**

Für die beiden Szenarien „Lang andauernder SBO“ sowie „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ wurde jeweils eine Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse im Hinblick auf den zu erwartenden Quellterm durchgeführt.

Für die Analysen wurden die Anlagendatensätze der Basisfälle der beiden Szenarien herangezogen (siehe Kapitel 4.2.2.5). Je Szenario wurden durch die Variation der mit Unsicherheiten behafteten Parameter (siehe Kapitel 4.2.2.2) 100 Variationen durch eine Zufallsvariation der unsicheren Parameter mit Hilfe des „Monte-Carlo“-Ansatzes ausgespielt. Hierzu sowie zur Generierung der Eingabedatensätze (ATHLET-CD), wurde das GRS-Programm SUSA /GRS 20c/ verwendet. Die Erzeugung der COCOSYS-Eingabedatensätze ist hingegen mit einem Python-Skript bewerkstelligt worden, da z. B. die Flächenwerte von Strukturoberflächen variiert werden. Dies lässt sich jedoch nicht mit einem einheitlichen Faktor bewerkstelligen, so dass für jede Struktur ein eigener SUSA-Parameter hätte erzeugt werden müssen.

Die variierten unsicherheitsbehafteten Parameter für die ATHLET-CD- und COCOSYS-Analysen sind inklusive ihrer gewählten Wertebereiche in Anhang B dargestellt. Für ATHLET-CD gibt es einen eigenen Parametersatz für das KMV- (siehe Anhang B.1) und einen eigenen für das SBO-Szenario (siehe Anhang B.2). Der Parametersatz für COCOSYS (siehe Anhang B.3) wird dagegen für beide Unfallszenarien angewendet.

Die Variationsrechnungen wurden auf dem High Performance Computing (HPC) Cluster der GRS durchgeführt. Zum Starten der Variationsrechnungen wurden Batch-Skripte entwickelt, die ein gleichzeitiges Starten einer vom jeweiligen Anwender zu spezifizierende Anzahl von Rechenläufen ermöglichen. Dadurch konnten die Analysen insbesondere auf mehrere Anwender aufgeteilt werden.

Da die Freisetzung von Quelltermen in die Umgebung berechnet werden sollte und diese in der Referenzanlage mit großer Wahrscheinlichkeit über die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erfolgt (siehe PSA Stufe 2 der Referenzanlage) und es aufgrund des Volldruck-Sicherheitsbehälter sehr lange bis zur Initiierung des ersten Zyklus der gefilterten Druckentlastung dauert, wurde die in den Analysen angestrebte transiente Problemzeit auf 1.000.000 s festgelegt.

Die Variationsrechnungen der beiden Fälle mussten im Laufe des Vorhabens mehrmals vollständig neu gestartet werden, da die vorausgegangenen Rechnungen insbesondere für die späte „Ex-vessel“-Phase einerseits weiteren Optimierungsbedarf bei der Modellierung des unteren Sicherheitsbehälterbereichs (Einsatz von ATM\_FULL-Junctions, um ein Volllaufen der unteren Sumpfbereiche durch zusätzliche HMN-Einspeisemaßnahmen berücksichtigen zu können) und andererseits aber auch einige wenige Programmfehler aufzeigten. Letztere konnten von den GRS-Entwicklern außerhalb dieses Vorhabens im Rahmen der Entwicklungsvorhaben in COCOSYS beseitigt werden.

Bei der Durchführung der finalen Analysen brachen einige Variationsrechnungen trotzdem noch durch Programmabstürze ab, die durch Änderungen in den Datensätzen (ATHLET-CD und/oder COCOSYS) und Restarts weitergeführt werden konnten. Wesentliche Gründe für die erfolgten Abbrüche, die teilweise durch Änderungen und Restarts beseitigt werden konnten, waren:

- Vollständiges Ausdampfen des Abblasebehälters beim SBO, welches zu Problemen mit dem „Pool-Scrubbing“-Modell in COCOSYS führte. Durch Änderung der Dekontaminationsfaktoren des „Pool-Scrubbing“-Modells auf 1,0 (d. h. keine Filterung) konnten Rechnungen via Restart-File fortgeführt werden.
- Nach Einspeisung von Wasser in den teilzerstörten Kern entsteht beim kleinen Leck bei einigen Variationen ein hoher Primärkreisdruck, der zu Problemen im Thermohydraulik-Teil von ATHLET führte (zu schnelle Verdampfung führt zu Prozessgrößen Druck und Temperatur, die außerhalb der Gültigkeitsbereiche der Stoffwertkorrelationen liegen). Durch das Anschalten des Kriechmodells für den heißen Strang im Eingabedatensatz erfolgt dessen realistisches Kriechversagen mit der darauffolgenden Druckentlastung des Primärkreises, sodass diese Fälle fortgesetzt werden konnten.

Abbruch im Modul AFP von COCOSYS aufgrund des Erreichens zu kleiner Zeitschritte in der späten „Ex-vessel“-Phase des Unfallablaufes. Im COCOSYS-Eingabedatensatz erfolgte unter der Modul-Eingabe für FIPHOST das Verkleinern des minimal zulässigen Zeitschrittes GRESCH von  $10^{-8}$  auf  $10^{-10}$  und die Erhöhung von CLIMAS von  $10^{-12}$  auf  $10^{-11}$  (oder größer) und anschließendem Restart, womit ein Fortführen der Analysen einiger Fälle erreicht werden konnte.

Einige abgebrochene Analysen konnten allerdings nicht durch Datensatzänderungen und anschließende Restarts fortgeführt werden. Die Gründe für diese Probleme konnten

im Rahmen des Vorhabens nicht detailliert evaluiert werden und zu deren Lösen werden entweder eine Datensatzoptimierung der unteren Sicherheitsbehältermodellierung oder Modelloptimierungen im COCOSYS-Programm selbst benötigt.

Die Tabellen Tab. 4.31 und Tab. 4.32 geben die finalen Simulationszeiten der jeweils 100 Variationsrechnungen wieder, die für die beiden Szenarien „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ und „Langfristiger SBO“ durchgeführt wurden.

**Tab. 4.31 Finale Simulationszeiten der KMV-Variationsrechnungen**

Variationsrechnung	Finale Simulationszeit						
Name	$t_{\text{end}}$ [s]						
KMV_Var_001	976.541	KMV_Var_026	1.000.000	KMV_Var_051	723.661	KMV_Var_076	967.410
KMV_Var_002	1.000.000	KMV_Var_027	333.779	KMV_Var_052	348.792	KMV_Var_077	111.151
KMV_Var_003	778.988	KMV_Var_028	71.014	KMV_Var_053	313.102	KMV_Var_078	173.945
KMV_Var_004	821.266	KMV_Var_029	117.541	KMV_Var_054	295.495	KMV_Var_079	825.228
KMV_Var_005	807.095	KMV_Var_030	430.992	KMV_Var_055	83.032	KMV_Var_080	124.048
KMV_Var_006	51.842	KMV_Var_031	155.604	KMV_Var_056	468.703	KMV_Var_081	42.115
KMV_Var_007	481.997	KMV_Var_032	1.000.000	KMV_Var_057	572.416	KMV_Var_082	91.230
KMV_Var_008	764.159	KMV_Var_033	548.676	KMV_Var_058	80.185	KMV_Var_083	109.368
KMV_Var_009	510.768	KMV_Var_034	376.314	KMV_Var_059	75.537	KMV_Var_084	146.671
KMV_Var_010	87.274	KMV_Var_035	48.296	KMV_Var_060	152.018	KMV_Var_085	112.388
KMV_Var_011	106.001	KMV_Var_036	670.708	KMV_Var_061	48.124	KMV_Var_086	50.627
KMV_Var_012	369.996	KMV_Var_037	229.634	KMV_Var_062	49.135	KMV_Var_087	46.767
KMV_Var_013	628.289	KMV_Var_038	115.969	KMV_Var_063	610.850	KMV_Var_088	88.766
KMV_Var_014	585.340	KMV_Var_039	759.575	KMV_Var_064	479.371	KMV_Var_089	131.088
KMV_Var_015	52.081	KMV_Var_040	379.921	KMV_Var_065	457.032	KMV_Var_090	88.932
KMV_Var_016	561.355	KMV_Var_041	851.417	KMV_Var_066	90.559	KMV_Var_091	119.823
KMV_Var_017	1.000.000	KMV_Var_042	100.000	KMV_Var_067	848.712	KMV_Var_092	155.405
KMV_Var_018	194.420	KMV_Var_043	367.808	KMV_Var_068	519.682	KMV_Var_093	170.831
KMV_Var_019	710.054	KMV_Var_044	375.959	KMV_Var_069	44.550	KMV_Var_094	101.501
KMV_Var_020	674.578	KMV_Var_045	166.616	KMV_Var_070	608.454	KMV_Var_095	96.884
KMV_Var_021	280.012	KMV_Var_046	687.786	KMV_Var_071	1.000.000	KMV_Var_096	136.820
KMV_Var_022	327.729	KMV_Var_047	479.692	KMV_Var_072	87.746	KMV_Var_097	138.289
KMV_Var_023	591.963	KMV_Var_048	438.603	KMV_Var_073	50.539	KMV_Var_098	114.726
KMV_Var_024	318.177	KMV_Var_049	590.985	KMV_Var_074	265.128	KMV_Var_099	292.285
KMV_Var_025	268.426	KMV_Var_050	352.655	KMV_Var_075	54.671	KMV_Var_100	118.690

**Tab. 4.32 Finale Simulationszeiten der SBO-Variationsrechnungen**

Variationsrechnung	Finale Simulationszeit						
Name	$t_{\text{end}}$ [s]						
SBO_Var_001	151.163	SBO_Var_026	306.025	SBO_Var_051	233.882	SBO_Var_076	556.044
SBO_Var_002	786.279	SBO_Var_027	89.583	SBO_Var_052	219.610	SBO_Var_077	330.695
SBO_Var_003	181.733	SBO_Var_028	221.918	SBO_Var_053	863.643	SBO_Var_078	99.286
SBO_Var_004	245.704	SBO_Var_029	270.445	SBO_Var_054	152.901	SBO_Var_079	100.000
SBO_Var_005	117.721	SBO_Var_030	342.836	SBO_Var_055	330.000	SBO_Var_080	403.198
SBO_Var_006	196.200	SBO_Var_031	209.365	SBO_Var_056	146.341	SBO_Var_081	665.301
SBO_Var_007	151.881	SBO_Var_032	301.177	SBO_Var_057	1.000.000	SBO_Var_082	290.627
SBO_Var_008	205.162	SBO_Var_033	320.509	SBO_Var_058	84.241	SBO_Var_083	88.822
SBO_Var_009	57.165	SBO_Var_034	305.750	SBO_Var_059	288.989	SBO_Var_084	393.919
SBO_Var_010	88.649	SBO_Var_035	1.000.000	SBO_Var_060	357.845	SBO_Var_085	62.808
SBO_Var_011	85.114	SBO_Var_036	251.853	SBO_Var_061	554.828	SBO_Var_086	628.791
SBO_Var_012	388.403	SBO_Var_037	170.557	SBO_Var_062	305.476	SBO_Var_087	90.250
SBO_Var_013	94.967	SBO_Var_038	105.847	SBO_Var_063	574.426	SBO_Var_088	188.672
SBO_Var_014	332.975	SBO_Var_039	112.474	SBO_Var_064	77.791	SBO_Var_089	158.936
SBO_Var_015	413.477	SBO_Var_040	673.920	SBO_Var_065	1.000.000	SBO_Var_090	48.158
SBO_Var_016	130.783	SBO_Var_041	239.827	SBO_Var_066	270.150	SBO_Var_091	339.665
SBO_Var_017	129.472	SBO_Var_042	224.959	SBO_Var_067	255.622	SBO_Var_092	155.147
SBO_Var_018	223.384	SBO_Var_043	406.632	SBO_Var_068	95.002	SBO_Var_093	294.431
SBO_Var_019	166.382	SBO_Var_044	91.942	SBO_Var_069	211.384	SBO_Var_094	49.647
SBO_Var_020	150.474	SBO_Var_045	62.001	SBO_Var_070	165.930	SBO_Var_095	1.000.000
SBO_Var_021	167.598	SBO_Var_046	444.612	SBO_Var_071	84.743	SBO_Var_096	276.619
SBO_Var_022	655.180	SBO_Var_047	181.580	SBO_Var_072	541.244	SBO_Var_097	577.358
SBO_Var_023	105.462	SBO_Var_048	332.690	SBO_Var_073	131.948	SBO_Var_098	425.843
SBO_Var_024	227.835	SBO_Var_049	367.456	SBO_Var_074	284.286	SBO_Var_099	93.916
SBO_Var_025	195.370	SBO_Var_050	295.816	SBO_Var_075	290.915	SBO_Var_100	161.018

Ursprünglich war im Projekt vorgesehen für jede Variationsrechnung eine Gesamtproblemzeit von 1.000.000 s zu berechnen, um sicherzustellen, dass mindestens ein Zyklus der gefilterten Druckentlastung abgedeckt wird. In der Praxis zeigte sich, dass die Rechenzeiten damit je Variation sich über mehrere Monate erstrecken. Des Weiteren zeigten sich Instabilitäten in einzelnen Variationsrechnungen, die einerseits zu sehr kleinen Zeitschritten bzw. zu Programmabbrüchen führten. Das wird in den vorab dargestellten Tabellen anhand der Streuung der erreichten finalen Simulationszeiten deutlich. Nur wenige Analysen erreichen das ursprüngliche zeitliche Ziel von 1.000.000 s (5 Läufe für das KMV- sowie 4 Läufe für das SBO-Szenario).

Um die durchgeführten Variationsrechnungen auszuwerten, wird der jeweilige Auswertzeitpunkt auf frühere Simulationszeiten der Langzeitunfallphase gelegt. Des Weiteren wird als Nachweisziel nicht der Quellterm bei gefilterter Druckentlastung gewählt, sondern die CsHO -Beladung (CsHO-Masse in kg) in der Peripherie des Sicherheitsbehälters vor der Druckentlastungsleitung des Venting-Systems (COCOSYS-Zone R72D im Anlagendatensatz). Um den Einfluss der Parametervariation im Rechengebiet von ATHLET-CD darzustellen, wird als weiteres Nachweisziel die von ATHLET-CD berechnete kumulierte CsHO-Masse verwendet, die ins COCOSYS-Rechengebiet während der Analysen übertragen wird. Durch diese Maßnahmen ist gewährleistet, dass die Unsicherheitsanalyse beispielhaft durchgeführt und damit die Methodik getestet werden kann. Die gewählten Zeitpunkte für die Auswertung werden für die beiden Szenarien auf 150.000 s Problemzeit (entspricht 145.000 s transiente Zeit) festgesetzt, sodass die folgende Anzahl von Variationsrechnungen in die statistische Auswertung eingehen können:

- KMV: 61 (59 für COCOSYS, da in zwei Fällen Teile der Plotdateien nicht lesbar waren) Fälle für die Auswertung und
- SBO: 73 Fälle für die Auswertung.

Als erstes Nachweisziel wird die COCOSYS-Plotvariable „AECON(CSHO,R72D)“ gewählt, die die Caesium-Konzentration von CsHO in der COCOSYS-Zone „R72D“ darstellt und damit einen Teil der radiologischen Belastung vor der Einmündung in die Druckentlastungsleitung des gefilterten Druckentlastungssystems wiedergibt. Diese CsHO-Konzentration wird mit dem Gasvolumen der Zone R72D (ZFVOL(GAS,R72D)) multipliziert, um auf die CsHO-Masse in der Zone R72D umzurechnen. Für das „ATHLET-CD“-Rechengebiet wird für die Auswertung als zweites Nachweisziel die kumulierte Ausströmung von CsHO (SAFT-Plotvariablen „SDATA CSHO OUT\_VS/1-3 und OUT\_AS/1-3“,

die für alle drei Ausströmorte und für Dampf- und Aerosol getragene Massen extrahiert und nach der Extraktion addiert werden müssen) aus dem Rechengebiet von ATHLET-CD in das Rechengebiet von COCOSYS herangezogen. Die Ausströmung erfolgt für den KMV über das Leck und ggf. später über ein berechnetes Kriechversagen des oberen RDB-Plenums. Für den SBO erfolgt die Ausströmung über die Druckhalterarmaturen sowie ggf. später zusätzlich über ein berechnetes Kriechversagen des oberen RDB-Plenums.

Für die statistische Auswertung der Variationsrechnungen wird die Wilks-Methode angewendet, wobei für die einseitige untere und obere Toleranzgrenze ein Perzentil von 90 % mit einer statistischen Sicherheit von 90 % aufgrund der reduzierten Anzahl von erfolgreichen Rechenläufen gewählt wird.

#### **4.2.2.7.2 Ergebnisse Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse**

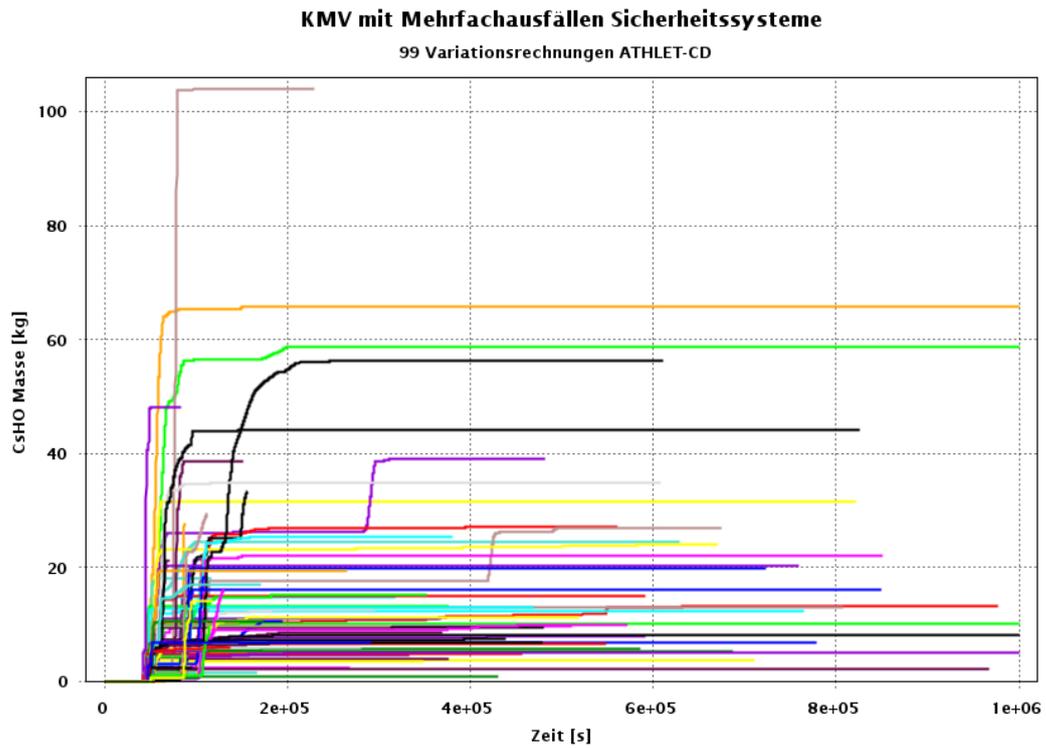
Auf dem HPC-Rechnersystem der GRS wurden je Szenario 100 Variationsanalysen gestartet. Für die Auswertung der Variationsanalysen wird das GRS-Programm SUSAS verwendet. Die Auswertemethodik stimmt im Wesentlichen mit derjenigen überein, die im Abschlussbericht GRS-A-4004 /GRS 20/ des Vorgängervorhabens 4717R01335 in Kapitel 3.2 beschrieben ist.

Für die statistische Auswertung wird das GRS-Programm SUSAS /GRS 20c/ verwendet. Die dort vorhandenen Modelle sind in /GRS 21a/ beschrieben.

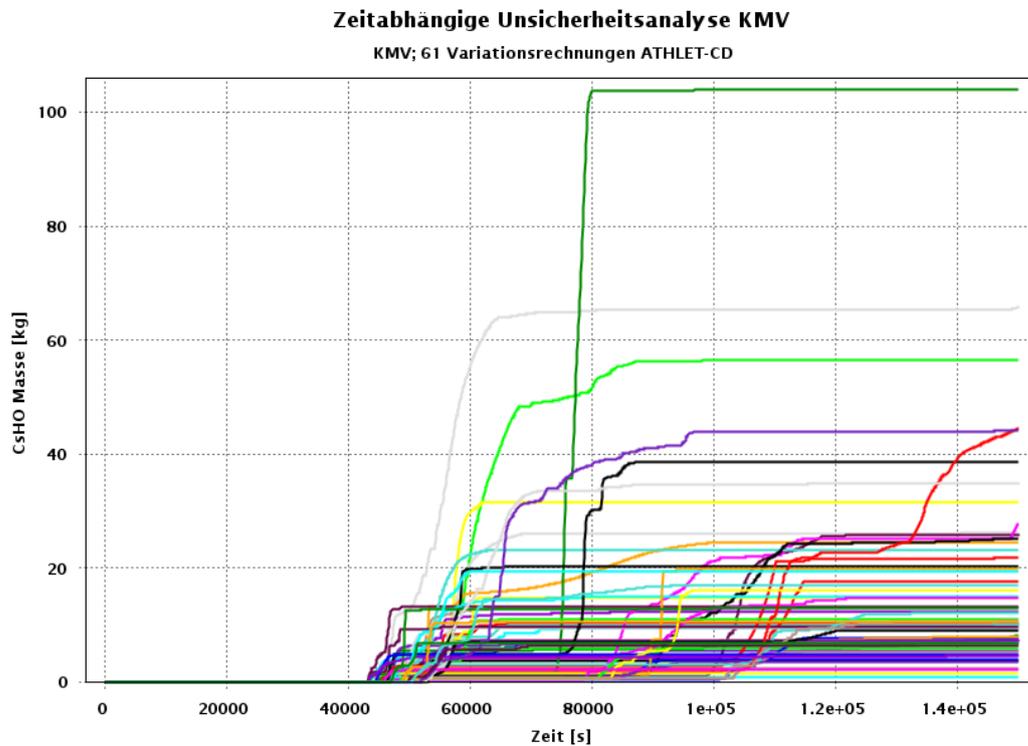
#### **KMV mit Mehrfachausfällen Sicherheitssysteme:**

##### **ATHLET-CD-Rechengebiet**

Die Ergebnisse der Variationsrechnungen zum KMV-Szenario hinsichtlich der kumulierten Massenausströmung von CsHO in den Sicherheitsbehälter sind für 99 Rechnungen in Abb. 4.119 gezeigt. Anhand des Diagrammes werden die unterschiedlichen erreichten Simulationszeiten deutlich. Nur 5 der insgesamt 100 Rechenläufe erreichten das ursprüngliche Ziel von 1.000.000 s (entspricht 995.000 s transiente Zeit). Ein Rechenlauf mit ATHLET-CD muss aufgrund nicht lesbarer Ausgabedateien unberücksichtigt bleiben und ist damit hier nicht dargestellt. Zudem zeigt das Diagramm eine Streuung hinsichtlich der freigesetzten CsHO-Masse zwischen 0 kg und 104 kg.

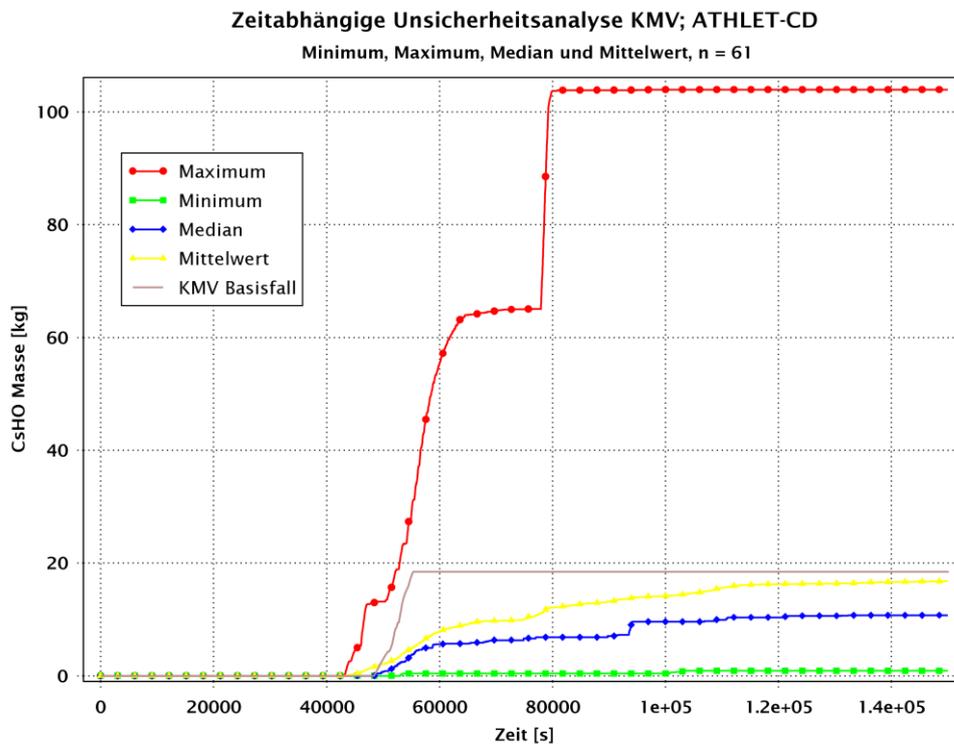


**Abb. 4.119** Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse von 99 KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



**Abb. 4.120** Kumulierte freigesetzte CsHO-Massen der für die statistische Auswertung ausgewählten 61 KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD

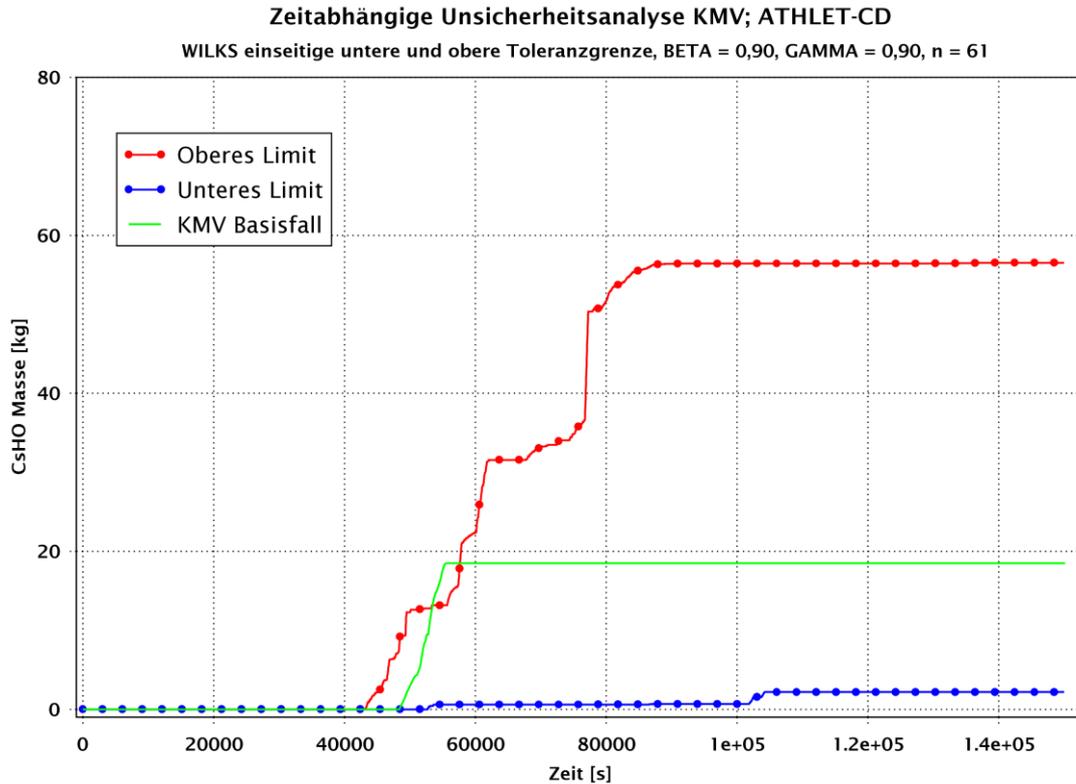
Für die statistische Auswertung zum KMV-Unfallszenario werden 61 Rechenläufe herangezogen, die alle eine Simulationszeit von mindestens 150.000 s erreichten. Die Kurvenschar hinsichtlich der in den Sicherheitsbehälter übertragenen CsHO-Masse ist in Abb. 4.120 dargestellt. Die zeitabhängigen Minimal- und Maximalwerte sowie der Median und Mittelwert sind in Abb. 4.121 gezeigt. Dort ist zum Vergleich auch der für den KMV-Basisfall berechnete Verlauf der freigesetzten CsHO-Masse dargestellt. Dieser liegt im unteren Bereich des Wertebereichs. Bei 150.000 s werden 0,88 kg als minimaler und 103,93 kg als maximaler Wert sowie 10,72 kg als Median und 16,81 kg als Mittelwert erreicht. Die freigesetzte kumulierte CsHO-Masse des KMV-Basisfalls beträgt zu diesem Zeitpunkt 18,47 kg.



**Abb. 4.121** Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der freigesetzten CsHO-Masse der 61 KMV-Variationsrechnungen (Freisetzung des KMV-Basisfalls als Vergleich dargestellt)

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse hinsichtlich des „ATHLET-CD“-Ergebnisses zur kumulierten freigesetzten CsHO-Masse, die in den Sicherheitsbehälter gelangt, ist mit der unteren und oberen Toleranzgrenze in Abb. 4.122 gezeigt. Die untere und obere Toleranzgrenze liegt bei 2,18 kg bzw. 56,53 kg, sodass die freigesetzte CsHO-Masse mit 90%tiger Wahrscheinlichkeit und einer 90%tigen statistischen Sicherheit unterhalb

von 56,53 kg liegt. Die freigesetzte CsHO-Masse des Basisfalls liegt in der Langzeitphase mit 18,47 kg im unteren Drittel des Toleranzbereichs.



**Abb. 4.122** Untere und obere Toleranzgrenze für die freigesetzte CsHO-Masse der 61 KMV-Variationsrechnungen (Freisetzung des KMV-Basisfalls als Vergleich dargestellt)

Zusätzlich zur Unsicherheitsanalyse wird eine zeitabhängige Sensitivitätsanalyse durchgeführt, um den Einfluss der variierten Parameter auf die Konsequenz der von ATHLET-CD berechneten kumulierten freigesetzten CsHO-Masse darzustellen. Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse werden anhand des Rangkorrelationskoeffizienten  $R$  nach Spearman als Diagramme in Abb. 4.123 und Abb. 4.129 dargestellt. Nähert sich  $R \pm 1$ , wird eine lineare Abhängigkeit wahrscheinlicher. Für  $R = \pm 1$  besteht eine funktionale lineare Korrelation. Ein positiver Wert von  $R$  bedeutet, dass eine Erhöhung des unsicheren Parameters eine positive Änderung der entsprechenden Konsequenz zur Folge hat und eine Verringerung des Parameterwerts eine Verringerung der Konsequenz bedeutet. Ein negativer Wert von  $R$  bewirkt genau das Gegenteil. Eine Erhöhung des Unsicherheitsparameters entspricht einer Verringerung der Konsequenz, und eine Verringerung des Parameters bedeutet eine Erhöhung der Konsequenz.

Die Verläufe der Rangkorrelationskoeffizienten für die 61 unsicherheitsbehafteten Parameter des KMV-Szenarios, die in Abb. 4.123 und Abb. 4.129 für die ATHLET-CD-Analyse gezeigt sind, zeigen im Allgemeinen, dass die berechneten Rangkoeffizienten für die meisten unabhängigen Parameter in einem Intervall von  $\pm 0,3$  liegen. Das bedeutet, dass für die meisten unsicheren Parameter keine starke Korrelation beobachtet werden kann.

Nur in der frühen Phase bis zu 20.000 s nach Beginn der Freisetzung aus dem Reaktorkreislauf kann eine stärkere positive Korrelation ( $> 0,3$ ) der Parameter 14, 17, 21, 29, 38 und 54 mit der freigesetzten CsHO-Masse beobachtet werden (siehe Abb. 4.124, Abb. 4.125 und Abb. 4.126). Eine stärkere negative Korrelation ( $< -0,3$ ) auf die Freisetzung von CsHO ist in der Anfangsphase bei den Parametern 2, 12 und 20 zu erkennen. Die Bedeutung der Parameter ist:

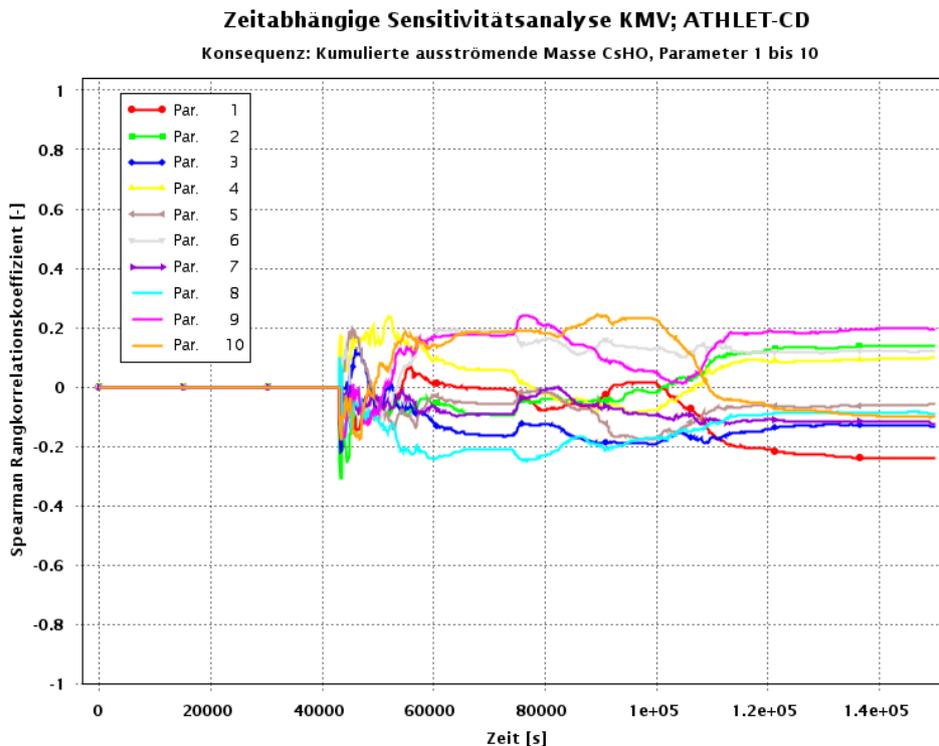
Parameter 14:	Verfügbarkeit Dampf Hüllrohroxidation	positiver Einfluss
Parameter 17:	Ansprechdrücke DH-Ventile	positiver Einfluss
Parameter 21:	Zugfestigkeit untere Kalotte	positiver Einfluss
Parameter 29:	KMT ein Loop 1	positiver Einfluss
Parameter 38:	RDB-Füllstand $< \min 3$	positiver Einfluss
Parameter 54:	Wassertemperatur KBB-Tanks	positiver Einfluss
Parameter 2:	Wärmeleitfähigkeitsfaktor $UO_2$	negativer Einfluss
Parameter 12:	Versagenskrit. untere KG-Platte, keramisch	negativer Einfluss
Parameter 20:	Versagensdehnung der Hüllrohre	negativer Einfluss

Die durch die Sensitivitätsanalyse während der „In-vessel“-Phase des Unfallablaufes ermittelten Relevanzen sind schlüssig. Bei der Variation der Parameter mit positivem Einfluss führt eine Erhöhung des Parameters 14 (späteres Brennstabversagen gibt mehr Zeit für die Diffusion von CsHO zu den Korngrenzen innerhalb des Brennstoffs) im Wesentlichen zu einer größeren Menge an CsHO, die in den Reaktorkreislauf freigesetzt werden kann, sowie andererseits zu einer größeren treibenden Kraft für den Austritt über die Leckstelle in den Sicherheitsbehälter (Parameter 21, 29, 38 und 54). Allerdings erscheint die berechnete Relevanz des Parameter 17 eher fraglich, da die DH-Armaturen bei dieser KMV-Sequenz keine Rolle spielen. Für die Parameter mit negativem Einfluss lässt sich feststellen, dass insbesondere die Parameter 12 und 20 bei größeren Werten zu einer Verzögerung der Freisetzung aus den Brennstäben (Parameter 20) bzw. des

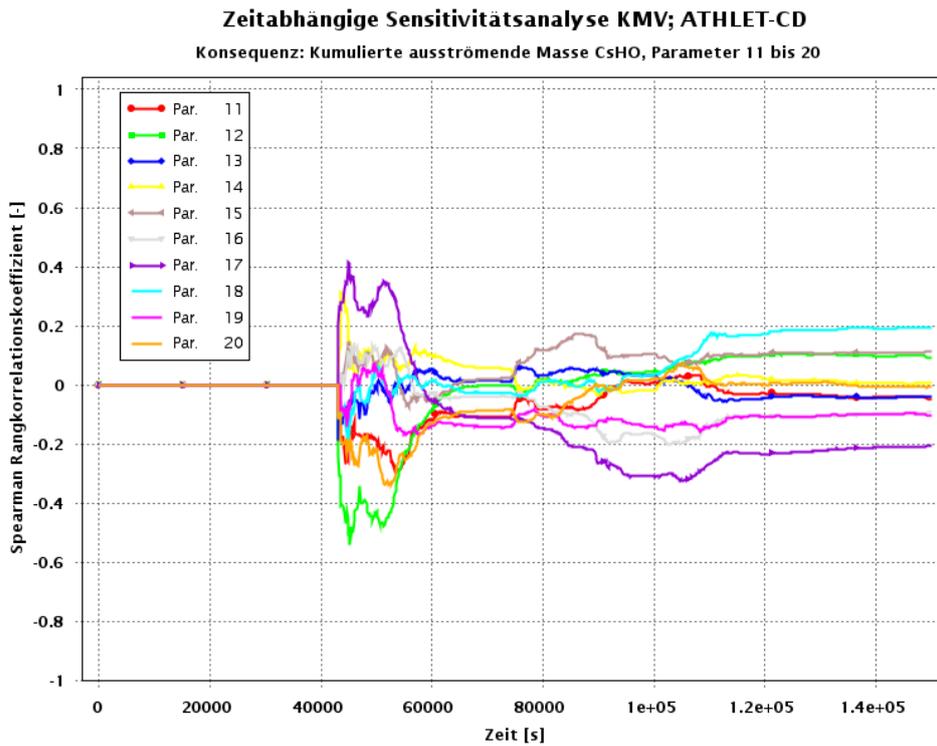
Versagens des RDB (Parameter 12) führen, was letztendlich zu einer Verzögerung bzw. Verringerung der Freisetzung in den Sicherheitsbehälter führt. Der höhere negative Einfluss des Wärmeleitfähigkeitsfaktor  $UO_2$  bedeutet, dass eine Verringerung der Wärmeleitfähigkeit im Brennstoff, dieser sich schneller aufheizt, sodass innerhalb des Brennstoffs der diffusionsgesteuerte Transport von CsHO zu den Korngrenzen verstärkt wird.

Generell ist festzustellen, dass in der „In-vessel“-Phase die variierten technischen Randbedingungen die höchste Relevanz auf die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte kumulierte CsHO-Masse haben. Die Variation von Modellparametern und Stoffwerten zeigen dagegen eine eher geringere Auswirkung.

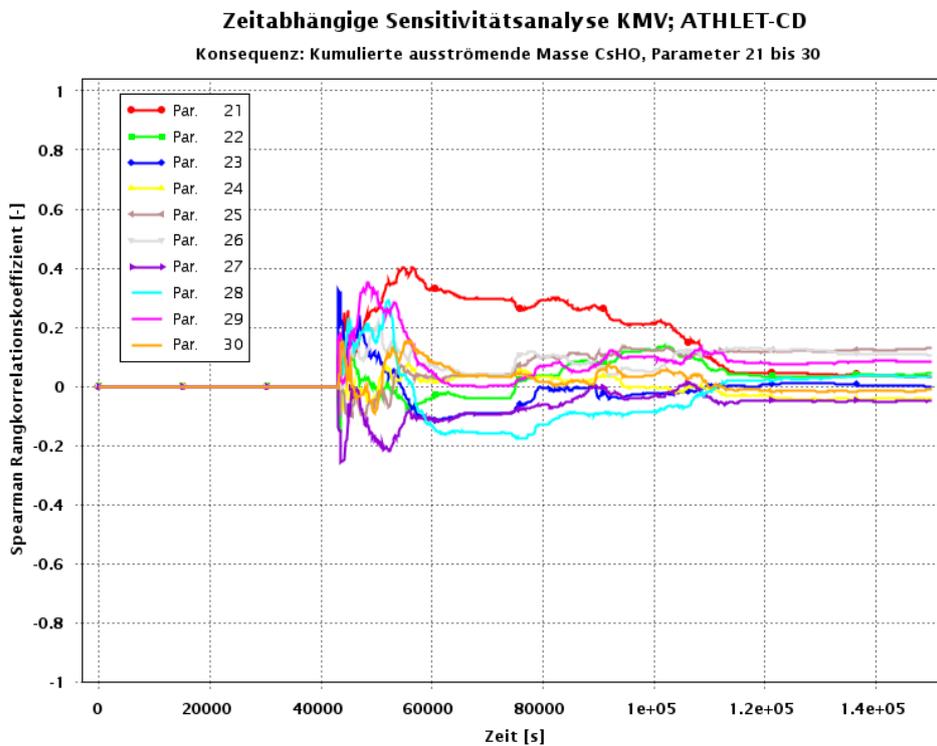
In der Langzeitphase ver gleichen sich die Verläufe der Rangkorrelationskoeffizienten und bewegen sich im Wesentlichen in einem Bereich von  $\pm 0,2$ , was einer schwächeren Kopplung zwischen den Parametern und der untersuchten Konsequenz entspricht. Dieses Verhalten erscheint plausibel, da in der Langzeitphase aus dem „In-vessel“-Bereich mit keiner signifikanten Freisetzung von CsHO (ggf. Teilresuspension von auf Strukturen angelagerten Mengen) zu rechnen ist.



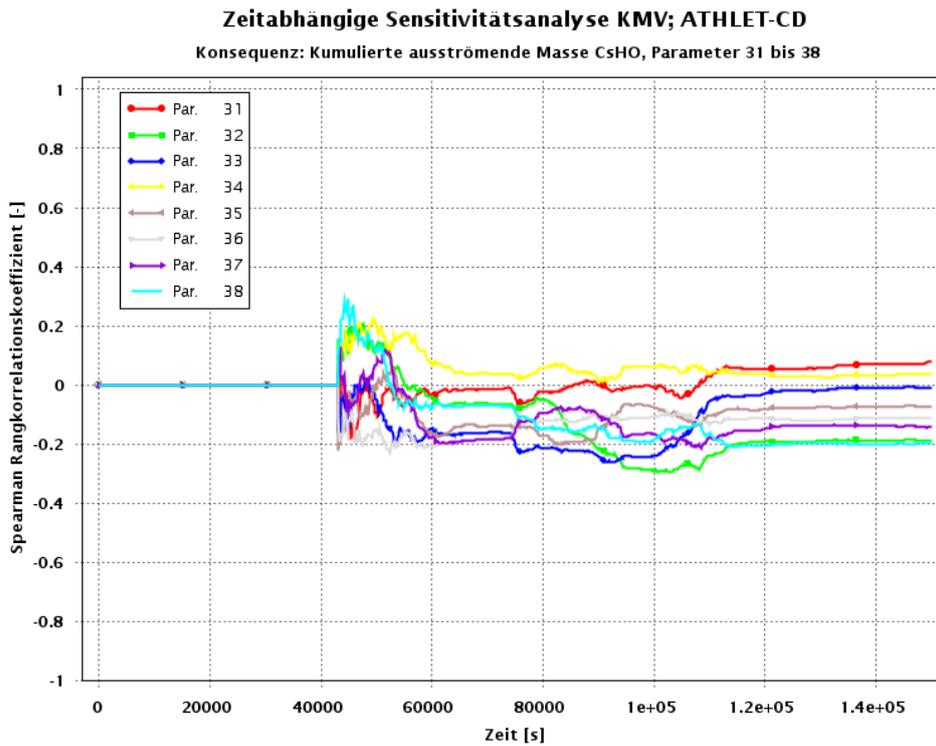
**Abb. 4.123** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 10 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



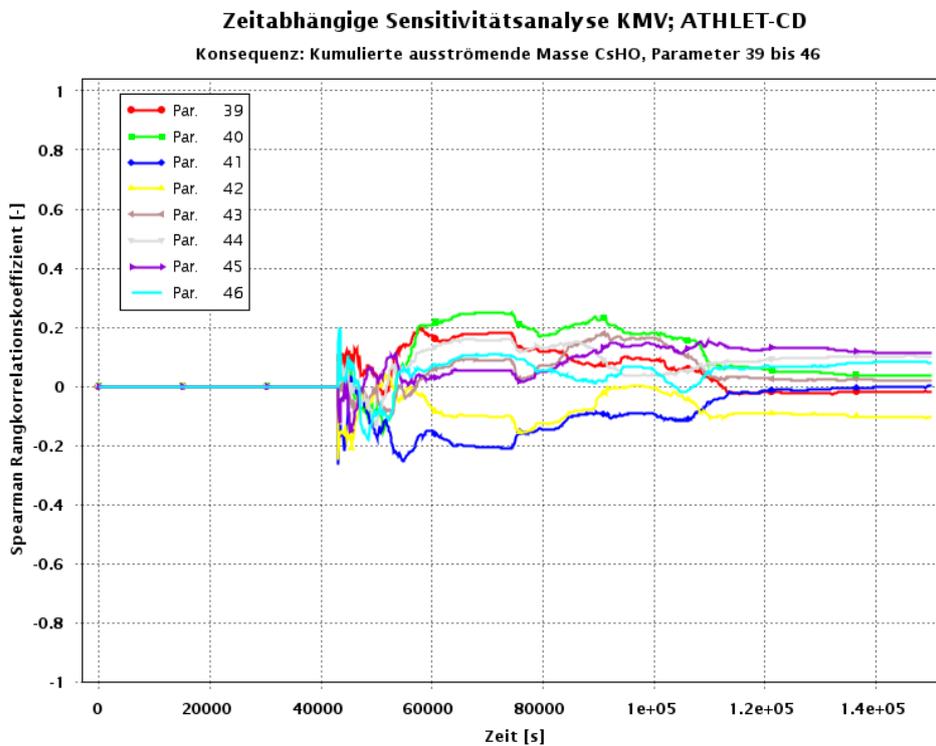
**Abb. 4.124** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 11 bis 20 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



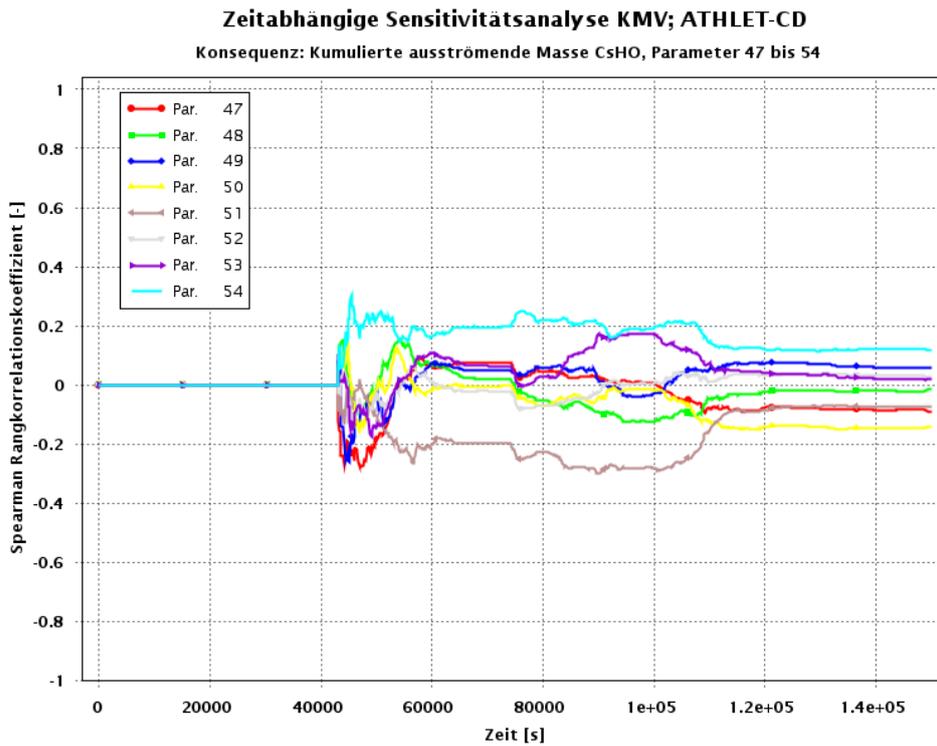
**Abb. 4.125** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 21 bis 30 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



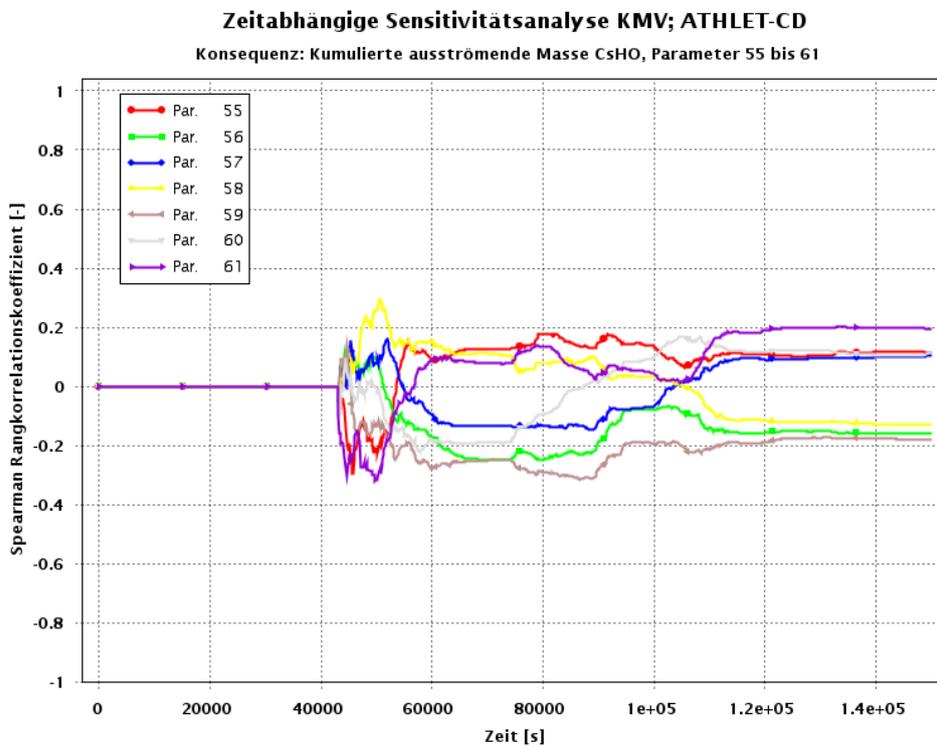
**Abb. 4.126** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 31 bis 38 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



**Abb. 4.127** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 39 bis 46 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



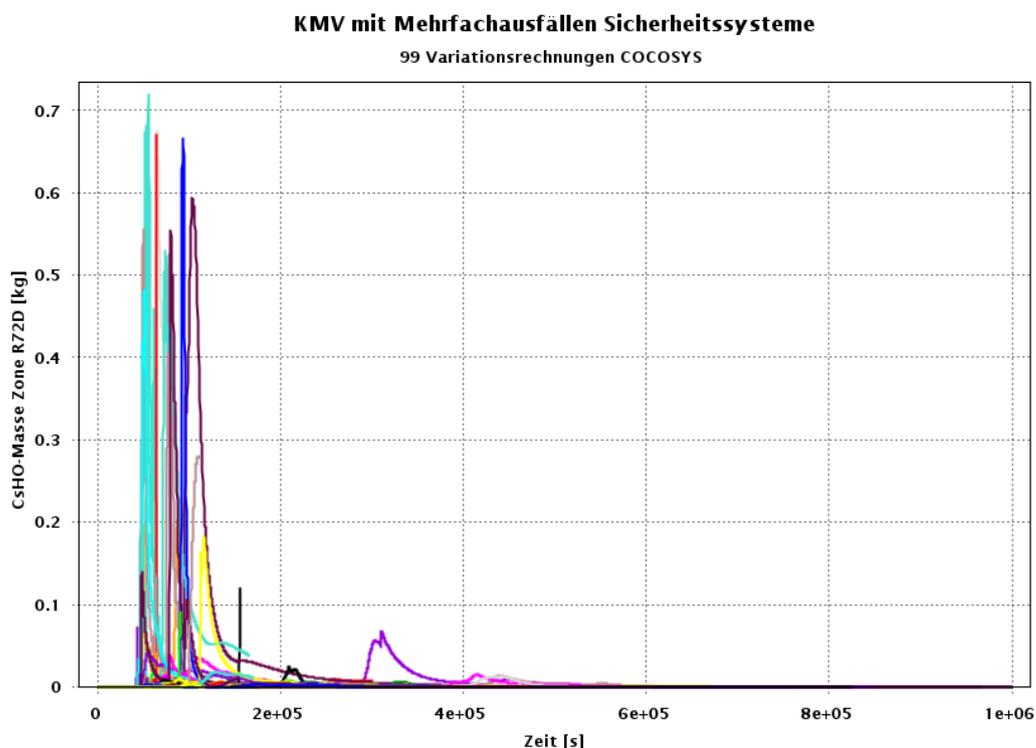
**Abb. 4.128** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 47 bis 54 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



**Abb. 4.129** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 55 bis 61 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD

## COCOSYS-Rechengebiet

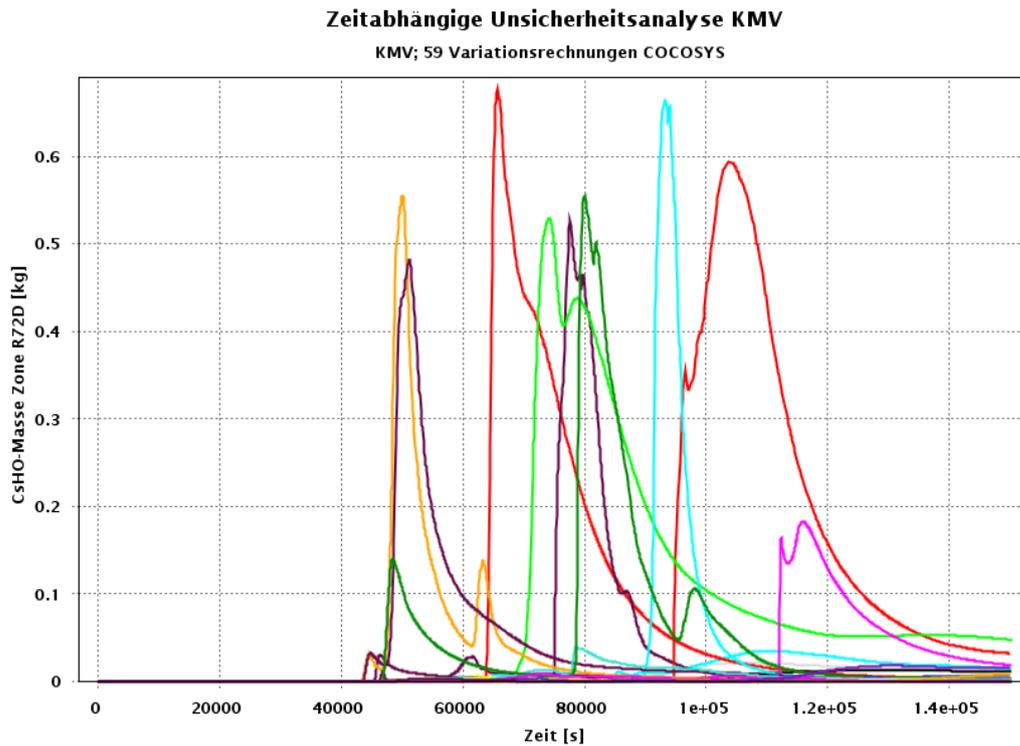
Die in den 99 Variationsrechnungen mit COCOSYS berechneten CsHO-Massen in der Zone R72D, von der die Abblaseleitung des gefilterten Druckentlastungssystems abzweigt, sind in Abb. 4.130 dargestellt. Wie bereits bei der Diskussion der ATHLET-CD-Ergebnisse erwähnt, haben nur 5 der insgesamt 100 Rechenläufe das ursprüngliche Ziel von 1.000.000 s erreicht. Das Verschwinden der CsHO-Masse im Langzeitbereich  $> 600.000$  s ist im Wesentlichen auf Fälle mit einem Ausbleiben des RDB-Versagens aufgrund der Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen sowie der Ablagerung von CsHO auf Strukturen in der Langzeitphase zurückzuführen.



**Abb. 4.130** CsHO-Masse in der Gasphase der Zone R72D der 99 KMV-Variationsrechnungen aus COCOSYS

Die Ergebnisse hinsichtlich der CsHO-Masse vor der Venting-Leitung der für die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ausgewählten Variationsrechnungen sind in Abb. 4.131 gezeigt. Da es bei zwei COCOSYS-Plotdateien zu Lesefehlern kam, werden hier abweichend zu den vorab dargestellten „ATHLET-CD“-Ergebnissen nur 59 Analysen in dem Zeitbereich bis 150.000 s ausgewertet. Das Diagramm macht die Streuung der CsHO-Masse durch die Variation der COCOSYS-Parameter, die in Anhang B.3, aufgelistet sind, deutlich. Die Maxima der CsHO-Masse in der Gasphase von R72D werden

durch die Leckausströmung nach Kernzerstörung und in Kombination mit der nach dem Versagen des RDB beginnende Schmelze-Beton-Wechselwirkung erreicht. Nach dem Erreichen des Maximums fällt die CsHO-Masse in jeder Variationsrechnung z. B. durch die Ablagerung der Moleküle auf den Oberflächen der festen Strukturen ab. Es ist eine große zeitliche Streuung der Maximalwerte zu erkennen, die im Wesentlichen durch die Variation der Verfügbarkeit und der zeitlichen Aktivierung von mitigativen Notfallmaßnahmen den Reaktorkreislauf betreffend (HMN-Maßnahmen) liegt.

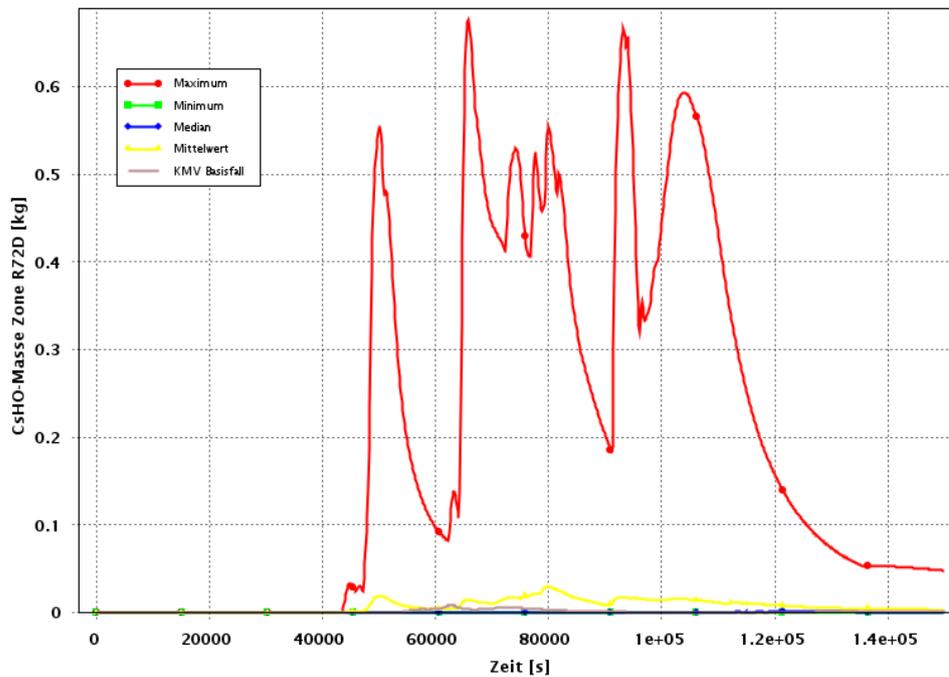


**Abb. 4.131** CsHO-Masse der Gasphase in der Zone R72D aus COCOSYS für die statistische Auswertung ausgewählten 59 KMV-Variationsrechnungen

Die aus dieser Kurvenschar mit SUSAs ermittelten minimalen und maximalen Werte sowie der ermittelte Median und Mittelwert sind in Abb. 4.132 dargestellt. Zudem ist dort das Ergebnis des KMV-Basisfalls zu Vergleichszwecken gegeben, welches sehr nahe am Minimum liegt. Das Maximum liegt bei etwa 0,7 kg CsHO im Raumbereich R72D.

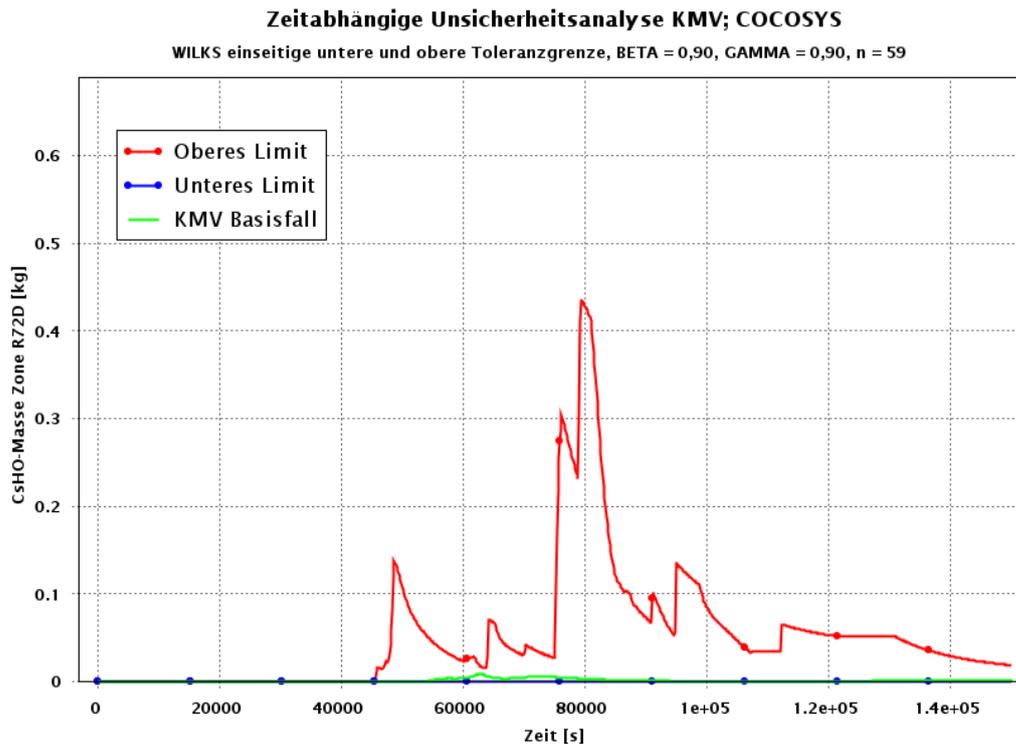
### Zeitabhängige Unsicherheitsanalyse KMV; COCOSYS

Minimum, Maximum, Median und Mittelwert, n = 59



**Abb. 4.132** Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 59 KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS (KMV-Basisfall als Vergleich dargestellt)

Der in der Unsicherheitsanalyse berechnete Toleranzbereich der Konsequenz „CsHO-Masse in der Gasphase“ ist in Abb. 4.133 gezeigt. Der KMV-Basisfall liegt hinsichtlich der untersuchten Konsequenz sehr nah an der unteren Toleranzgrenze. Mit 90 %iger Wahrscheinlichkeit und 90 %iger statistischer Sicherheit liegen die höchsten Massenbelastungen an CsHO im Bereich der Venting-Leitung bei ca. 0,15 kg bei ca. 50.000 s bzw. bei 0,45 kg bei ca. 80.000 s Problemzeit.



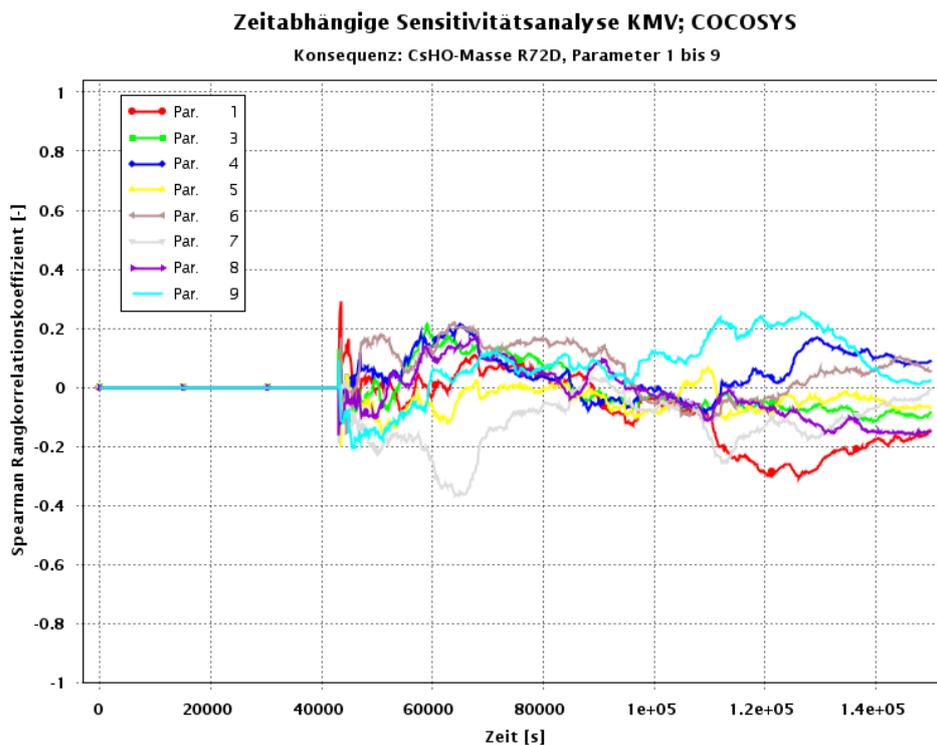
**Abb. 4.133** Untere und obere Toleranzgrenze für die CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 59 KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS (Freisetzung des KMV-Basisfall als Vergleich dargestellt)

Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse für das von COCOSYS berechnete KMV-Unfallszenario zeigen Abb. 4.134 bis Abb. 4.136 für 24 variierte Parameter (Parameter 2 wird in den Diagrammen nicht gezeigt, da dieser letztendlich nicht variiert worden ist). Für die frühe „Ex-vessel“-Phase zwischen 42.000 s und 70.000 s, die in der Regel mit der Schmelz-Beton-Wechselwirkung beginnt, kann eine stärkere positive Korrelation ( $> 0,3$ ) der Parameter 1, 10, 17, 19 und 22 mit der in R72D berechneten CsHO-Masse beobachtet werden (siehe Abbildungen Abb. 4.134, Abb. 4.135 und Abb. 4.136). Eine stärkere negative Korrelation ( $< -0,3$ ) auf die Freisetzung von CsHO ist in der Anfangsphase bei den Parametern 7 und 23 zu erkennen. Die Bedeutung aller variierten Parameter kann Anhang B.3 entnommen werden und ist für die vorab genannten nachfolgend aufgelistet:

Parameter 1:	Oberflächenspannung	positiver Einfluss
Parameter 10:	Haftkoeffizient/Haftwahrscheinlichkeit	positiver Einfluss
Parameter 17:	Verhältnis Bodenfläche zu Zonenvolumen	positiver Einfluss
Parameter 19:	min. Wasserfilmdicke der Wasservorlage	positiver Einfluss

Parameter 7:	Aerosol-Schlupfkoeffizient	negativer Einfluss
Parameter 23:	Wärmeleitkoeffizient der Strukturen	negativer Einfluss

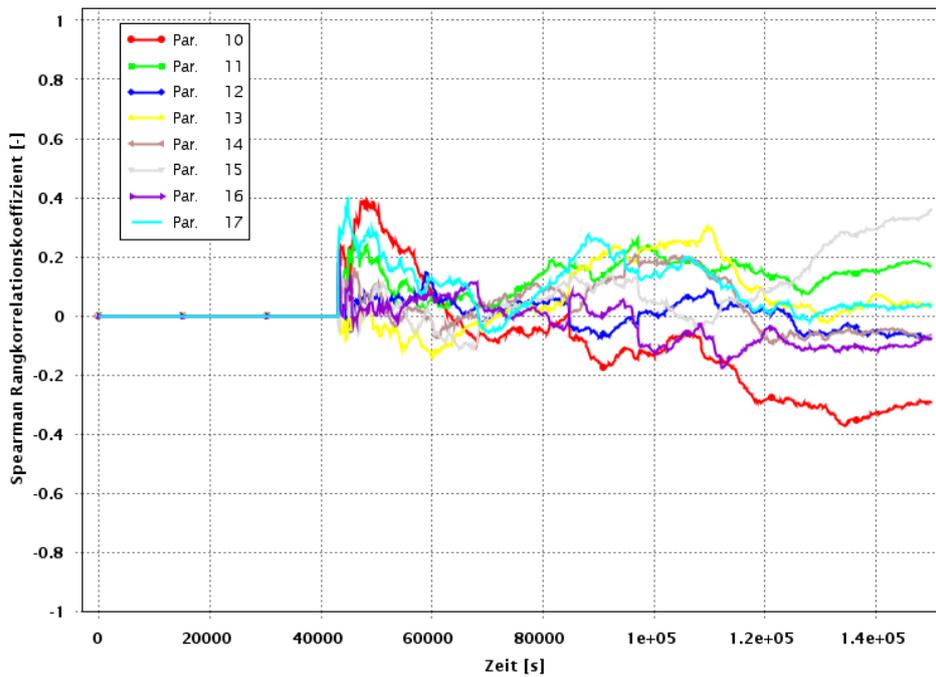
Da für die betrachteten Unfallsequenzen im Sicherheitsbehälter in den hier vorgestellten Anlagendatensätzen keine aktiven Systemeingriffe innerhalb des SHB-Rechengebietes in den Analysen berücksichtigt sind, umfassen die variierten Parameter ausschließlich Modellparameter. Da hier in der beispielhaften Sensitivitätsanalyse in einer sehr isolierten Betrachtungsweise nur eine Konsequenz in einem einzigen Raumbereich analysiert wird, kann keine eindeutige Bewertung der konkreten Einflüsse der vorab genannten Beiträge auf die Konsequenz gegeben werden. Das würde sich ändern, wenn z. B. ein Quellterm nach der SHB-Druckentlastung mit mehreren Konsequenzen (z. B. Anteile von verschiedenen Isotopen bezogen auf das Anfangsinventar im Kern) betrachtet wird, da sich darin alle Wechselwirkungen der Sicherheitsbehälteranalyse (z. B. bezüglich aller Zonen und Elementen) widerspiegeln würden.



**Abb. 4.134** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 9 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS

### Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse KMV; COCOSYS

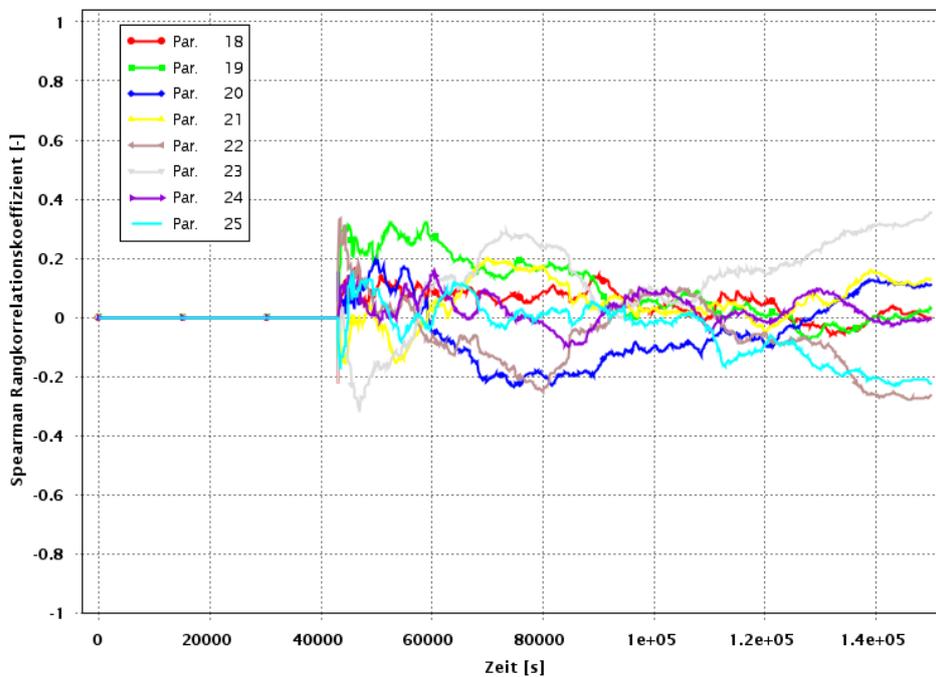
Konsequenz: CsHO-Masse R72D, Parameter 10 bis 17



**Abb. 4.135** Zeitabhängiger Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 10 bis 17 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS

### Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse KMV; COCOSYS

Konsequenz: CsHO-Masse R72D, Parameter 18 bis 25

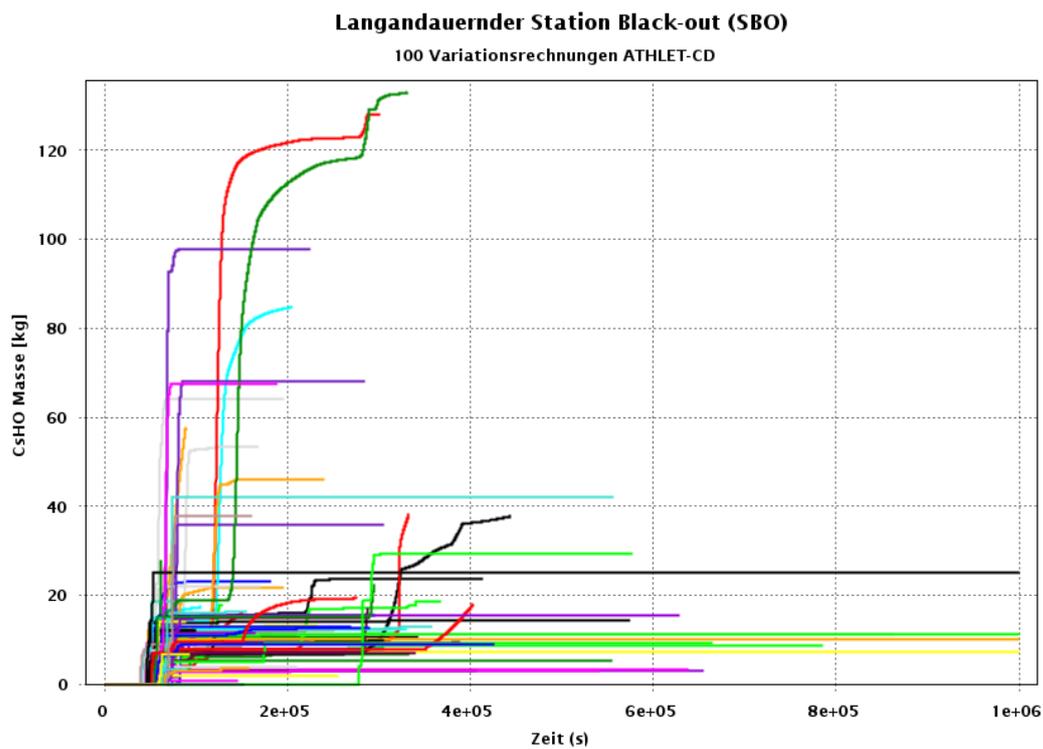


**Abb. 4.136** Zeitabhängiger Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 18 bis 25 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS

## Langandauernder SBO:

### ATHLET-CD-Rechengebiet

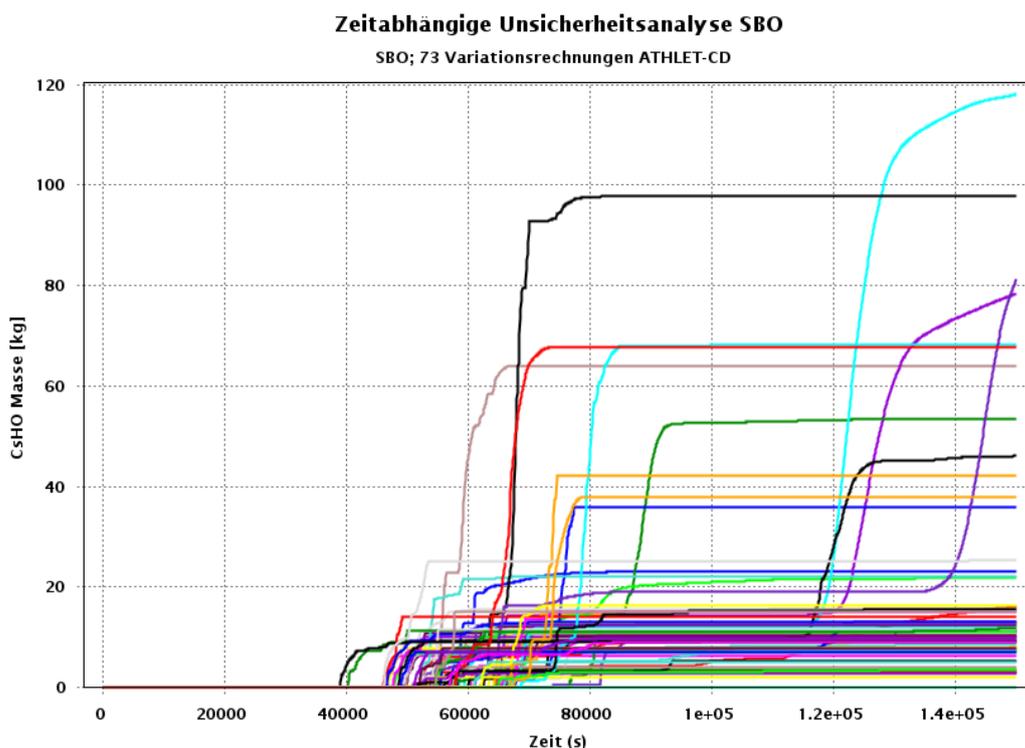
Für die untersuchte SBO-Unfallsequenz wird, wie bereits oben für das KMV-Szenario beschrieben, eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse durch die Durchführung von 100 Variationsrechnungen mit nachfolgender statistischer Auswertung durchgeführt. Die allgemeinen Beschreibungen im KMV-Teil zur statistischen Auswertung und deren Ergebnisgrößen sind auch hier gültig und sollen somit hier nicht wiederholt werden. Die Kurvenscharen hinsichtlich der von ATHLET-CD berechneten kumulierten, in den Sicherheitsbehälter ausströmenden CsHO-Masse ist für den SBO in Abb. 4.137 gezeigt. Dort sind die unterschiedlichen erreichten Simulationszeiten deutlich zu erkennen. Für den SBO haben nur 4 von 100 Analysen das ursprüngliche Ziel von 1.000.000 s Problemzeit (entspricht 995.000 s transiente Zeit) erreicht.



**Abb. 4.137** Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse aller 100 SBO-Variationsrechnungen aus ATHLET-CD

Für die statistische Auswertung werden diejenigen Analysen gewählt, die mindestens eine Problemzeit von 150.000 s (145.000 s transiente Zeit) erreichen. Beim SBO handelt

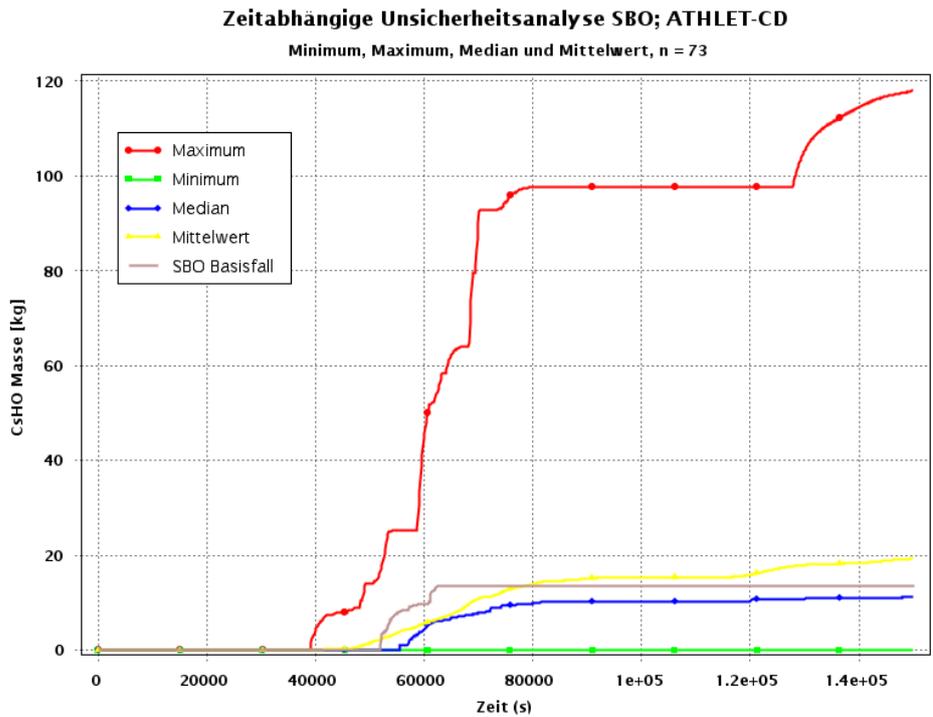
es sich dabei um 73 Analysen, deren Ergebnisse der Konsequenz in Abb. 4.138 dargestellt sind. Die zeitabhängigen Minimal- und Maximalwerte sowie der Median und Mittelwert sind in Abb. 4.139 gezeigt. Ferner ist dort zum Vergleich auch der für den SBO-Basisfall berechnete Verlauf der freigesetzten CsHO-Masse dargestellt. Dieser liegt im unteren Bereich des Wertebereichs. Bei der Problemzeit von 150.000 s werden 0,0 kg als minimaler und 118,02 kg als maximaler Wert sowie 11,12 kg als Median und 19,30 kg als Mittelwert erreicht. Die freigesetzte kumulierte CsHO-Masse des SBO-Basisfalls beträgt zu diesem Zeitpunkt 13,49 kg.



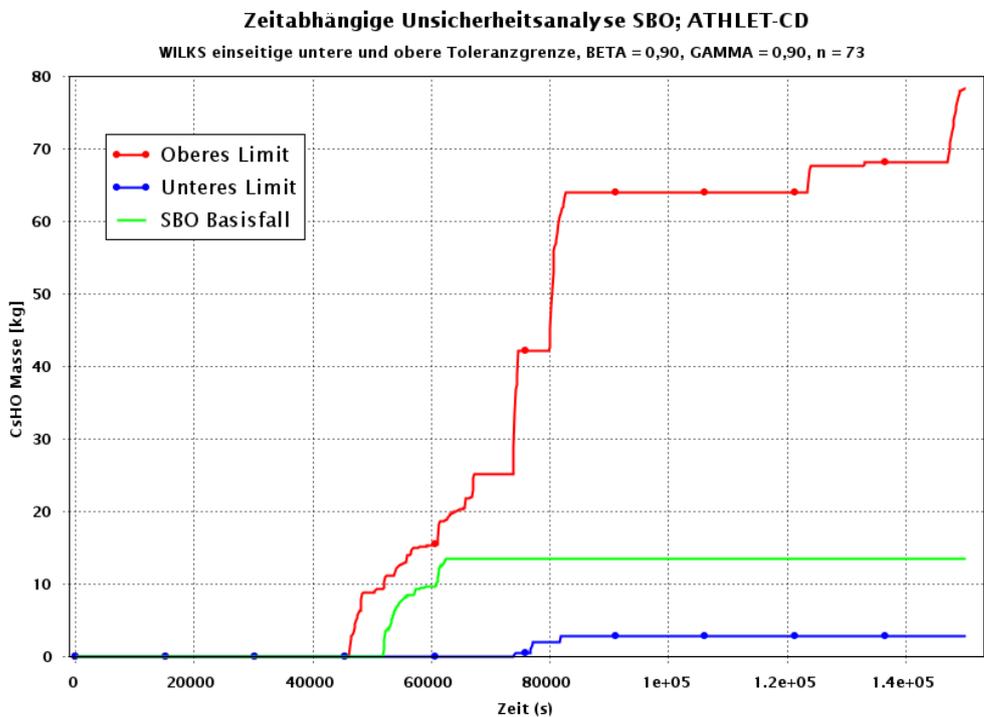
**Abb. 4.138** Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse der für die statistische Auswertung ausgewählten 73 SBO-Variationsrechnungen aus ATHLET-CD

Der minimale Wert von 0 kg freigesetztem CsHO erklärt sich durch diejenigen Analysefälle, für die durch den Einsatz der mobilen Dieselgeneratoren als präventive Notfallmaßnahme kein Kernschaden in dem untersuchten Zeitbereich berechnet worden ist.

Das durch die Unsicherheitsanalyse für die Konsequenz der freigesetzten CsHO-Masse ermittelte Toleranzband ist in Abb. 4.140 dargestellt. Ebenso ist das entsprechende Ergebnis des SBO-Basisfalles gezeigt. Am Ende des betrachteten Zeitintervalls beträgt die untere und obere Toleranzgrenze 2,79 kg bzw. 78,32 kg CsHO. Das heißt, dass die zu erwartende Freisetzung mit 90 %iger Wahrscheinlichkeit und 90 %iger statistischer Sicherheit in diesem Bereich liegt.



**Abb. 4.139** Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der freigesetzten CsHO-Masse der 73 SBO-Variationsrechnungen (Freisetzung des SBO-Basisfalls als Vergleich dargestellt)



**Abb. 4.140** Untere und obere Toleranzgrenze für die freigesetzte CsHO-Masse der 73 SBO-Variationsrechnungen (Freisetzung des SBO-Basisfalls als Vergleich dargestellt)

Der für den Basisfall mit seinen realistischen Randbedingungen berechnete Wert liegt mit 13,49 kg im unteren Bereich des Toleranzfeldes und zeigt damit, dass die Wahl der realistischen Randbedingungen zu zuverlässigen und belastbaren Ergebnissen führen.

Wie bereits oben für den KMV-Fall dargestellt, wird auch für den SBO eine Sensitivitätsanalyse durchgeführt, um die Parameter zu identifizieren, die die größte Relevanz auf das Verhalten der betrachteten Konsequenz aufweisen. Die für den SBO berechneten Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman (Bedeutung siehe oben beim KMV) sind für die insgesamt 64 unsicherheitsbehafteten Parameter in Abb. 4.141 bis Abb. 4.148 dargestellt.

Wie bereits beim KMV diskutiert, zeigt sich auch für den SBO, dass die berechneten Rangkoeffizienten für die meisten unabhängigen Parameter in einem Intervall von  $\pm 0,3$  liegen. Das bedeutet, dass für diese unsicheren Parameter keine starke Korrelation beobachtet werden kann.

Nur für einzelne Parameter kann in der frühen Phase bis zu 40.000 s nach Beginn der Freisetzung aus dem Reaktorkreislauf eine stärkere positive Korrelation ( $> 0,3$ ) der Parameter 13 und 43 mit der freigesetzten CsHO-Masse beobachtet werden (siehe Abbildungen Abb. 4.142 und Abb. 4.146). Eine stärkere negative Korrelation ( $< -0,3$ ) auf die Freisetzung von CsHO ist in der Anfangsphase bei den Parametern 2, 6, 25 und 63 (siehe Abbildungen Abb. 4.141, Abb. 4.142, Abb. 4.144 und Abb. 4.148) zu erkennen. Die Bedeutung der Parameter ist:

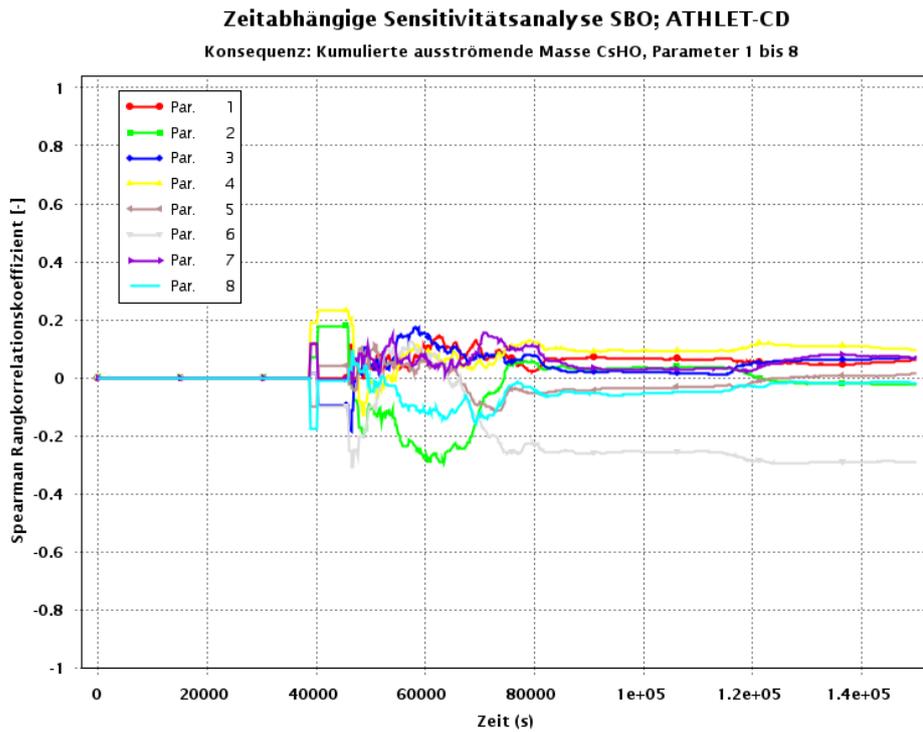
Parameter 13:	Späteres Versagen untere Kerngitterplatte	positiver Einfluss
Parameter 43:	BE-Austrittstemp (4) $> 400$ °C	positiver Einfluss
Parameter 2:	Liquidustemperatur Hüllrohre	negativer Einfluss
Parameter 6:	Wärmekapazitätsfaktor UO <sub>2</sub>	negativer Einfluss
Parameter 25:	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	negativer Einfluss
Parameter 63:	Zeit für Einstellen RS-Simulationen	negativer Einfluss

Die durch die Sensitivitätsanalyse während der „In-vessel“-Phase des Unfallablaufes ermittelten Relevanzen sind im Wesentlichen schlüssig. Bei der Variation der Parameter mit positivem Einfluss führt eine Erhöhung des Parameters 13 (ein späteres Versagen der unteren Kerngitterplatte gibt mehr Zeit für die Freisetzung von CsHO aus dem teilzerstörten Kern) sowie des Parameters 43 (höheres Temperaturkriterium für Einleitung

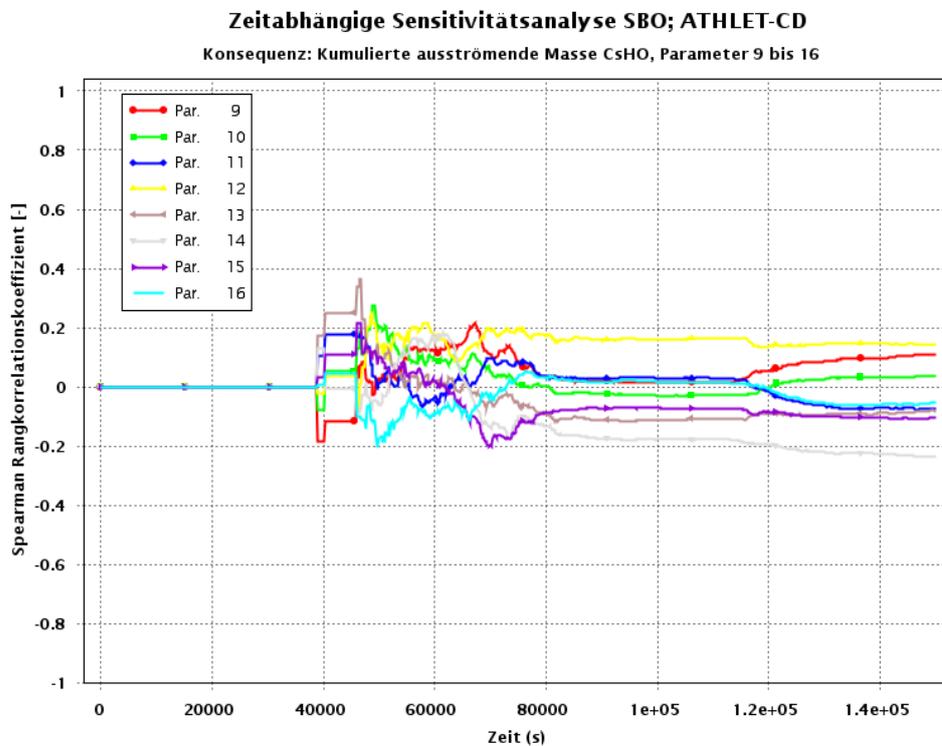
sekundärseitige Druckentlastung) im Wesentlichen zu einer größeren Menge an CsHO, die aus dem Kernbereich in den Reaktorkreislauf freigesetzt werden kann sowie mehr Zeit für die Diffusion von CsHO zu den Korngrenzen des Brennstoffes. Die beiden Stoffwerte-Parameter 2 und 6, die einen negativen Einfluss auf die Konsequenz haben, bewirken bei einer Reduzierung ein schnelleres Aufheizen des Brennstoffs (Parameter 6) und ein früheres Versagen des Hüllrohrmaterials, was mit einer früheren und ausgeprägteren Freisetzung von CsHO einhergeht. Der berechnete negative Einfluss der beiden Parameter 25 und 63 ist nicht so einfach zu bewerten und bedarf einer weiteren intensiven Analyse. Sinkende Werte der beiden Parameter führen zu einer früheren sekundärseitigen Wärmeabfuhr als präventive Notfallmaßnahme, was nach Beendigung der Wärmeabfuhr zu einem früheren Wiederaufheizen des Kerns und anschließender früherer Freisetzung führen kann. Wie vorab bereits erwähnt, bedarf dieser Erklärungsansatz aber einer weiteren Analyse.

Generell ist wie beim KMV festzustellen, dass in der „In-vessel“-Phase des SBO-Szenarios die variierten technischen Randbedingungen die höchste Relevanz auf die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte kumulierte CsHO-Masse haben. Die Variation von Modellparametern zeigt dagegen eine eher geringere Auswirkung.

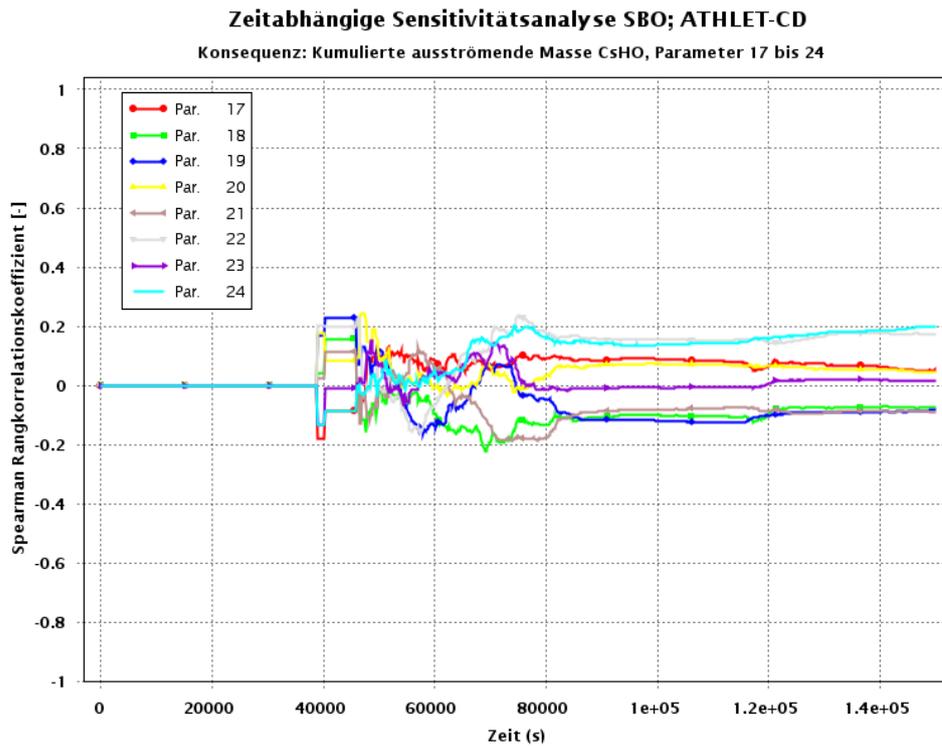
In der Langzeitphase vergleichmäßigen sich die Verläufe der Rangkorrelationskoeffizienten, wie bereits beim KMV gesehen, und bewegen sich im Wesentlichen in einem Bereich von  $\pm 0,2$ , was einer schwächeren Kopplung zwischen den Parametern und der untersuchten Konsequenz entspricht. Dieses Verhalten ist plausibel, da in der Langzeitphase aus dem „In-vessel“-Bereich mit keiner signifikanten Freisetzung von CsHO (ggf. nur noch Teilresuspension von auf Strukturen angelagerten Mengen) zu rechnen ist.



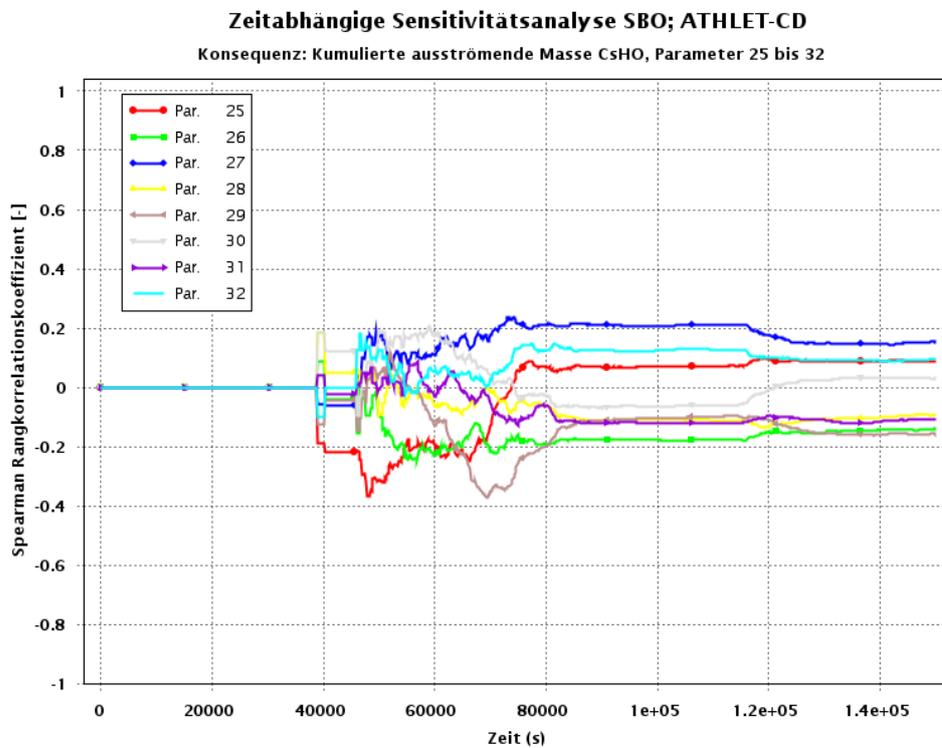
**Abb. 4.141** Skalärer Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 8 zum Zeitpunkt 150.000 s der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



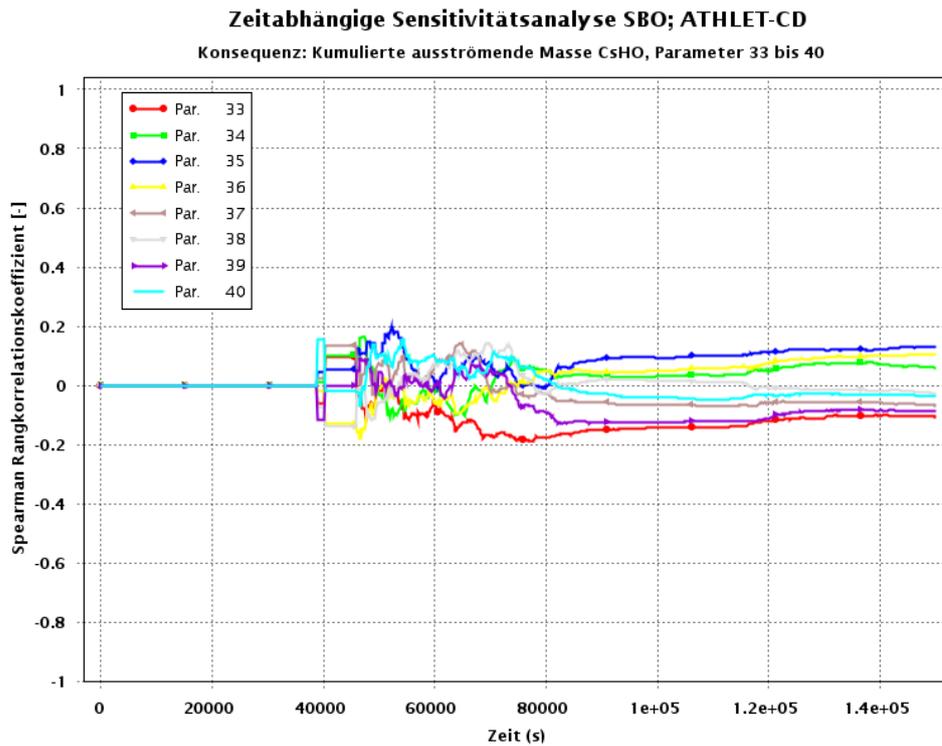
**Abb. 4.142** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 9 bis 16 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



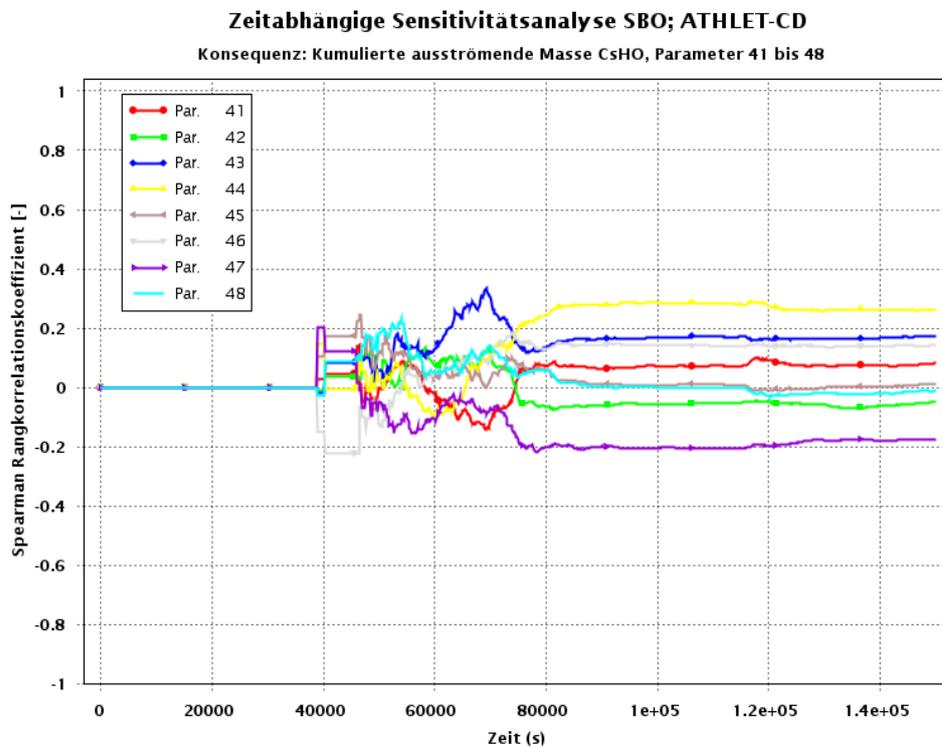
**Abb. 4.143** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 17 bis 24 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



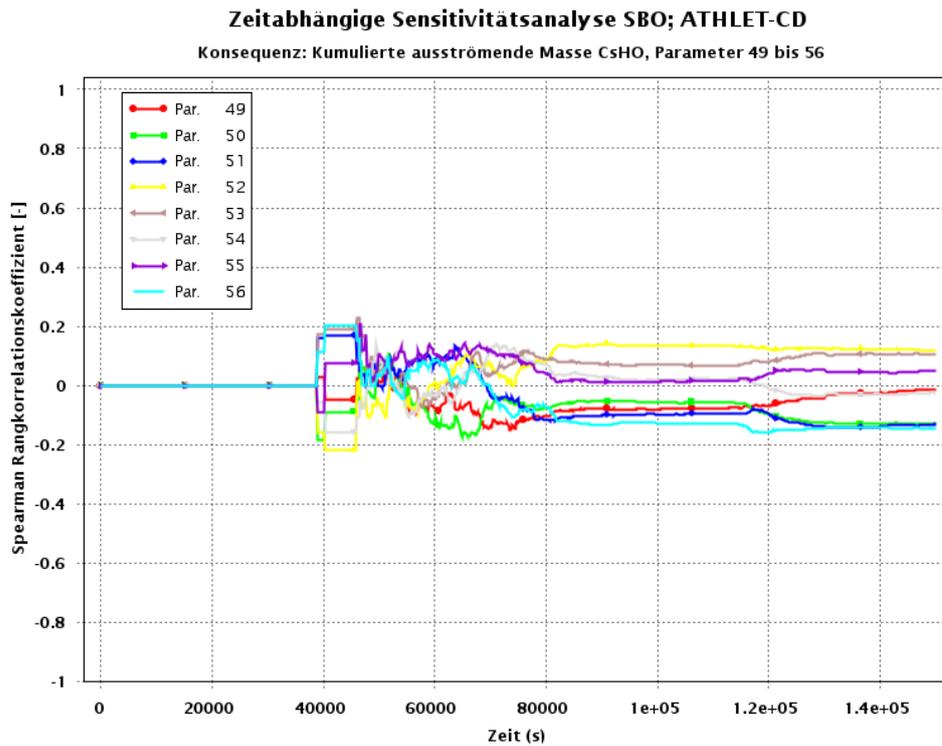
**Abb. 4.144** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 25 bis 32 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



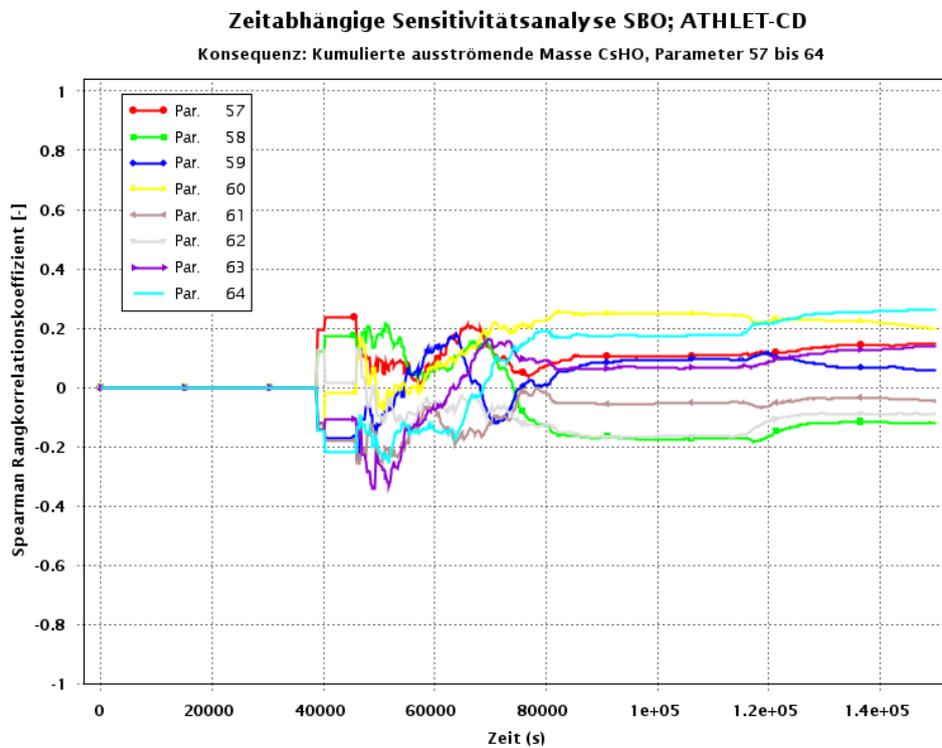
**Abb. 4.145** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 33 bis 40 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



**Abb. 4.146** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 41 bis 48 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



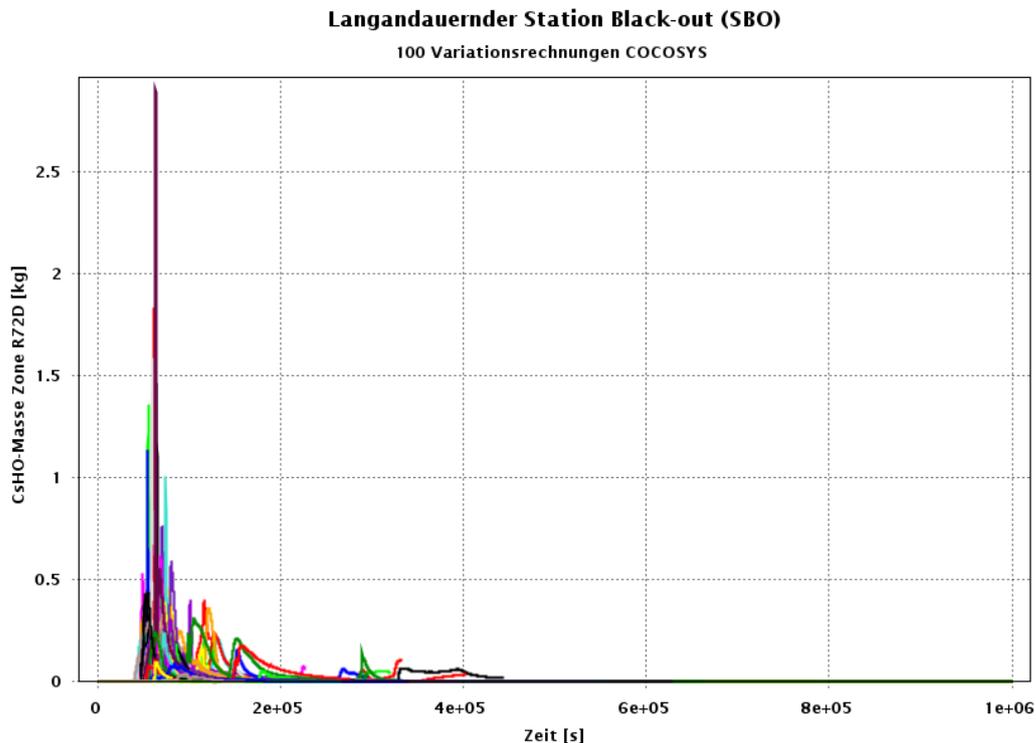
**Abb. 4.147** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 49 bis 56 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD



**Abb. 4.148** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 57 bis 64 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD

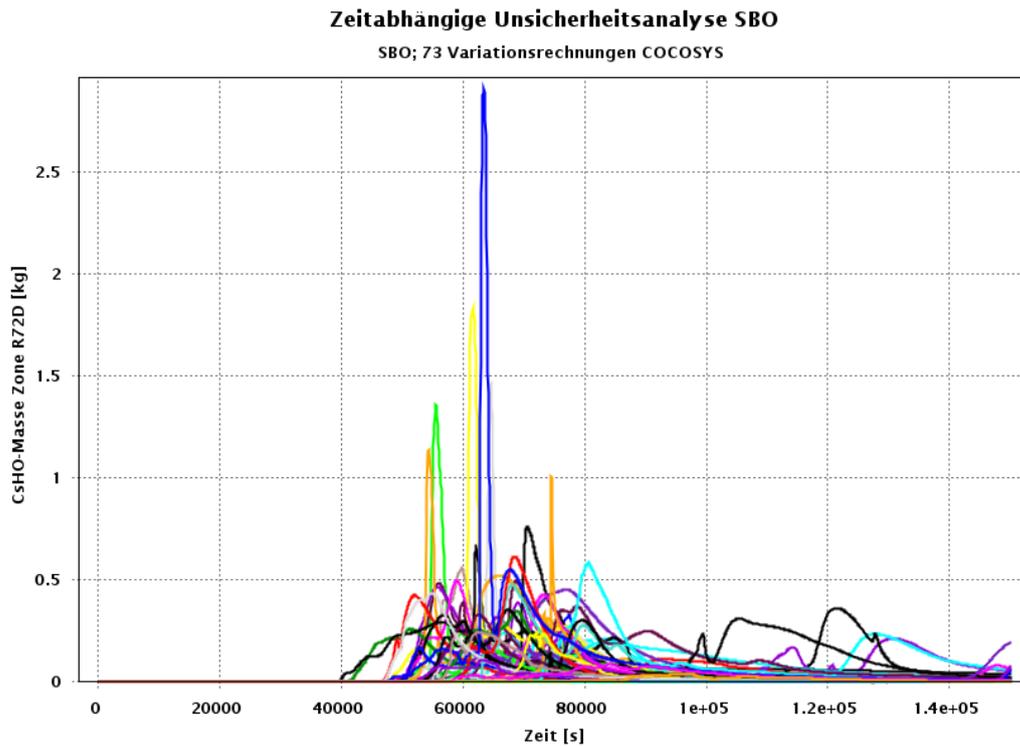
## COCOSYS-Rechengebiet

Die in den 100 Variationsrechnungen mit COCOSYS berechneten CsHO-Massen in der Zone R72D sind in Abb. 4.149 dargestellt. Wie bereits bei der Diskussion der ATHLET-CD-Ergebnisse erwähnt, haben nur 4 der insgesamt 100 Rechenläufe das ursprüngliche Ziel von 1.000.000 s erreicht. Das Verschwinden der CsHO-Masse im Langzeitbereich  $> 450.000$  s ist im Wesentlichen auf Fälle mit einem Ausbleiben des RDB-Versagens sowie der Ablagerung von CsHO auf Strukturen in der Langzeitphase zurückzuführen.

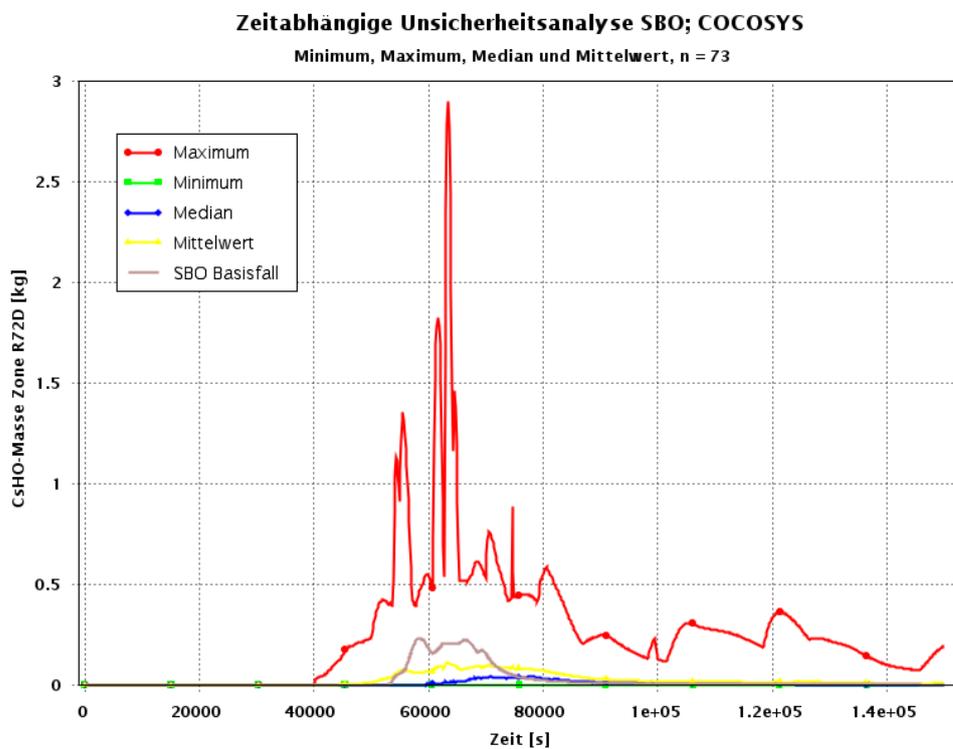


**Abb. 4.149** CsHO-Masse in der Gasphase der Zone R72D aus COCOSYS der 100 SBO-Variationsrechnungen

Die Ergebnisse hinsichtlich der CsHO-Masse vor der Venting-Leitung der für die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ausgewählten 73 Variationsrechnungen sind in Abb. 4.150 für den Zeitraum bis 150.000 s gezeigt. Das Diagramm macht die Streuung der CsHO-Masse durch die Variation sowohl der „ATHLET-CD“- als auch COCOSYS-Parameter, die in Anhang B.3, aufgelistet sind, deutlich.

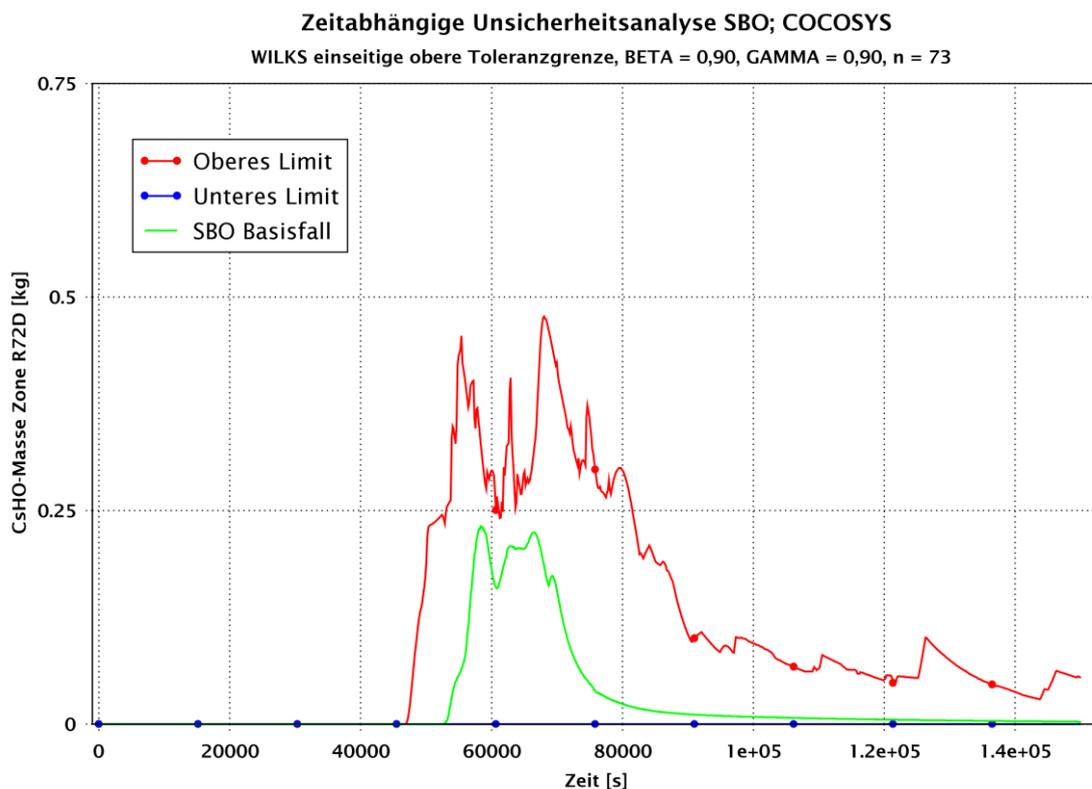


**Abb. 4.150** CsHO-Masse der Gasphase in der Zone R72D aus COCOSYS für die statistische Auswertung ausgewählten 73 SBO-Variationsrechnungen



**Abb. 4.151** Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 73 SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS (SBO-Basisfall als Vergleich dargestellt)

Die aus dieser Kurvenschar mit SUSAs ermittelten minimalen und maximalen Werte sowie der ermittelte Median und Mittelwert sind in Abb. 4.151 dargestellt. Zudem ist dort das Ergebnis des SBO-Basisfalls zu Vergleichszwecken gegeben. Der minimale und maximale Wert liegt bei 0 kg bzw. 0,194 kg CsHO. Der Median und der Mittelwert sind bei 0,002 kg bzw. 0,011 kg CsHO zu finden. Die berechnete CsHO-Masse in der Zone R72D des SBO-Basisfalls liegt mit 0,003 kg im unteren Bereich der Kurvenschar sehr nah am Median. Die untere Grenze von 0 kg CsHO sind auf die Fälle zurückzuführen, die durch die Verfügbarkeit der präventiven Notfallmaßnahme „mobile Dieselgeneratoren“ gekennzeichnet sind, und bei denen dadurch der Kernschaden vermieden wird.



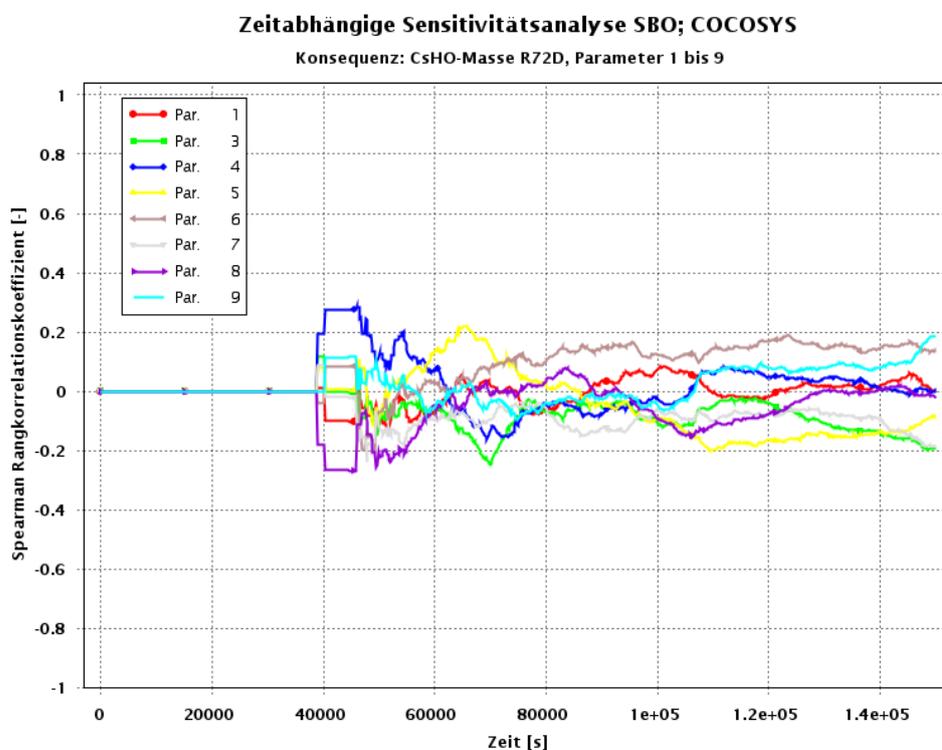
**Abb. 4.152** Untere und obere Toleranzgrenze für die CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 73 SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS (Freisetzung des SBO-Basisfall als Vergleich dargestellt)

Der in der Unsicherheitsanalyse für den SBO-Fall berechnete Toleranzbereich der Konsequenz „CsHO-Masse in der Gasphase“ ist in Abb. 4.152 dargestellt. Der SBO-Basisfall liegt hier hinsichtlich der untersuchten Konsequenz im oberen Bereich des Toleranzbereichs. Mit 90 %iger Wahrscheinlichkeit und 90 %iger statistischen Sicherheit liegen die höchsten Massenbelastungen an CsHO im Bereich der Venting-Leitung bei ca. 0,45 kg bei ca. 55.000 s bzw. bei 0,475 kg bei ca. 68.178 s Problemzeit.

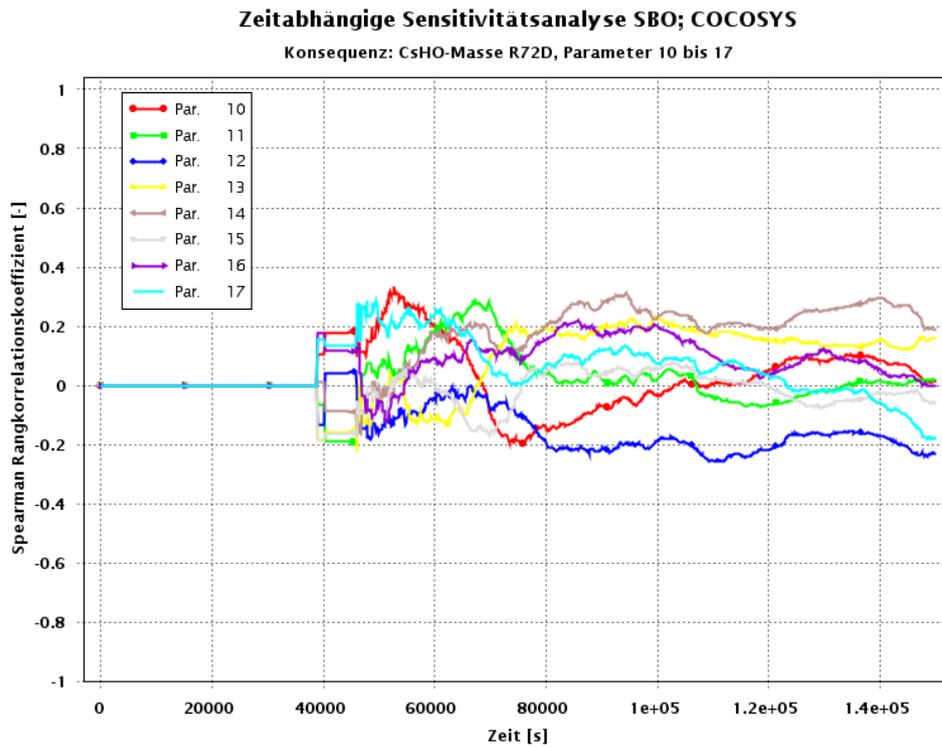
Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse für das von COCOSYS berechnete SBO-Unfallszenario zeigen Abb. 4.153 bis Abb. 4.155 für 24 variierte Parameter (Parameter 2 wird in den Diagrammen nicht gezeigt, da dieser letztendlich nicht variiert worden ist). Für die frühe „Ex-vessel“-Phase zwischen 40.000 s und 60.000 s, die in der Regel mit dem Bersten der Berstscheiben des Abblasebehälters beginnt, kann eine stärkere positive Korrelation ( $> 0,3$ ) der Parameter 10 und 21 mit der in R72D berechneten CsHO-Masse beobachtet werden (siehe Abbildungen Abb. 4.154 und Abb. 4.155). Eine stärkere negative Korrelation ( $< -0,3$ ) auf die Freisetzung von CsHO ist nicht zu erkennen. Die Bedeutung aller variierten Parameter kann Anhang B.3 entnommen werden und ist für die vorab Genannten nachfolgend aufgelistet:

Parameter 10:	Haftkoeffizient/Haftwahrscheinlichkeit	positiver Einfluss
Parameter 21:	Flächen verschiedener Strukturen	positiver Einfluss

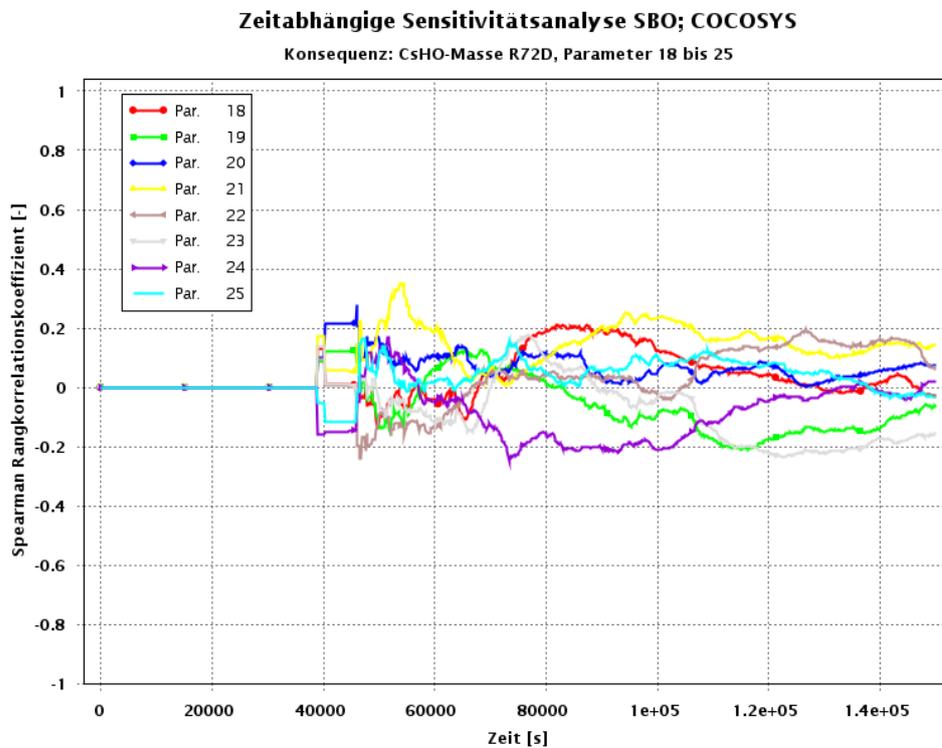
Wie bereits beim KMV-Fall diskutiert, umfassen die variierten COCOSYS-Parameter ausschließlich Modellparameter. Aufgrund der sehr isolierten Betrachtungsweise mit nur einer Konsequenz in einem einzigen Raumbereich kann keine eindeutige Bewertung der konkreten Einflüsse der vorab genannten Beiträge auf die Konsequenz gegeben werden, sodass hier nur auf das Ergebnis der relevantesten Parameter verwiesen wird.



**Abb. 4.153** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 9 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS



**Abb. 4.154** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 10 bis 18 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS



**Abb. 4.155** Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 18 bis 25 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS

#### 4.2.2.7.3 Zusammenfassende Bewertung der Ergebnisse

Für beide Unfallsequenzen wurde beispielhaft eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse durchgeführt. Da zu wenige Analysen die ursprünglich angestrebte Simulationszeit von 1.000.000 s erreichten und sich durch teilweise instabile Rechnungen, die im Wesentlichen im Langzeitbereich der „Ex-vessel-Phase“ auftraten, eine große Streuung der erreichten Simulationszeiten gab, wurde die statistische Auswertung auf einen Zeitbereich bis 150.000 s begrenzt. Vor diesem Zeitpunkt ist in den Analysen der Beginn einer gefilterten Druckentlastung mit hoher Wahrscheinlichkeit noch nicht zu erwarten, sodass der Sicherheitsbehälterstatus damit für die ausgewählten Variationsrechnungen vergleichbar ist. Die statistische Auswertung wurde hinsichtlich der beiden Konsequenzen „von ATHLET-CD berechnete kumulierte CsHO-Masse, die in den Sicherheitsbehälter ausströmt“ und „von COCOSYS berechnete CsHO-Masse vor der Druckentlastungsleitung des Venting-Systems“ durchgeführt.

Für die beiden Konsequenzen konnten für beide Unfallsequenzen Unsicherheitsbänder für eine 90 %ige Wahrscheinlichkeit mit 90 %iger statistischer Sicherheit ermittelt werden. Die durchgeführten Sensitivitätsanalysen ermöglichten es die relevanten variierten Parameter zu identifizieren, die einen wesentlichen Einfluss auf die gewählten Konsequenzen besitzen. Ferner konnte gezeigt werden, dass durch den Vergleich der Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse mit den jeweiligen Basisfällen der beiden betrachteten Unfallszenarien, dass letztere mit ihren realistischen Randbedingungen (so genannte „Best-estimate“-Werte) im unteren Bereich der ermittelten Toleranzbereiche der beiden untersuchten Konsequenzen liegen, und damit belastbare Ergebnisse liefern sollten.

Die durchgeführten Arbeiten zeigen, dass die Methodik zur Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen auf Unfallanalysen grundsätzlich auch für die Anwendung auf Quelltermberechnungen geeignet und bedeutsam ist. Die wesentliche Grundvoraussetzung ist aber das Vorhandensein stabiler Analysen, insbesondere in der Langzeitphase des „Ex-Vessel“-Verhaltens. Eine Bewertung der radiologischen Relevanz war im Rahmen dieses Vorhabens nicht möglich, da beispielhaft nur das Element CsHO betrachtet wurde. So müsste für eine ganzheitliche Betrachtung für Cs mindestens noch CsI in die Untersuchung miteingeschlossen werden. Idealerweise müssten die Analyse dann noch auf weitere Elemente erweitert werden. Eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit radiologischer Bewertung der Ergebnisse macht aber erst Sinn,

wenn genügend stabile Variationsrechnungen zur Verfügung stehen, die z. B. die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung durch die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters abdecken können.

Als die Hauptschwierigkeit bei der Durchführung der Unsicherheitsanalysen bei lang andauernden Unfallabläufen in einer DWR-Gesamtanlage stellte sich die Stabilität der einzelnen Variationsrechnungen dar. So zeigten einige Variationsrechnungen in der späten Phase des „Ex-vessel“-Verhaltens entweder ein Festrechnen der Simulation (sehr kleine Zeitschritte in COCOSYS (THY- oder AFP-Modul, die zu einer Stagnation der Analyse führten) oder ein Programmabbruch wegen zu kleiner Zeitschritte. Diese Fälle konnten auch durch Änderungen im Datensatz und anschließendem Restart nicht mehr vermieden werden. Für derartige Fälle ist eine vertiefte Untersuchung im Quellcode und/oder Optimierung der Nodalisation des Sicherheitsbehälters notwendig, die in diesem Vorhaben nicht durchgeführt werden konnte.

Eine teilweise Erhöhung der Stabilität der DWR-Analysen kann durch eine weitere Optimierung des Anlagendatensatzes noch erreicht werden. Punkte für eine Optimierung konnten durch die Arbeiten des Vorhabens identifiziert und sollen in einem Nachfolgevorhaben noch umgesetzt werden. Eine weitere Verbesserung der Stabilität ist von der stetig weiterführenden Programmentwicklung von AC<sup>2</sup> zu erwarten.

#### **4.2.3      Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3)**

Die Aktivitäten der GRS auf dem Gebiet der deterministischen Unfallanalysen wurden gesichtet und die darin durchgeführten Unfallanalysen zusammengetragen. Für die Unfallanalysen wurden im Wesentlichen das GRS-Programmpaket AC<sup>2</sup> (Kopplung von ATHLET-CD und COCOSYS) und/oder das integrale Unfallanalyseprogramm MELCOR eingesetzt. Die Analysen umfassen sowohl die Reaktoranlagen von DWR und SWR als auch die BE-Lagerbecken der beiden vorab genannten Reaktortypen. Die folgenden Simulationen von Unfällen in kerntechnischen Anlagen sind in den letzten Jahren in der GRS im Rahmen von BMUV- bzw. BMWi-Vorhaben durchgeführt worden:

### **Vorhaben 3613R01397 („Anlageninterne Notfallmaßnahmen“):**

Simulationen (siehe GRS-A-3839):

- MELCOR: Langandauernder SBO mit präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen
- MELCOR: „20 cm<sup>2</sup>“ Leck mit Mehrfachversagen der Sicherheitssysteme mit mitigativen anlageninternen Notfallmaßnahmen

### **Vorhaben 4717R01335 („Sensitivitätsanalysen anlageninterner Notfallmaßnahmen):**

Simulationen (siehe GRS-A-4004):

- AC<sup>2</sup>: Langandauernder SBO mit präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen und Sensitivitätsanalyse
- AC<sup>2</sup>: „20 cm<sup>2</sup>“ Leck mit Mehrfachversagen der Sicherheitssysteme mit mitigativen anlageninternen Notfallmaßnahmen und Sensitivitätsanalyse

### **Vorhaben 3614R01307 („Hochdruck Kernschmelzablauf DWR und CFD-Untersuchung“):**

Simulationen (siehe GRS-473):

- ATHLET-CD: Langandauernder SBO mit Ausfall primärseitige Druckentlastung (Hochdruck-Kernschmelzablauf) und „Stand-alone“-Rechnung mit Ansys CFX; Simulation bis ca. 15.000 s nach Ereigniseintritt

### **Vorhaben 4719R01376 („AC<sup>2</sup>-Kopplung mit CFD für Hochdruck Kernschmelzablauf DWR“):**

Simulationen (siehe GRS-A-4062):

- AC<sup>2</sup>: Langandauernder SBO mit Ausfall primärseitige Druckentlastung (Hochdruck-Kernschmelzablauf) und gekoppelte Rechnung AC<sup>2</sup> und OpenFOAM; Simulation bis ca. 15.000 s nach Ereigniseintritt

### **Vorhaben RS1198 AP4.2 („Brennelement-Lagerbeckenrechnungen“):**

Simulationen (siehe GRS-A-3742 und GRS-A-3743):

- MELCOR: Langandauernder SBO BE-Lagerbecken einer DWR-Referenzanlage mit Normal-, Teil- und Vollbeladung
- MELCOR: Langandauernder SBO BE-Lagerbecken einer SWR-Referenzanlage mit Normal-, Teil- und Vollbeladung

### **Vorhaben 3612R01361 („Unfallanalyse nach EVA und im NLB“):**

Simulationen (siehe Auflistung in Tab. 2.6 und 2.11 in GRS-A-3855):

- MELCOR: NLB-DWR-A, fehlerhafte Anregung der NKK, RDB geschlossen, 19 h nach Abschaltung, mehrere Variationsrechnungen liegen bzgl. Personenschleuse vor, Rechnungen sind vor RDB-Versagen abgestürzt
- MELCOR: NLB-DWR-B, GVA der Nachkühlpumpen und Ausfall der Beckenkühlpumpe im Nachkühlsystem, RDB geöffnet, 40 h nach Abschaltung, Rechnung gilt als NLB-Referenz
- MELCOR: NLB-DWR-C, GVA der Nachkühlpumpen und Ausfall der Beckenkühlpumpe im Nachkühlsystem, RDB geschlossen, 23 h nach Abschaltung
- MELCOR: NLB-DWR-D, SBO, RDB geöffnet, Flutraum geflutet, Dichtschütz gezogen, 58 h nach Abschaltung
- MELCOR: NLB-DWR-E, Leck (25 cm<sup>2</sup>, im Ringraum) in aktivem Nachkühlstrang und Versagen der Absperrung, RDB geschlossen 23 h nach Abschaltung
- MELCOR: NLB-SWR-A, Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens, RDB geschlossen, 15 h 50 min nach Abschaltung
- MELCOR: NLB-SWR-B, Ausfall der Nachwärmeabfuhr, RDB geöffnet, 43 h 28 min nach Abschaltung
- MELCOR: NLB-SWR-C, Leck am Flutkompensator, RDB geöffnet, 200 h 21 min nach Abschaltung
- MELCOR: DWR-EVA-0, SBO durch Erdbeben, keine weiteren RBs, Rechnung ist vor RDB-Versagen abgebrochen

- MELCOR: DWR-EVA-A, SBO durch Erdbeben, Venting nicht verfügbar, Rechnung ist vor RDB-Versagen abgebrochen
- MELCOR: DWR-EVA-B, SBO durch Flab, SHB-Schaden, Kerosinbrand, Rechnung ist vor RDB-Versagen abgebrochen
- MELCOR: DWR-EVA-C, SBO durch Flab, Venting nicht verfügbar, Rechnung ist vor RDB-Versagen abgebrochen
- MELCOR: SWR-EVA-0, SBO durch Erdbeben, passive Bespeisung berücksichtigt
- MELCOR: SWR-EVA-A, SBO durch Erdbeben, Leck an SpW-Leitung
- MELCOR: SWR-EVA-B, SBO durch Erdbeben, Bypassleck in RG

**Vorhaben 3617S62560 („Ergänzung RODOS-QT-Datenbank, NLB-Nachfolge“):**

Simulationen:

- MELCOR: NLB-DWR-A, s. o.
- MELCOR: NLB-DWR-B, s. o. Variationsrechnung mit spät geschlossener Schleuse
- MELCOR: NLB-DWR-D, s. o.
- MELCOR: NLB-DWR-E, s. o.

**Vorhaben RS1556 („Methoden und Werkzeuge für PSA“):**

Simulationen:

- MELCOR: SBO im DWR, Rechnungen unter Variation verschiedener Parameter (z. B. Druck zur Einleitung des Ventings, NZL, Löslichkeit von RN im SHB, Emissivität von HR und Brennstoff, CSA in SHB-CVs etc.)

**Vorhaben 3614S60033 („RODOS Quelltermdatenbank“):**

Simulationen (siehe Tab. 4.1 und 5.1 in GRS-A-3881):

- MELCOR: MELCOR S60033-DWR-5, Vollbeladung, BELB nicht isoliert, zwei Variationsrechnungen (radiales Erosionsversagen BELB, axiales Erosionsversagen BELB mit frühzeitigem Venting)

- MELCOR: MELCOR S60033-DWR-6, Vollbeladung BELB isoliert, Schleuse zum HAG offen
- MELCOR: MELCOR S60033-SWR-5 (Fortsetzung RS1198-SWR-1), Normalbeladung, BELB isoliert
- MELCOR: MELCOR S60033-SWR-6 (Fortsetzung RS1198-SWR-4), Vollbeladung, BELB isoliert

**Vorhaben UM16R01326 (“Ad-Hoc H2-Verhalten im SWR-RG”):**

Simulationen:

- MELCOR: SBO im SWR-72, Basisfall, 1-fache Leckage unten
- MELCOR: SBO im SWR-72, Fall 1, 10-fache Leckage oben
- MELCOR: SBO im SWR-72, Fall 2, 10-fache Leckage unten
- MELCOR: SBO im SWR-72, Fall 3, 10-fache Leckage am Deckel, ohne Rekos
- MELCOR: SBO im SWR-72, Fall 4, 10-fache Leckage am Deckel, mit Rekos

**Vorhaben 4718R01313 („Unfallanalysen für einheitlicher Ereignisbaums und Iodchemie im SHB“):**

Simulationen:

- MELCOR: SBO im DWR mit neuen Modellen (z. B. Resuspensionsmodell)
- MELCOR: „kleines Leck“ im DWR mit neuen Modellen, Schmelzekühlung durch BELB und dessen Überlaufleitung ist hier aufgefallen
- MELCOR: DWR-NLB-B mit neuen Modellen, sonstige RBs: s. o.
- MELCOR: SBO im DWR mit induziertem DEHEIRO-Leck unter Berücksichtigung von HMN-Maßnahme der sekundärseitigen Bespeisung, Variationsrechnungen (z. B. Leckgröße, Zeitpunkt Bespeisung etc.)
- MELCOR/COCOSYS: „kleines Leck“ im DWR, Variationsrechnungen mit COCOSYS unter Verwendung einer Schnittstelle zu MELCOR in der die Variation stattgefunden hat (z. B. Wasseraustrag, RN-Austräge, Wärme, Gase etc.)

**Vorhaben 4718R01377 („Optimierung Unfallanalysen bzgl. Jodfreisetzung aus RKL“):**

Simulationen:

- ATHLET-CD/COCOSYS: SBO im DWR, Rechnungen unter Variation verschiedener Parameter (z. B. Schmelztemperaturen UO<sub>2</sub>, Abbrand, Wärmeübergänge, Ansprechdruck DH-Ventile etc.)
- ATHLET-CD/COCOSYS: KMV im DWR, Rechnungen unter Variation verschiedener Parameter (z. B. Schmelztemperaturen UO<sub>2</sub>, Abbrand, Wärmeübergänge, Leckgröße etc.)
- MELCOR: SBO im DWR mit Einträgen von Iodspezies aus Korrelationen, die aus obigen Rechnungen extrahiert worden sind, Verwendung von Korrelationen für den SHB aus 4718R01313
- MELCOR: SBO im DWR mit Einträgen von Iodspezies aus Tabellenwerk, welches aus der ATHLET-CD-Basisrechnung stammt, Verwendung von Korrelationen für den SHB aus 4718R01313
- MELCOR: KMV im DWR „kleines Leck“ mit Einträgen von Iodspezies aus Korrelationen, die aus obigen Rechnungen extrahiert worden sind, Verwendung von Korrelationen für den SHB aus 4718R01313
- MELCOR: KMV im DWR „kleines Leck“ mit Einträgen von Iodspezies aus Tabellenwerk, welches aus der ATHLET-CD-Basisrechnung stammt, Verwendung von Korrelationen für den SHB aus 4718R01313

Die Analyseergebnisse der vorab genannten Vorhaben werden zusammengetragen. Die Unfallszenarien werden gruppiert (z. B. SBO, kleines Leck etc.) und Analysen derselben Szenarien mit unterschiedlichen Codes werden verglichen und gemeinsam dargestellt.

In einem weiteren Schritt werden die aufgearbeiteten Analyseergebnisse in geeigneter Art und Weise für die Verwendung im Notfallzentrum dargestellt

Die hier nun durchgeführten Arbeiten gründen auf Vorarbeiten zur Definition des nachfolgend benutzten Darstellungsformats. Mit einer entsprechende Tabellenkalkulationstabelle ist in Vorhaben 3614S60033 (siehe /GRS 17b/) begonnen worden, jedoch sind die Aufstellungen nur in einem begrenzten Maße weiter gepflegt worden. Das ursprüngliche

Spektrum der Unfall-Darstellungen bestand aus den Fällen „DWR-NLB-B“, „DWR-NLB-E“, „DWR-3“, „DWR-5“, „DWR-6“ und „SWR-6“. Erstere beiden sind im Vorhaben 3612R01361 /GRS 16a/ und RS1198 /GRS 14/ (DWR-3) entstanden und beschrieben, die folgenden vier im Vorhaben 3614S60033 /GRS 17b/. Im Vorhaben 3617S62560 /GRS 20b/ sind die Nichtleistungsbetriebsfälle einer Revision unterzogen worden, wobei dieselben Fälle aus 3612R01361 mit teils neuen Anlagenmodellen und der damals aktuellen MELCOR-Version neu simuliert worden sind. Entsprechend sind nun die neuen Simulationen auch in der zusammenfassenden Darstellung aktualisiert worden. Daneben sind die Fälle „SBO“ und „kleines Leck“ hinzugekommen, deren Definition und Beschreibung im Vorhaben 4718R01313 /GRS 21/ vollzogen worden sind. Hierbei sind ebenfalls die neuesten Varianten der MELCOR-Simulationen verwendet worden.

In diesem Vorhaben sind nun die Fälle „kleines Leck“ und „SBO“ mit den entsprechenden Notfallmaßnahmen in Form der Basisfälle für die nachfolgenden beschriebenen Darstellung der Simulationen verwendet worden. Im Falle des „SBO“ handelt es sich um die Variante, die die sekundärseitige Druckentlastung über die DE-Sicherheitsventile durchführt.

Das Spektrum an aufbereiteten Fällen stellt lediglich eine Teilmenge der eingangs aufgelisteter Simulationen dar. Aufgrund der Komplexität der Aufbereitung ist eine vollständige Aufbereitung weder möglich gewesen noch sinnvoll angesichts des teils veralteten Standes von Wissenschaft und Technik. Da die entsprechenden Variablen in diesem Vorhaben nun definiert sind und die entsprechenden Skripte erstellt, können weitere Rechenfälle jedoch mit relativ geringem Aufwand hinzugefügt werden.

Wie in Abb. 4.156 gezeigt, besteht ein Teil der Aufbereitung in der Kurzcharakterisierung des Falles mit der Beschreibung der Anfangs- und Randbedingungen inklusive der evtl. gegebenen Notfallmaßnahmen und der Liste der wesentlichen Phänomene mit Zeitangabe deren Eintretens getrennt nach Phänomenen im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter.

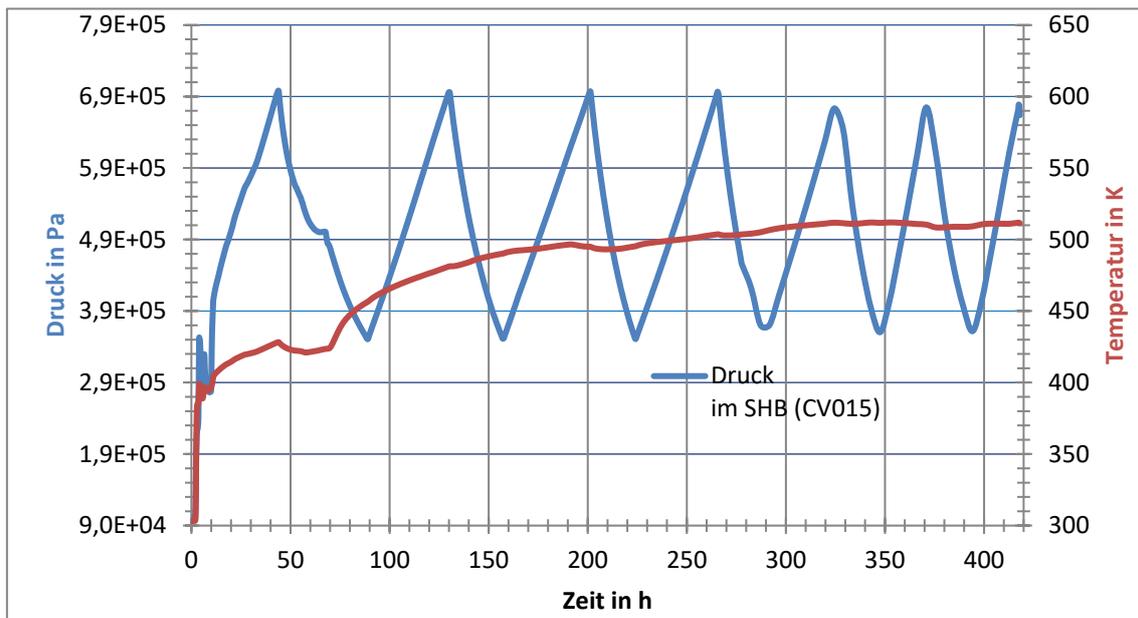
Neben dieser wesentlichen Charakterisierung hat sich die Aufstellung der Wasserstoffbilanz als nützlich erwiesen. Diese zeigt die produzierten Mengen an sowie deren Verbleib in der Anlage und der Umgebung bzw. dem Konsum durch Verbrennungen und Rekombinatoren wie in reduzierter Darstellung in Abb. 4.158 gezeigt (Datenreihen sind lokal vollständig gegeben). Ferner sind der Druck im SHB und die Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle dargestellt wie in Abb. 4.157.

Da letztlich die Quellterme relevant sind, sind darüber hinaus die freigesetzten Anteile der Elementklassen in MELCOR (Abb. 4.159) und die freigesetzten Aktivitäten einiger radiologisch relevanten Nuklide (Kr-88, Xe-133, I-131, Te-132 und Cs-137) berechnet und dargestellt (Abb. 4.160). Letztere verwenden die erstgenannten Anteile der freigesetzten Elementklassen, zu denen die Nuklide gehören und die Anfangsaktivitäten aus dem SSK-Heft 38.

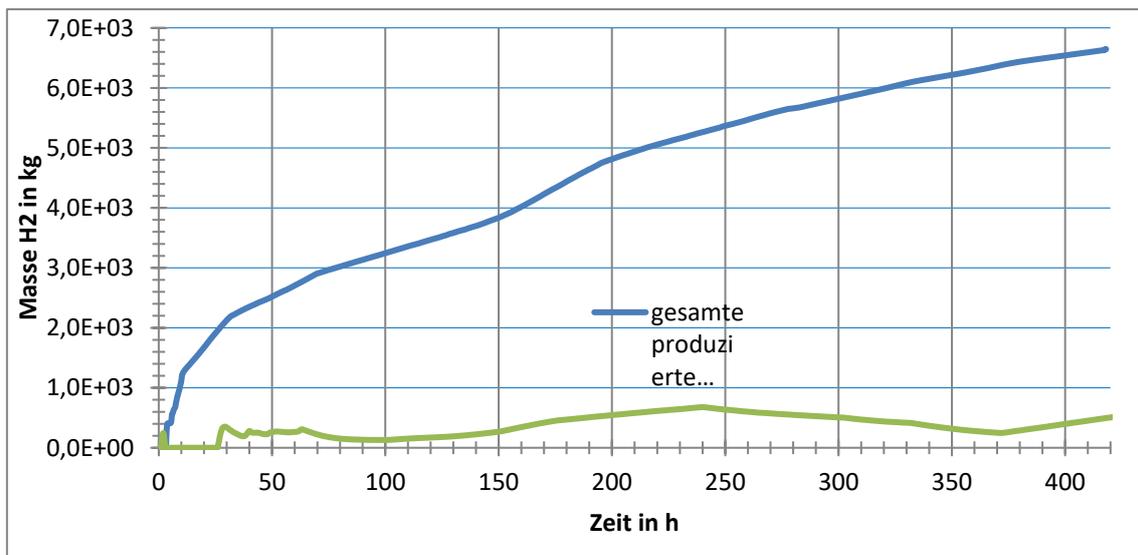
Im Falle der MELCOR-Simulationen konnten die Ausgabevariablen mittels eines Apt-Plot-Skriptes in ASCII-Dateien umgewandelt werden, die dann in einem C++-Auswerteskript unter Anwendung einige Rechenoperationen wie Addition oder Normierung mit dem Kerninventar (Freisetzungsanteile) aufgearbeitet worden sind. Es besteht dabei die Möglichkeit, die graphische Darstellung vom Programm *root* bewerkstelligen zu lassen, das am CERN entwickelt worden ist. Dies ist für die Darstellung der Basisfälle in Kapitel 4.2.2.6 angewendet worden, für die Darstellung in der Tabelle ist die Möglichkeiten des Tabellenkalkulationsprogrammes gewählt worden. Das Vorgehen bei der Auswertung der MELCOR-Simulationen ist z. B. in /GRS 16a/ beschrieben.

Übersicht über die wichtigsten Parameter und Phänomene				
Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	Volllast	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	vollständig gefüllt			
RDB-Deckel:	aufgesetzt, angezogen	Reaktor unterkritisch	0:00:00	0.000000E+00
Nachkühlung:	keine	Ausfall aller nicht batteriegestützten Systeme	0:00:00	0.000000E+00
einleitendes Ereignis		Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	2:03:48	7.428800E+03
		Beginn der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	2:37:45	9.465410E+03
		Ende der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	3:42:05	1.332550E+04
		Dauer der ersten Freilegung	1:04:20	3.860090E+03
	Station Blackout, keine Notfallmaßnahmen vorgesehen außer gefilterte Druckentlastung	Beginn der zweiten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	4:04:39	1.467990E+04
		Ende der zweiten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	6:20:20	2.282020E+04
		Dauer der zweiten Freilegung	2:15:40	8.140300E+03
		Beginn der Wasserstoffproduktion	3:00:14	1.081490E+04
verfügbare Systeme:	lediglich Ventile können für einige Stunden verfahren werden	Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	3:03:09	1.098910E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	3:14:14	1.165430E+04
		Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	6:20:03	2.280350E+04
SHB	geschlossen	Austrocknen unteres Plenum	6:31:39	2.350000E+04
		RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	7:15:49	2.614980E+04
		erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (radial)	9:58:36	3.591640E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	24:35:04	8.850470E+04
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	43:56:56	1.582170E+05
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	88:48:59	3.197390E+05
		kumulierte Dauer der gefilterten Druckentlastungen	161:20:30	5.808300E+05
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	1:57:57	7.077380E+03
		Ende der Rechnung	418:03:19	1.505000E+06

Abb. 4.156 Kurzcharakterisierung des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel)



**Abb. 4.157** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel)



**Abb. 4.158** Wasserstoffbilanz des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel)

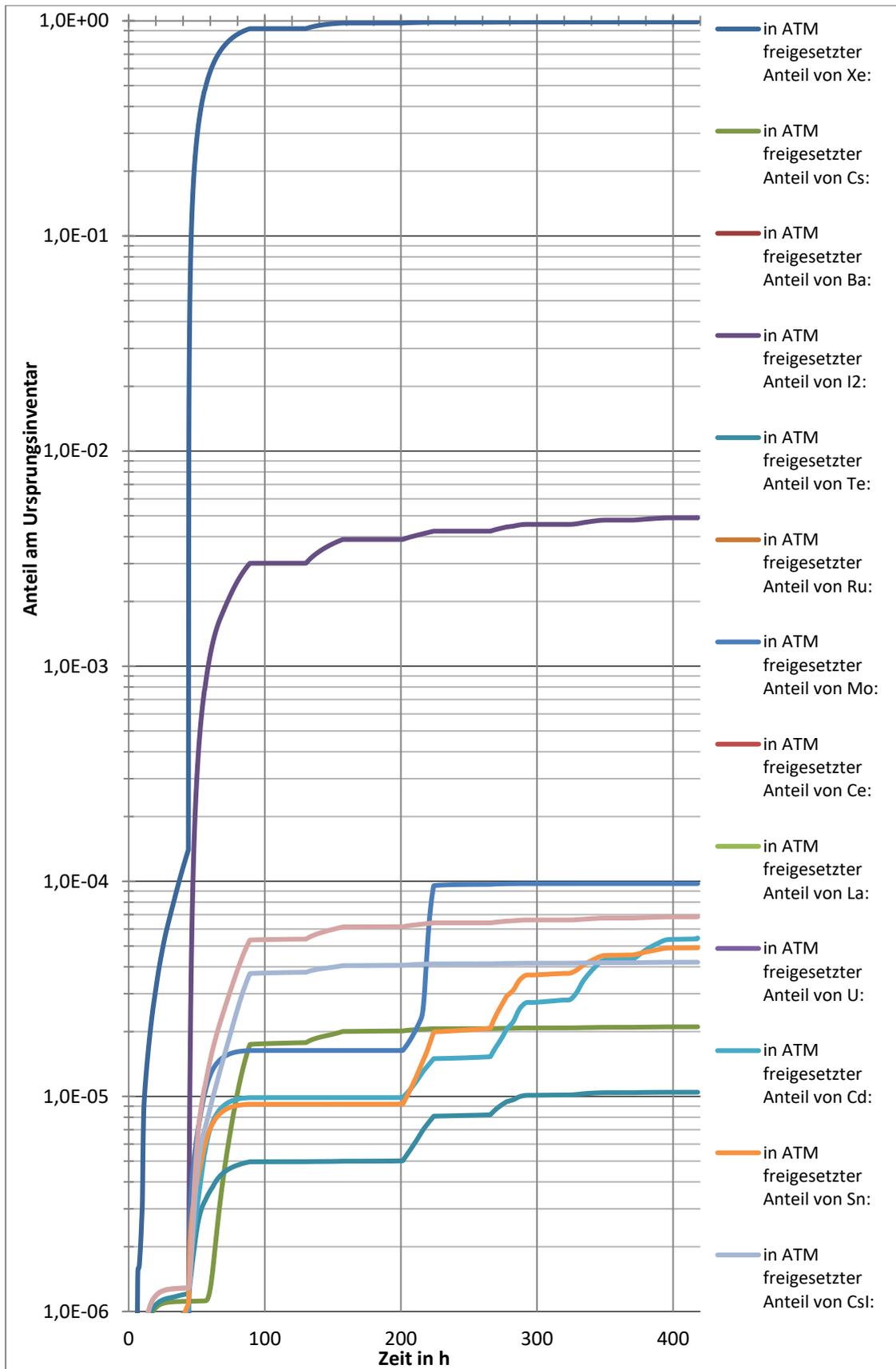
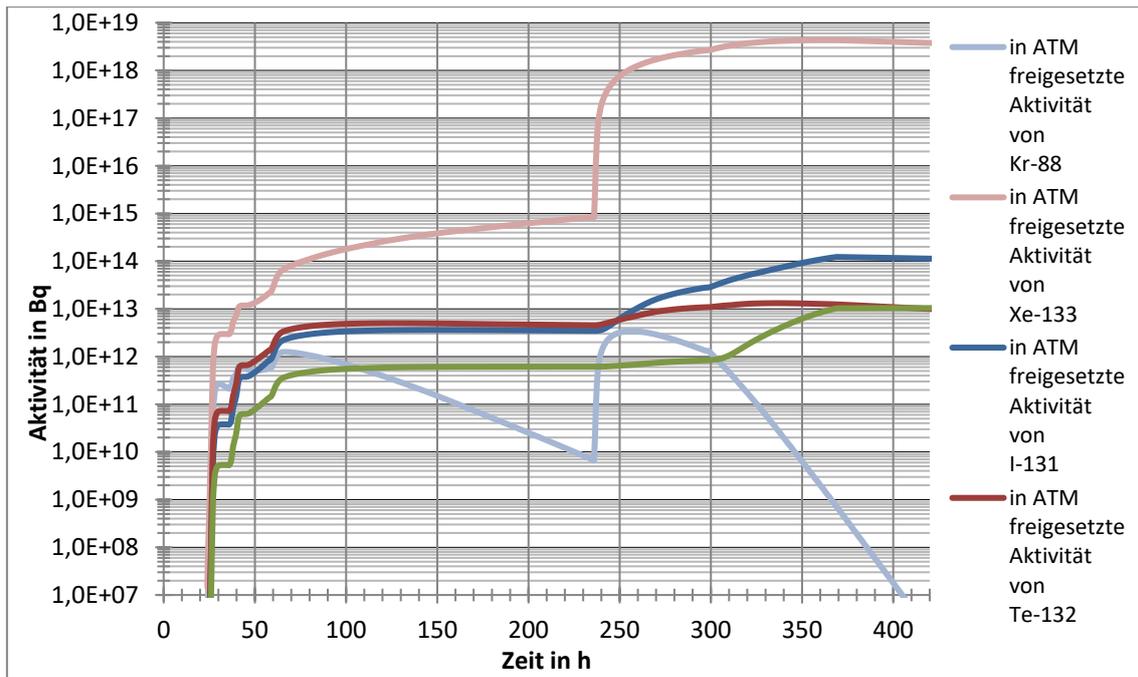


Abb. 4.159 freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel)



**Abb. 4.160** Freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel)

Im Falle der Aufarbeitung der AC<sup>2</sup>-Rechenfälle in diesem Vorhaben konnte nicht auf eine vorhandene Infrastruktur an Skripten zurückgegriffen werden, so dass diese erst erstellt werden mussten.

Für eine Auswertung ist das Programm „COCPLOT“ verwendet worden, welches in der Lage ist sowohl COCOSYS-Variablen als auch ATHLET- bzw. ATHLET-CD-Variablen auszulesen und in ASCII-Tabellen umzuwandeln. Die Variablen in AC<sup>2</sup> lagen dabei weitgehend in zu den MELCOR-Variablen analoger Form vor. Eine Ausnahme bilden hierbei die Variablen, die mit den Radionukliden assoziiert sind. In COCOSYS existieren mehrere Modelle, die das Verhalten von Radionukliden beschreiben. Zu nennen sind hierbei AFP, FIPHOST und AIM, wobei letzteres Teil von AFP ist. Unter AFP mit den im Eingabedatensatz gemachten Angaben sind nur wenige Aerosole direkt erfassbar, da unter AFP typischerweise nur wenige Aerosolkomponenten definiert werden. Im gegebenen Eingabedatensatz sind dies CsI, IO<sub>3</sub>, Ag, AgI, CsOH und AECOMP, wobei letztere Klasse einige Elemente wie Te, B, Al, Fe, Co etc. beinhaltet.

Für das radiologische Leitnuclid Te-132 wird die Aerosol-Restkomponente AECOMP und für Cs-137 CsOH herangezogen. Für die Freisetzung sind die abgelagerten Massen über die Variable „CUMDEP“ und die Konzentration „AECON“ für die einzelnen Zonen

der Umgebung verwendet worden. Aufgrund der Verwendung der volumetrischen Konzentration ist die freigesetzte Masse nun:

$$m_m^{\text{frei}} = \sum_{j \in U} \{ m_{m,j}^{\text{abgel.}} + c_{m,j}^{\text{luftgetr.}} V_j \} \quad (4.19)$$

$m_{m,j}^{\text{abgel.}}$  stellt in (4.19) die abgelagerte Masse der Elementgruppe  $m$  in der Umgebungszone  $j$  dar.  $c_{m,j}^{\text{luftgetr.}}$  stellt die Konzentration für dieselben Kategorien  $m$  und  $j$  dar. Da nun die Umgebung als Ganzes betrachtet werden soll, ist über die Menge der Zonen ( $U$ ) ebendort zu summieren.

Für die Anwendung der Anfangsaktivitäten der Nuklide  $i$  sind die Verhältnisse zum Kerninventar zu bilden:  $a_i^{\text{frei}} = m_i^{\text{frei}} / m_i^{\text{Kern}}$ . Beide Nuklidmassen sind nicht bekannt. Jedoch kann davon ausgegangen werden, dass der Anteil des Nuklids  $i$  an der Gruppe  $m$  im Kern jener entspricht, die in der Umgebung gegeben ist, d. h.:

$$\alpha_i^{\text{Kern}} := \frac{m_i^{\text{Kern}}}{m_m^{\text{Kern}}} = \alpha_i^{\text{frei}} := \frac{m_i^{\text{frei}}}{m_m^{\text{frei}}}. \text{ Somit folgt:}$$

$$a_i^{\text{frei}} := \frac{m_i^{\text{frei}}}{m_i^{\text{Kern}}} = \frac{1}{m_i^{\text{Kern}}} \cdot \frac{m_i^{\text{Kern}}}{m_m^{\text{Kern}}} \cdot m_m^{\text{frei}} = \frac{m_m^{\text{frei}}}{m_m^{\text{Kern}}} = a_m^{\text{frei}} \quad (4.20)$$

Somit wäre lediglich noch die Kerninventarmasse der Gruppe  $m$  zu bestimmen, die sich aus den entsprechenden Elementen in FIPREM zusammensetzen:

$$m_m^{\text{Kern}} = \sum_{i \in M} m_i^{\text{Kern}} \quad (4.21)$$

Hierbei wird über die Menge  $M$  summiert, die alle Elemente der Gruppe beinhaltet. Also gilt nun:

$$a_i^{\text{frei}} = \frac{m_i^{\text{frei}}}{m_i^{\text{Kern}}} = \frac{m_m^{\text{frei}}}{m_m^{\text{Kern}}} = \frac{\sum_{j \in U} \{ m_{m,j}^{\text{abgel.}} + c_{m,j}^{\text{luftgetr.}} V_j \}}{\sum_{i \in M} m_i^{\text{Kern}}} \quad (4.22)$$

Im Falle von Cäsium ist noch der Faktor  $\frac{M_{\text{Cs}}}{M_{\text{Cs}} + M_{\text{OH}}}$  bzw.  $\frac{M_{\text{Cs}}}{M_{\text{Cs}} + M_{\text{I}}}$  zu berücksichtigen, um Cs aus der freigesetzten Spezies CsOH bzw. CsI zu extrahieren.

Im Falle von der Iodspezies I-131 wird ebenfalls von der Beziehung  $a_i^{\text{frei}} = \frac{m_m^{\text{frei}}}{m_m^{\text{Kern}}}$  Gebrauch gemacht. Da für Iod das AIM-Modul zuständig ist, stehen andere Variablen zur Verfügung. Verwendet worden ist „AEJREL“, welches die Freisetzung in das Umgebungs-kompartiment darstellt. Da dieses Kompartiment bereits die Menge der Umgebungs-zonen darstellt, ist eine Summierung nicht mehr notwendig.

Im Falle der Edelgase stehen mit den gegebenen Eingaben im Datensatz die Mengen einiger Isotope unter „FIPHOST“ zur Verfügung. Für die Freisetzung sind alle verfolgbaren Nuklide der Edelgase (Xe-129, Xe-130, Xe-131, Xe-131M, Xe-132, Xe-133, X-133M, Xe-134, Xe-135, Xe-135M, Xe-136) in den einzelnen Umgebungs-zonen erfasst worden. Es ergibt sich zunächst:

$$m_{\text{Xe}'}^{\text{frei}} = \sum_{j \in U} \sum_{v \in M_{\text{Xe}'}} m_{jv} \quad (4.23)$$

Die Gruppe  $M$  (mit  $m \in M_{\text{Xe}'}$ ) sei nun die Isotopenauswahl des Edelgases Xe, das repräsentativ sei für alle Edelgase ist, da kein anderes Verhalten zu erwarten ist.

In (4.23) ist über Zonen ( $U$ ) und die Isotope ( $M$ ) summiert worden. FIPREM bietet eine nach Elementen aufgelöste Menge als Variablen, somit auch für Xenon. Die Auswahl der Isotope stellt jedoch lediglich einen Teil der gesamten Xe-Masse dar:

$$\beta_{\text{Xe}} := \frac{1}{m_{\text{Xe}}^{\text{Kern}}} \sum_{v \in \{M_{\text{Xe}'}\}} m_v^{\text{Kern}} \quad (4.24)$$

Für die Verwendung der Beziehung  $a_i^{\text{frei}} = \frac{m_m^{\text{frei}}}{m_m^{\text{Kern}}} \rightarrow \frac{m_{\text{Xe}}^{\text{frei}}}{m_{\text{Xe}}^{\text{Kern}}}$  wäre zwar  $m_{\text{Xe}}^{\text{Kern}}$  direkt gegeben, nicht jedoch  $m_{\text{Xe}}^{\text{frei}}$ . Mit dem definierten  $\beta_{\text{Xe}}$  ist diese Masse zu extrahieren, falls angenommen wird, dass der Anteil der Nuklidauswahl im Kern jener in der Umgebung entspricht:

$$m_{Xe}^{frei} = \frac{1}{\beta_{Xe}} \cdot \sum_{j \in U} \sum_{v \in M_{Xe}'} m_{jv} \quad (4.25)$$

Somit folgt für den Freisetzungsanteil:

$$a_{Xe}^{frei} = \frac{m_{Xe}^{frei}}{m_{Xe}^{Kern}} = \frac{1}{m_{Xe}^{Kern} \beta_{Xe}} \cdot \sum_{j \in U} \sum_{v \in M_{Xe}'} m_{jv} = \frac{\sum_{j \in U} \sum_{v \in M_{Xe}'} m_{jv}}{\sum_{v \in M_{Xe}'} m_v^{Kern}} \quad (4.26)$$

Der in (4.26) gezeigte Ausdruck ist nichts anderes als der Anteil der freigesetzten Masse der Isotopenauswahl von Xe von jener, die im Kern gegeben ist. Letztere ist nicht bekannt, über das konstante  $\beta_{Xe}$  ist der Freisetzungsanteil ermittelbar, wie angekündigt.

Die Zerfallsketten, die zu einem Auf- und Abbau der einzelnen Elemente führen, sind nicht berücksichtigt worden. Dies ist akzeptabel, falls bedacht wird, dass die Masseänderung von Xe beispielsweise in der Größenordnung von  $10^{-4}$  liegt (einige Elemente zeigen größere Variationen, bleiben jedoch moderat.).

Eine Filterung ist für den Vorgang der gefilterten Druckentlastung nicht vorgesehen, wohl aber für die Ringraum-Störfallabsaugung. Die für den Quellterm aufbereiteten Werte der Freisetzung sehen eine Filterung der Aerosole mit einem Dekontaminationsfaktor von 1000 vor, wohingegen keine Filterung vom gasförmigen Iod berücksichtigt worden ist, um die Kompatibilität zu den MELCOR-Rechnungen zu wahren.



## **5 Zusammenfassung**

### **5.1 Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Störfallanalyse (DSA) unter Einsatz von Analysesimulatoren (AP 1)**

#### **5.1.1 Erweiterung der Analysemöglichkeit zur Untersuchung des Anlagenverhaltens beim Eintritt von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb von DWR und SWR (AP 1.1)**

Ziel der Arbeit in diesem Arbeitspunkt war die Erweiterung der vorhandenen Anlagenmodelle für die Simulation von Transienten und Störfällen während des Streckbetriebs in deutschen DWR und SWR.

Die wesentlichen Informationen für die Abbildung der spezifischen Streckbetrieb-Fahrweise für den DWR der Typ Konvoi (am Beispiel von GKN II) wurden sowohl aus den Schulungsunterlagen als auch aus dem Betriebshandbuch gewonnen. Für den SWR der Baulinie 72 (an Beispiel von KRB II) wurden Informationen fast ausschließlich aus den SWR-Schulungsunterlagen gewonnen, denn eine Beschreibung der Fahrweise für die Anlage KRB II ist nicht im anlagespezifischen BHB enthalten.

Bei KWU-Druckwasserreaktoren wurden zwei unterschiedliche Fahrweisen des Streckbetriebs betrachtet:

- Fahrweise nach dem stationären Teillastdiagramm;
- Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen.

Bei der Fahrweise nach dem stationären Teillastdiagramm wird die Generatorleistung so reduziert, dass die mittlere Kühlmitteltemperatur entsprechend dem stationären Teillastdiagramm gefahren wird. Diese Phase wird im Betriebshandbuch mit Phase 3 bezeichnet.

Bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen stellt sich die maximale mögliche Reaktorleistung gemäß der Reaktivitätsbilanz und der Turbinenkennlinie ein. Im Gegensatz zum Streckbetrieb nach dem stationären Teillastdiagramm sind bei der Fahrweise mit voll geöffneten Turbinen-Einlassventilen eine Reihe von begrenzenden systemtechnischen Randbedingungen zu beachten. Diese Fahrweise teilt sich nach

BHB in zwei unterschiedlichen Phasen (Phase 1 und 2) unter, in welchen verschiedene Verstellungen von Grenzwerten erfolgen.

Der Streckbetrieb eines Siedewasserreaktors ist hauptsächlich durch das Herausfahren aller Steuerstäbe aus dem Kern und durch die Steuerung der Zwangsumwälzmenge charakterisiert. Von dem Punkt, wo keine Stäbe mehr aus dem Kern ausgefahren werden können und die Umwälzmenge nicht mehr erhöht werden kann, befindet sich ein Siedewasserreaktor im Streckbetrieb. Darüber hinaus ist ein Reaktivitätsgewinn nur noch durch eine Veränderung der Unterkühlung des Kühlmittels, also durch eine Außerbetriebnahme von HD-Vorwärmern möglich.

Alle für die Simulation der ausgewählten Streckbetriebsfahrweise notwendigen Schritte und spezifische Maßnahmen sowohl für DWR als auch für SWR wurden in tabellarischer Form in diesem Bericht zusammengefasst und danach in sog. Spezifikationsdateien (in Form von Python-Skripten) umgesetzt. Diese Dateien können vom Steuerprogramm ATHLET-Controller eingelesen werden und das erlaubt eine automatische Durchführung und detaillierte Steuerung von ATHLET-Simulationen. Für jede Phase des Streckbetriebs in DWR wurde eine Spezifikationsdatei entwickelt. Das erlaubt eine flexiblere Kombination der diversen Phasen, um die Streckbetriebsfahrweise mit dem Analysesimulator realistisch abbilden zu können. Für den SWR wurden die Maßnahmen stattdessen in einer einzigen Spezifikationsdatei implementiert.

Vor der Durchführung von Testrechnungen zur Prüfung der entwickelten Spezifikationsdateien für die Streckbetriebsfahrweise von DWR und SWR wurden diversen Anpassungen an GCSM-Blöcken von betrieblichen und sicherheitsrelevanten Systemen in den Datensätzen von DWR-Konvoi und SWR (Baulinie 72) Analysesimulatoren berücksichtigt, um u. a. die automatische Verstellung von Grenzwerten programmtechnisch umsetzen zu können. Um die Abbranderhöhung und deren Effekt auf die gesamte Reaktivitätsbilanz während der Streckbetriebsphase mit dem Punkt-Kinetik Modell von ATHLET berücksichtigen zu können, wurden ferner Anpassungen des spezifischen GCSM-Blocks „Reak“ durchgeführt.

Zwei Rechnungen wurden zum Test der entwickelten Streckbetriebsfahrweise durchgeführt.

Mit dem Konvoi-Analysesimulator (am Beispiel von GKN II) wurden alle Phasen des Streckbetriebs (Phase 1, 2.1, 2.2 und 3) simuliert und die Ergebnisse der wesentlichen

Größen gegenüber den Daten aus dem anlagespezifischen BHB gestellt. Aufgrund der unterschiedlichen Zeitskala zwischen analytischen Ergebnissen und theoretischen Daten aus BHB wurden für die Ergebnisdarstellung die Werte der Zeitachse normiert, um den Vergleich zu ermöglichen. Eine gute Übereinstimmung könnte anhand des Vergleichs der wesentlichen Anlageparameter festgestellt werden.

Die Simulation des Streckbetriebs für einen SWR wurde mit dem KRB II-Analysesimulator durchgeführt. Als Bewertungsbasis für die qualitative Prüfung der erzielten Ergebnisse konnten in diesem Fall nur die Daten aus den SWR-Schulungsunterlagen betrachtet werden. Der Vergleich mit dem theoretischen Streckbetrieb in der Darstellung des Reaktorbetriebskennfelds zeigt einen zu aufgeprägten Anstieg des Kerndurchflusses bei konstanter Reaktorleistung während der ersten Phase der Simulation (Strecke 1-2). Im weiteren Simulationsverlauf könnten die Schritte bis zur Wiedererhöhung der Pumpen-Drehzahl auf max. Wert (Strecke 2-3, 3-4, 4-5, und 5-6) qualitativ gut nachgebildet werden. Dennoch könnten die Werte der Reaktorleistung gegenüber dem Kerndurchsatzes aus der Literatur quantitativ nicht getroffen werden.

Als Anwendungsbeispiel für den DWR wurde der Ausfall der Hauptwärmesenke mit zusätzlichem Versagen des RESA-Signals „FD-Druck > Max.1“ ausgewählt, welches zu den Ereignissen der Sicherheitsebene 2 zählt. Die Rechnung wurde sowohl in Streckbetrieb als auch unter Vollastbedingungen zum Zweck des Ergebnisvergleichs durchgeführt. Die Unverfügbarkeit des RESA-Signals „FD-Druck > Max.1“ verhindert, dass es zum Teilabfahren auf der Sekundärseite kommt, was zum wiederholten Öffnen der Dampferzeuger-Sicherheitsventile und zu einem stetigen Deionatverlust führt. Die Reaktorschnellabschaltung wird in der Simulation des Streckbetriebs ca. 18 min später ausgelöst als für den Fall ausgehend vom Vollastbetrieb. In den ersten 18 min ergibt sich somit im Streckbetrieb eine höhere Reaktorleistung und folglich ein höherer Deionat- aus- trag. Das Signal „KM-Druck > max.1“, welches die Abschaltung des Reaktors im Vollastbetrieb initiiert, wird unter den Annahmen des Streckbetriebs nicht erzeugt. Eine frühzeitige Herabsetzung des o. g. RESA-Grenzwertes während des Streckbetriebs würde dieses Verhalten ändern und zu einer früheren Abschaltung des Reaktors bei diesem Ereignis führen.

Zur Erprobung der weiterentwickelten Version des SWR-72-Analysesimulators für die Simulation von Transienten bzw. Störfällen im Streckbetrieb wurde der Fall „TUSA ohne FDU“ ausgewählt. Die Rechnung wurde sowohl in Streckbetrieb als auch unter Teillastbedingungen zum Zweck des Ergebnisvergleichs durchgeführt. Der Teillast wurde als

Randbedingung für den Referenzfall so ausgewählt, um den Einfluss der Neutronenkinetik durch die Reaktivitätsrückwirkungen auf die Leistungsspeak zu ermitteln. Das Ereignis wurde kurz nach der Außerbetriebnahme der zwei HD-Vorwärmer in der Endphase des Streckbetriebs (Strecke 4-5, siehe Kapitel 4.1.1.2.3) initiiert, um den konservativen Effekt des Leistungsanstiegs aufgrund der kurzfristigen Reaktivitätsänderung auf die BE-Kühlung (im Hinblick auf die Einhaltung des  $MASL_{99,9}$ -Grenzwerts) zu berücksichtigen. Die Ergebnisse aus dem Vergleich zwischen der Simulation in Streckbetrieb mit dem Referenzfall zeigten, dass der Leistungsspeak nach dem Eintritt der Transiente ist für die Simulation in Streckbetrieb um ca. 2.5 GW niedriger als in Teillastbetrieb. Für das ausgewählte Ereignis der Sicherheitsebene 2 wurde somit bestätigt, dass der Betriebszustand Teillast (EOC) konservativer als der Streckbetrieb für SWR ist und somit weiterhin abdeckend ist.

#### **5.1.2 Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (AP 1.2)**

Ziel der Arbeit war die Erweiterung des Analysespektrums eines DWR-Analysesimulators durch die Anwendung von gekoppelten Analysemethoden ATHLET-QUABOX/CUBBOX mit dem Unterkanalcode COBRA-TF (CTF). Insbesondere wurde der Fokus in diesem Arbeitspunkt auf die Analyse des Strömungsverhaltens im Brennelement während einer sog. Unterkühlungstransiente gesetzt. Dafür wurde die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF vorgeschlagen, welche eine Quantifizierung der Unsicherheiten bezogen auf das Nachweiskriterium der Kernkühlbarkeit (durch Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses) für die deutschen DWR erlaubt.

Das vorhandene Modell eines generischen DWR-Brennelements wurde als erster Schritt auf dem letzten Entwicklungsstand des CTF-Codes (aktuell wird die Version 4.2 angewendet) gebracht und erweitert. Neben der Erweiterung des thermohydraulischen BE-Modells, um das BE-Austrittsplenum in der Rechendomain zu berücksichtigen, wurde das sog. „Spacer Grid Model“ im Eingabedatensatz aktiviert, um den Einfluss der Abstandhalter auf die Hydraulik sowie auf die Wärmeübertragung entlang des Brennelements zu berücksichtigen.

Für die Kopplung von ATHLET-QUABOX/CUBBOX mit dem Unterkanalcode CTF wurde die sogenannte „Parallelkopplung“-Methode angewendet. Der Systemcode ATHLET liefert Randbedingungen am Eintritt (Massenstrom, Flüssigkeitsenthalpie und Borkonzentration) und Austritt (Druck) der Rechendomain zum Unterkanalcode CTF. Keine Informationen vom Unterkanalcode CTF wird an den Systemcode ATHLET übertragen. Die Prüfung der Funktionsfähigkeit des Kopplungsschemas wurde anhand der Nachrechnung einer bereits durchgeführten Simulation des Lastabwurfs auf Eigenbedarf durchgeführt.

Als Anwendung für die analytische Untersuchung eines asymmetrischen Verhaltens der Strömung im Brennelement wurde ein fehlerhaftes Auffahren des FD-Sicherheitsventils bei Vollast in Betrachtung gezogen. Diese Transiente wurde zur Analyse des minimalen DNB-Verhältnisses aufgrund der kurzzeitigen aufgeprägten sekundärseitigen Unterkühlung ausgewählt.

In Vorbereitung zur Analysedurchführung wurde die Anordnung der bereits vorhandenen heißen Brennelemente im 3D-Kernmodell so angepasst, dass die thermohydraulische Kernkanäle in der Nähe der hochbelasteten Kernregionen liegen. Ziel war es, konservative Randbedingungen für die wesentlichen physikalischen Größen zu berücksichtigen. Aufgrund der groben radialen Nodalisierung des Kerns im ATHLET-Modell des KBR-Analysesimulators (mit insgesamt 27 Kernkanälen) im Vergleich zu der verfeinerten Aufteilung im Q/C-Modell konnten die maximalen berechneten Peaking-Faktoren nicht an den Positionen der modellierten heißen BE entsprechend zugeordnet werden. Dafür wäre die Anwendung eines thermohydraulischen Kernmodells in ATHLET mit allen vorhandenen 193 Kernkanälen erforderlich.

Als Zykluszustand für die Durchführung der Rechnung wurde ein Kern am Zyklusende aufgrund der stärkeren neutronenkinetischen Kühlmitteldichte-Rückwirkung betrachtet. Bezüglich der axialen Leistungsverteilung wurden zwei Leistungsprofile für den Q/C-Input berechnet und für die Analyse ein nach oben verzerrtes Leistungsprofil berücksichtigt. Außerdem wurde eine realistische radiale Stabweise-Leistungsverteilung für das hochbelastete BE basierend auf den Rechenergebnissen mit dem GRS-Kernsimulator KMacS /ZIL 19/ für eine generische Kernbeladung eines Vorkonvoi-Reaktors implementiert.

Für die Auswahl der unsicheren Parameter und deren Verteilungsfunktionen im ATHLET-Modell wurde auf die Unsicherheitsanalysen in /GLA 08/, /DRA 11/ und /POI

18/ zurückgegriffen. Eine derzeit vorläufige Auflistung der im CTF-Modell zu variierenden Parameter wurde ebenso erstellt. Zu den zu variierenden Parametern im CTF-Modell gehören bei der geplanten gekoppelten Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF auch die Randbedingungen am BE-Ein- und Austritt. Für die Bestimmung der Variationsbreite der oben genannten Randbedingungen wurden die Ergebnisse einer Unsicherheitsanalyse mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C betrachtet. Für diese Analyse wurden 200 ATHLET-Q/C gekoppelte Rechnungen durchgeführt.

Die Unsicherheitsanalyse mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF wurde zur Ermittlung des minimalen DNB-Verhältnisses durchgeführt. Es wurden sowohl die Unsicherheiten der Randbedingungen als auch die Variation der Modellparameter in CTF berücksichtigt. Insgesamt wurden 200 gekoppelte Rechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen eine Variation des DNB-Verhältnisses  $\Delta_{\text{DNBR}}$  mit den zwei Methoden wie folgt:

- ATHLET-Q/C  $\rightarrow \Delta_{\text{DNBR}} = 0.023$
- ATHLET-Q/C-CTF  $\rightarrow \Delta_{\text{DNBR}} = 0.059$

Der Unterschied zwischen den Ergebnissen mit ATHLET-Q/C und dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF lässt sich hauptsächlich auf die in CTF verwendete radiale Leistungsverteilung zurückführen, die einen zusätzlichen Peaking-Faktor einführt. Somit liefert die gekoppelte Methode mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF die konservativste Abweichung der unteren zweiseitigen Toleranzgrenze mit 95 % Wahrscheinlichkeit / 95 % Vertrauensniveau für das Zielparallelparameter „min. DNB-Verhältnis“.

Die Durchführung der Sensitivitätsanalyse bezogen auf die Ergebnisgröße „minimaler DNB-Verhältnis-Wert“ für die Simulationen mit dem gekoppelten System ATHLET-Q/C hat gezeigt, dass die einflussreichsten Parameter sind:

- DELTAR: Variation vom Durchmesser des Pellet vom Heißstab in den LVD- bzw. heißen Kanälen in Abhängigkeit von der Spaltweite
- IHTC7: Korrelation für unterkühltes Blasensieden
- OFI2V: Zweiphasen-Multiplikator für vertikale Rohre, Martinelli-Nelson Korrelation Korrekturfaktor
- FQDCH Anteil der Kernleistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird

Die Durchführung der Sensitivitätsanalyse bezogen auf die Ergebnisgröße „minimaler DNB-Verhältnis-Wert“ für die Simulationen mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-Q/C-CTF hat gezeigt, dass die einflussreichsten Parameter sind:

- BC4: Variation des Parameters „Integrale BE-Leistung“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
- ONBMOD: Aktivierung des “onset of nucleate boiling”-Modells
- BC3: Variation des Parameters „Druck am BE-Austritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
- DHFRAC (äquivalent zu FQDCH in ATHLET): Anteil der Brennstableistung, die direkt im Kühlmittel erzeugt wird
- BC2: Variation des Parameters „Temperatur am BE-Eintritt“ aus ATHLET-Q/C Variationsrechnungen
- TPFMOD: „Frictional two-phase multiplier“-Modell

### **5.1.3 Entwicklung eines Konzepts für eine automatisierte Erstellung von Analysesimulator-Datensätzen unter Verwendung eines heuristischen Ansatzes (AP 1.3)**

Das Hauptziel dieses Arbeitspunkts war die Entwicklung einer neuen Methodik zur fachgerechten Erstellung von ausländischen Analysesimulatoren von DWR für die Durchführung deterministischer Sicherheitsanalysen. Die entwickelte Methodik sieht vor, die automatische Erstellung von Makrokomponenten der Anlagen (z. B. des Reaktordruckbehälters) zu ermöglichen, um einfache thermohydraulische Anlagenmodelle zu generieren, die u. a. auf dem Gebiet der Stör- und Unfallanalyse angewendet werden könnten. Um das Problem der unvollständigen Informationen bei der automatischen Erstellung zu minimieren, wurde die Entwicklung und Anwendung von sogenannten Heuristiken angestrebt, welche bei der softwarebasierten Generierung der Komponentenmodule fehlende Daten ergänzen bzw. sinnvoll herleiten.

Als Grundlage für die prototypische Entwicklung der Heuristiken wurden in diesem Projekt Daten der KWU-Baulinien ausgewählt. Der Hauptgrund dieser Wahl liegt darin, dass ein automatisch generiertes Modul über das bekannte Verhalten der entsprechenden Teile einer KWU-Anlage in einem detaillierten Analysesimulator überprüft und validiert

werden kann. Dieser Schritt ist unumgänglich zur Entwicklung und Validierung der Heuristiken.

Prototypisch wurde auf Basis des oben beschriebenen heuristischen Ansatzes die automatische Erstellung eines Moduls für Reaktordruckbehälter der KWU-Anlagen entwickelt.

Die Möglichkeit einer einfachen Erweiterbarkeit der Heuristiken zum Zweck der automatischen Erstellung eines Moduls für den Reaktordruckbehälter der Westinghouse-Baulinie (bspw. des französischen Anlagentyps P4) wurde in diesem Projekt angestrebt. Folgende Erweiterungen wurden hierzu bereits berücksichtigt:

- die geometrischen Eigenschaften eines 17x17 Brennelement-Typs,
- eine angepasste Modellierung des Volumens zwischen dem Reaktordruckbehälter-Deckelraum (RDB-DR) und dem oberen Plenum (OP) aufgrund des installierten sog. upper support plate (USP). Dies wird als sog. "cold-dome"-Konfiguration bezeichnet,
- eine angepasste Strömungsfläche der kalibrierten Schlitze, die eine dosierte Nebenströmung (Bypass) des eintretenden Hauptkühlmittels in den Dom zwischen RDB-Deckel und Deckplatte zur Erwärmung bzw. Kühlung des RDB-Deckels ermöglicht.

Als nächster Schritt wird eine Verifizierung des automatisch erstellten Moduls des Reaktordruckbehälters vom Typ Westinghouse (französischer Anlagentyp P4) anhand einfacher Testsimulationen vorgeschlagen.

Um das Ziel der automatischen Generierung der wesentlichen Module mit dem Systemcode ATHLET weiter zu verfolgen, ist in einem weiteren Schritt eine Erweiterung der Modul-Klassen auf andere Anlagenteile wie z. B. die Dampferzeuger und den Primärkreislauf inkl. Druckhalter und Volumenausgleichsleitung erforderlich.

Neben der Entwicklung der thermohydraulischen Komponenten (RDB, Primärkreis und Dampferzeuger) ist eine Entwicklung von generischen einfachen GCSM-Modellen für die Simulation von relevanten Sicherheitssystemen (u. a. Not- und Nachkühlsystem und Notspeisewassersystem) von Bedeutung. Diese Erweiterung erlaubt die Berechnung von anlagenspezifischen Störfallszenarien.

Sobald die Störfallrechnungen mittels modularisiertem Analysesimulator für eine ausländische Anlage validiert sind, wäre der nächste Schritt eine Erweiterung der bestehenden

RDB-Module für Unfallszenarien. Für Kernschmelzunfälle sind Änderungen vorzunehmen, um u. a. die genaueren Massen der Strukturen im RDB zu generieren, eine besondere Aufteilung des Kernmodells in 3 ringförmige Zonen vorzunehmen und die Berücksichtigung des sog. AIDA-Moduls von ATHLET-CD für die Simulation der Schmelze im unteren Plenum.

#### **5.1.4      Wartung der Datenbasis für anlagenspezifische Analysesimulatoren (AP 1.4)**

Die Migration der Datensätze von Stör- und Unfallanalysen wurde vom Versionsverwaltungsprogramm SVN auf GitLab durchgeführt.

Die Datensätze der DWR- und SWR-Analysesimulatoren für die Untersuchung des Anlageverhaltens bei Transienten und Störfällen wurden in der Vergangenheit in einem gemeinsamen Repository gepflegt. Mit der aktuellen Entwicklung wurden getrennte Repositories für jeden zu pflegenden Datensatz bereitgestellt. Dies erhöht zum einen die Flexibilität und Handhabung der einzelnen Datensatzverwaltungen und ist zum anderen besser auf die Infrastruktur des neuen Git-Verwaltungssystems zugeschnitten.

Für die Datensätze der folgenden Reaktoren wurden die o. g. Schritte umgesetzt:

- Kernkraftwerk Philippsburg II – KKP II (DWR)
- Kernkraftwerk Neckarwestheim II – GKN II (DWR)
- Kernkraftwerk Brokdorf - KBR (DWR)
- Kernkraftwerk Gundremmingen – KRB II (SWR)
- Forschungsreaktor München II – FRM II (Pool-Typ)

Zusätzlich wurde die wesentliche Funktionalität im Versionsmanagementsystem GitLab von Continuous Integration (auf Deutsch: kontinuierliche Integration) angewendet, um die Datensätze während der Weiterentwicklungsarbeit automatisch und regelmäßig zu prüfen. Die durchzuführenden automatischen Schritte wurden in einer Datei namens „gitlab-ci.yml“ beschrieben und erlauben den automatischen Start von Testsimulationen für jede der o. g. Analysesimulatoren.

Die bisher monolithisch aufgebauten MELCOR-Eingabedatensätze für die Anlagen GKN II und KRB II wurden vor dem Hochladen ins GitLab-Versionsmanagementsystem

anhand der verschiedenen MELCOR-Pakete sowie nach Systemen entsprechend aufgeteilt. Ferner wurde der aufgesplante Eingabedatensatz ins GitLab übertragen.

## **5.2            Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Unfallanalyse unter Einsatz des GRS-Systemcodes AC<sup>2</sup> in Kombination unter Einsatz der Methoden der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse (AP 2)**

### **5.2.1        Optimierung der AC<sup>2</sup>-Modellierung einer generischen DWR-Referenzanlage (AP 2.1)**

Der vorhandene Anlagendatensatz einer DWR-Referenzanlage wurde im Rahmen dieses Arbeitspaketes weiter optimiert. Die Ziele dieser Optimierung waren zum einen bestimmte physikalische Phänomene in der Analyse noch besser darzustellen. Zum anderen sollen einige Optimierungen die Simulationen stabiler gestalten, wodurch ggf. die Rechenzeiten sinken. Die durchgeführten Optimierungen betreffen die Aufteilung des oberen Plenums des Reaktordruckbehälters in mehrere Thermofluidobjekte, die Berücksichtigung der Führungsrohre der Steuerelemente im oberen Plenum sowie das Ermöglichen des Abschmelzens der Kerneinbauten Reflektorwand, untere Kerngitterplatte und Siebtonne. Die Änderungen im oberen Plenum sollen sowohl die Darstellung der Thermohydraulik im oberen Plenum als auch die Stabilisierung der Analyse selbst verbessern. Die Änderungen zum Abschmelzen der unteren Kerneinbauten sollen die Modellierung des Verhaltens von Corium im unteren Plenum des RDB verbessern.

Hinsichtlich der Sicherheitsbehältermodellierung haben die durchgeführten Testanalysen insbesondere für die späte „Ex-vessel“-Phase weiteren Optimierungsbedarf bei der Modellierung des unteren Sicherheitsbehälterbereichs aufgezeigt. Durch die Berücksichtigung von HMN-Maßnahmen, die hauptsächlich zusätzliche Einspeisung von Wasser in den Reaktorkreislauf umfassen, wird der untere Sumpfbereich im Vergleich zu den Basisfällen wesentlich stärker aufgefüllt. Um mit dem Anlagendatensatz ein Volllaufen der unteren Sumpfbereiche sowie den Übergang des Wassers in darüber gelegenen Zonen handhaben zu können, wurde die Nodalisierung für den unteren Sicherheitsbehälterbereich durch den Einsatz von so genannten ATMFUL-Junctions, die den gleichzeitigen Transport von Flüssigkeit und Gas berechnen können, geändert.

### **5.2.2 Analyse von verschiedenen Unfallsequenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen in Kombination mit einer erweiterten Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse (AP 2.2)**

Für die Verwendung des detaillierten COCOSYS-Eingabedatensatzes ist eine Anpassung in der Schnittstelle zwischen ATHLET-CD und COCOSYS vorgenommen worden. Ferner sind die wesentlichen unsicheren Parameter aus anderen Vorhaben zusammengestellt (ATHLET-CD) bzw. identifiziert worden (COCOSYS). Die neu identifizierten Parameter im Code COCOSYS beziehen sich in erster Linie auf die Aerosolphysik, da diese Ablagerungsprozesse beschreibt, welche die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters bestimmen. Da es nun Ziel ist, die Auswirkungen der Notfallmaßnahmen auf die Freisetzungen hin zu untersuchen, ist diese Rückhaltung relevant.

Die relevanten Unsicherheitsbehafteten Parameter wurden in SUSA eingegeben, als Platzhalter im Eingabedatensatz eingepflegt und variiert. Für einige Parameter ist eine einfache Berücksichtigung nicht möglich gewesen, so dass ein Skript geschrieben worden ist, das den COCOSYS-Eingabedatensatz einliest, die entsprechenden Werte mit einem von SUSA variierten Skalierungsparameter multipliziert, den neuen Wert einträgt und den Eingabedatensatz wieder ausgibt.

Daneben sind einige Änderungen im Speisewassersystem vorgenommen worden, so dass die Notfallmaßnahme „sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ nun genauer abgebildet wird. Dies umfasst eine Überarbeitung des Speisewasserbehältervolumens, die Neuaufstellung der Einspeisekurve des Speisewasserbehälters und die Berücksichtigung der Speisewasserleitungen mit der Vorwärmung in stark vereinfachter Form. Zudem ist die Modellierung der Reaktorgrube betrachtet und optimiert worden.

Mit dem ertüchtigten Anlagendatensatz wurden die beiden Basisfälle der untersuchten Unfallszenarien analysiert. Die Ergebnisse zeigen, dass die bis zu den Fukushima-Unfällen umgesetzten anlageninternen Notfallmaßnahmen effektiv sind. Die Optimierungen/Erweiterungen der Datensätze funktionieren damit und führen zu stabileren Rechenläufe. Die Basisdatensätze sind somit in der Lage, bis in die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters zu rechnen, wobei für diese mehrere Zyklen dargestellt werden konnten.

Für die beiden Szenarien „Lang andauernder SBO“ sowie „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ wurde jeweils eine Unsicherheits-/Sensitivitätsana-

lyse im Hinblick auf den zu erwartenden Quellterm durchgeführt. Für die Analysen wurden die Anlagendatensätze der Basisfälle der beiden Szenarien herangezogen. Je Szenario wurde durch die Variation der mit Unsicherheiten behafteten Parameter 100 Variationen durch eine „Monte-Carlo“-Analyse erzeugt.

Die Variationsrechnungen wurden auf dem High Performance Computing (HPC) Cluster der GRS durchgeführt. Da Quellterme in der Umgebung berechnet werden sollten und dies in der Referenzanlage mit großer Wahrscheinlichkeit über die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters erfolgt (siehe PSA Stufe 2 der Referenzanlage) und es aufgrund des Volldruck-Sicherheitsbehälter sehr lange bis zur Initiierung des ersten Zyklus der gefilterten Druckentlastung dauert, wurde ursprünglich die in den Analysen angestrebte Problemzeit auf 1.000.000 s festgelegt. Da zu wenige Variationsrechnungen die ursprünglich angestrebte Simulationszeit von 1.000.000 s erreichten und sich durch teilweise instabile Rechnungen, die im Wesentlichen im Langzeitbereich der „Ex-vessel-Phase“ auftraten, eine große Streuung der erreichten Simulationszeiten gab, wurde die statistische Auswertung auf einen Zeitbereich bis 150.000 s begrenzt.

Die statistische Auswertung wurde hinsichtlich der beiden Konsequenzen „von ATHLET-CD berechnete kumulierte CsHO-Masse, die in den Sicherheitsbehälter ausströmt“ und „von COCOSYS berechnete CsHO-Masse vor der Druckentlastungsleitung des Venting-Systems“ durchgeführt. Für die beiden Konsequenzen konnten für beide Unfallsequenzen Unsicherheitsbänder für eine 90 %ige Wahrscheinlichkeit mit 90 %iger statistischer Sicherheit ermittelt werden. Die durchgeführten Sensitivitätsanalysen ermöglichten es, die relevanten variierten Parameter zu identifizieren, die einen wesentlichen Einfluss auf die gewählten Konsequenzen besitzen. Ferner konnte gezeigt werden, dass durch den Vergleich der Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse mit den jeweiligen Basisfällen der beiden betrachteten Unfallszenarien, dass letztere mit ihren realistischen Randbedingungen im unteren Bereich der ermittelten Toleranzbereiche der beiden untersuchten Konsequenzen liegen, und damit belastbare Ergebnisse liefern sollten.

Die durchgeführten Arbeiten zeigen, dass die Methodik zur Durchführung einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse auf Unfallanalysen grundsätzlich auch für die Anwendung auf Quelltermberechnungen geeignet und bedeutsam ist. Die wesentliche Grundvoraussetzung ist aber das Vorhandensein stabiler Analysen, insbesondere in der Langzeitphase des „Ex-Vessel“-Verhaltens. Eine Bewertung der radiologischen Relevanz war im Rahmen dieses Vorhabens nicht möglich, da beispielhaft nur das Element

CsHO betrachtet wurde. So müsste für eine ganzheitliche Betrachtung für Cs mindestens noch Csl in die Untersuchung miteingeschlossen werden. Idealerweise müssten die Analyse dann noch auf weitere Elemente erweitert werden. Eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit radiologischer Bewertung der Quelltermergebnisse macht aber erst Sinn, wenn genügend stabile Variationsrechnungen zur Verfügung stehen, die z. B. die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung durch die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters abdecken können.

Als eine Schwierigkeit bei der Durchführung von Unsicherheitsanalysen bei lang andauernden Unfallabläufen in einer DWR-Gesamtanlage stellte sich die Stabilität der einzelnen Analysen dar. So zeigten einige Variationsrechnungen in der späten Phase der „Exvessel“-Phase entweder ein Festrechnen der Simulation (sehr kleine Zeitschritte in COCOSYS (THY- oder AFP-Modul, die zu einer Stagnation der Analyse führten) oder ein Programmabbruch wegen zu kleiner Zeitschritte. Für derartige Fälle ist eine vertiefte Untersuchung im Quellcode und/oder Optimierung der Nodalisation des unteren Sicherheitsbehälters notwendig, die im geplanten Nachfolgevorhaben durchgeführt werden können.

Als Fazit lässt sich ausführen, dass die BEPU-Methodik auch mit aufwändigen Modellen für einen Code durchführbar ist, der die gesamte Phänomenologie eines Unfallablaufes zu simulieren imstande ist. Gleichwohl ist es offensichtlich, dass das derzeitige Anlagenmodell in Kombination mit der aktuellen Codeversion von AC<sup>2</sup> keine eingriffsfreie stabile Simulation bis hin zu großen Problemzeiten ermöglicht. Wie zuvor ausgeführt, kann mit einer gewissen Pflege in einigen Fällen eine vollständige Simulation durchgeführt werden, in anderen nicht.

Die Erfahrungsumfang wird dabei mit diesem Projekt erheblich gesteigert. Neben der Identifizierung von Schwachstellen in den Quellcodes wurden auch Verbesserungen in den thermohydraulischen Modellen (vor allem im Containmentmodell) angebracht. Als weitere Herausforderung ist die Produktion und Handhabung von großen Ausgabedateien zu bezeichnen. Dies hat häufig zu Engpässen des Speicherplatzes während der Durchführung der Simulationen auf dem HPC-Cluster geführt.

### **5.2.3 Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3)**

Zur Aufarbeitung der in der GRS vorhandenen deterministischen Unfallanalysen wurden die Vorhaben zusammengetragen, die derartige Unfallanalysen für die Reaktortypen DWR und SWR enthalten. Dabei handelt es sich um Analysen, die einerseits die jeweilige Reaktoranlage betreffen sowie andererseits Analysen, die das jeweilige Brennelement-Lagerbecken untersuchten.

Die Analysen wurden entweder mit dem GRS-Systemcode AC<sup>2</sup> oder mit dem integralen Unfallanalysecode MELCOR durchgeführt. Diese Analysen wurden dann sortiert und hinsichtlich ihrer Relevanz gesichtet. Im nächsten Schritt wurden die Analyseergebnisse gefiltert und entsprechend aufgearbeitet, um sie in geeigneter Form für das GRS-Notfallzentrum nutzen zu können.

Es wurde eine Excel-Tabelle mit der Kurzcharakterisierung des Falles, der Beschreibung der Anfangs- und Randbedingungen inklusive der ggf. vorgegebenen Notfallmaßnahmen und der Liste der wesentlichen Phänomene mit Zeitangabe ihres Eintretens erstellt, wobei zwischen Phänomenen im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter unterschieden wird.

Neben dieser wesentlichen Charakterisierung hat sich die Aufstellung der Wasserstoffbilanz als nützlich erwiesen. Diese zeigt die produzierten Mengen sowie deren Verbleib in der Anlage und der Umgebung bzw. dem Verbrauch durch Verbrennungen und durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren. Ferner sind der Druckverlauf im Sicherheitsbehälter (SHB) und die Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle dargestellt.

Darüber hinaus sind die freigesetzten Anteile der MELCOR-Elementklassen und die freigesetzten Aktivitäten einiger radiologisch relevanten Nuklide (Kr-88, Xe-133, I-131, Te-132 und Cs-137) berechnet und dargestellt. Letztere verwenden die erstgenannten Anteile der freigesetzten Elementklassen, zu denen die Nuklide gehören und die Anfangsaktivitäten aus dem SSK-Heft 38.

## Literaturverzeichnis

- /ARE 10/ AREVA-NP GmbH, Brennelement Zeichnung Nr. A1C- 813171-0, 24.02.2010.
- /AVR 09/ M. Avramova, et al., UNCERTAINTY ANALYSIS OF COBRA-TF VOID DISTRIBUTION PREDICTIONS FOR THE OECD/NRC BFBT BENCHMARK, International Conference on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics (M&C 2009), Saratoga Springs, New York, May 3-7, 2009, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2009).
- /BEC 07/ C. Beckert, U. Grundmann, Development and Verification of a Multigroup SP3 Option for Reactor Calculations, Jahrestagung Kerntechnik 2007, Karlsruhe, 2007.
- /BHB 05/ BHB KKB, Betrieb der Gesamtanlage, Teil 2, Kapitel 3.2.2, Titel: Fahrweisen für Streck-Out-Betrieb, Stand 11.05.
- /BHB 12/ EnBW Kernkraft GmbH, BHB GKN-2, Betrieb der Gesamtanlage, Teil 2, Kapitel 3.3.1, Titel: Fahren der Anlagen in Streckbetrieb, Gen.-Dok.Nr. A4/B/4.01.00/0454 c, 29.08.2012.
- /COC 21/ Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GRS gGmbH, COCOSYS 3.1, User Manual, GRS-P-3 / Vol. 1, November 2021.
- /CUN 10/ E. Cunningham: „On the Velocity of Steady Fall of Spherical Particles through Fluid Mediums“, 1910.
- /DEG 08/ De Grécy, A.; et al.: Uncertainty and sensitivity analysis of the LOFT L2-5 test: Results of the BEMUSE programme. Nuclear Engineering and design 238 (2008) 3561-3578, DOI:10.1016/j.nucengdes.2008.06.004.
- /DRA 06/ P. Dräger, et al., Erfassung und Aufbereitung von Basisdaten deutscher Kernkraftwerke zur kurzfristigen Unterstützung der Bundesaufsicht bei der Bewertung von Stöfallereignissen anhand von Stöfallanalysen, GRS-A-3346, September 2006.

- /DRA 08/ P. Dräger, et al., Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Durchführung und Bewertung von Störfallanalysen und der Verwendung von Analysesimulatoren, GRS-A-3438, August 2008.
- /DRA 11/ P. Dräger, et al., Erfassung und Aufbereitung von Basisdaten deutscher Kernkraftwerke zur kurzfristigen Unterstützung der Bundesaufsicht bei der Bewertung von Störfallereignissen anhand von Störfallanalysen, GRS-A-3635, Dezember 2011.
- /GLA 08/ Glaeser, H. et al., Unsicherheitsanalyse zum großen Bruch der kaltseitigen Hauptkühlmittelleitung nach Leistungserhöhung, GRS-A-3436, Dezember 2008.
- /GRS 12/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Nachweis der Wirksamkeit von H<sub>2</sub>-Rekombinatoren auf der Basis ergänzender analytischer Untersuchungen mit COCOSYS für die Referenzanlage GKN-2, Abschlussbericht zum Vorhaben 3609R01375, GRS-A-3652, März 2012.
- /GRS 14/ Fortschrittliche methodische Ansätze für die PSA der Stufe 2, Vorhaben RS 1198, GRS-A-3743, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH, 2014.
- /GRS 16/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, GRS-393, 2016.
- /GRS 16a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Unfallanalysen in Kernkraftwerken nach anlagenexternen auslösenden Ereignissen und im Nichtleistungsbetrieb, Unfallanalysen bis zur Bestimmung von Radionuklidfreiset-zungen in die Umgebung für einen DWR Fachband 2, GRS-A-3856, 2016.

- /GRS 17/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Thermohydraulisches Verhalten und Komponentenverhalten eines DWR bei ausgewähltem Kernschmelzzenarium infolge Station Blackout (SBO), Abschlussbericht zum Vorhaben 3614R01307, GRS-473, September 2017.
- /GRS 17a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern) Reaktorbaulinien und Wissensnetze (LV-2), GRS-465, 2017.
- /GRS 17b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus Brennelement-Lagerbecken in Kernkraftwerken, Zusammenfassender Abschlussbericht zum Vorhaben 3614S60033, GRS-A-3881, 2017.
- /GRS 17c/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Fachliche Unterstützung des BMUB bei wissenschaftlich-technischen Fragestellungen zu Ad-hoc-Problemen im Rahmen der Bundesaufsicht nach Art. 85 GG, Abschlussbericht zu AP 6: Untersuchungen zum H<sub>2</sub>-Verhalten im Reaktorgebäude einer SWR-Referenzanlage, 2017.
- /GRS 20/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Forschungsarbeiten zur Ermittlung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für eine DWR-Referenzanlage, Abschlussbericht zum Vorhaben 4717R01335, GRS-A-4004, September 2020.
- /GRS 20a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Vervollständigung von Methoden und Werkzeugen für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), Abschlussbericht zum Vorhaben RS1556, GRS-610, 2020.

- /GRS 20b/ Ergänzung der Quelltermdatenbank des Entscheidungshilfesystems RODOS für Freisetzungen aus dem RDB bei Nichtleistungsbetriebszuständen in Kernkraftwerken, Vorhaben 3617S62560, GRS-A-3998, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2020.
- /GRS 20c/ M. Kloos et al., Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses (SUSA) Version 4.2, GRS - P - 5, Vol. 1 Rev. 6, October 2020.
- /GRS 21/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Weiterentwicklung der Modell- und Datenbasis zur Durchführung von Unfallanalysen für die Fortschreibung eines einheitlichen Ereignisbaums, Abschlussbericht zum Vorhaben 4718R01313, GRS-641, 2021.
- /GRS 21a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, SUSA; Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses; Classical Methods. Teil der SUSA-Software, GRS-631, ISBN 978-3-949088-20-9, März 2021.
- /GRS 22/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Optimierung der bestehenden Unfallanalysen hinsichtlich der Iodfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, Abschlussbericht zum Vorhaben 4719R01377, GRS-677, Juli 2022.
- /GRS 22a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Forschungsarbeiten zur Ermittlung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für eine DWR-Referenzanlage, Abschlussbericht zum Vorhaben 4717R01335, GRS-A-4004, Januar 2022.
- /HEG 98/ G. Hegyi, A. Kerezturi, I. Trosztel, S. Langenbuch, W. Horche, and K. Velkov, Improvement of Plant Transient Analysis for VVER by Coupling KIKO3D with ATHLET, Proc. ICONE 6, San Diego, California, 1998.
- /KOS 22/ Kosowski, K., Seidl, M., Zyklusverlängerung der Konvoi-Reaktoren durch Streckbetrieb – Anforderungen und Erfahrungen aus Sicht des Betreibers, Kerntechnik 2022 Technical Session.

- /KSG 95/ U. Rutkowski KSG /GfS, Reaktorbetriebskennfeld, SWR-Schulungsunterlagen, Kap. 2.1.4, Rev. 1, Dezember 1995.
- /KSG 00/ B. Gudat, G. Kastien KSG/GfS, HD-Vorwärmer-Umführungsventile, SWR-Schulungsunterlagen, Kap 4.2.2, Rev. 1, Februar 2000.
- /KTA 22/ KTA 3101.1 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung, Fassung 2022-11.
- /KÜH 08/ Klaus Kühnel, Albin Gensler, Klaus Richter, PWR Core Transient Analysis with the 3-Dimensional Methods, Jahrestagung Kerntechnik, May 2729, Hamburg, Germany, 2008.
- /KWU 92/ Siemens AG - Bereich Energieerzeugung (KWU), B 211 D Einführungskurs, Kernbauteile, Brennelementfertigung, Archiv Nr. 825.1.
- /LAN 77a/ S. Langenbuch, W. Maurer, W. Werner, Coarse Mesh Flux Expansion Method for the Analysis of SpaceTime Effects in Large Light Water Reactor Cores, Nucl. Sci. Eng., Vol. 63, p. 437, 1977.
- /LAN 77b/ S. Langenbuch, W. Maurer, W. Werner, *High Order Schemes for Neutron Kinetics Calculations based on Local Polynomial Approximation*, Nucl. Sci. Eng., Vol. 64, p. 508, 1977.
- /LEB 21/ Leberecht, M. et al., WINO III Forschung zur Weiterentwicklung der Wissensbasis für Notfälle in ausländischen Kernkraftwerken, GRS-635, 140 S, ISBN 978-3-949088-24-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Köln, 2021.
- /LIZ 92/ M. P. Lizorkin, V. N. Semonov, V. S. Ionov and V. I. Lebedev, *Time Dependent Spatial Neutron Kinetic Algorithm for BIPR8 and Its Verification*, Proc. 2<sup>nd</sup> Symp. AER, Paks, Hungary, p. 389, 1992.
- /MUS 23/ MUSA – MANAGEMENT AND UNCERTAINTIES OF SEVERE ACCIDENTS (musa-h2020.eu).

- /NRC 12/ U.S. NRC: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA). NUREG-1935, November 2012.
- /OEC 24/ Benchmark for Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling for Design, Operation and Safety Analysis of Light Water Reactors (LWR-UAM); [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_32175/benchmark-for-uncertainty-analysis-in-best-estimate-modelling-for-design-operation-and-safety-analysis-of-light-water-reactors-lwr-uam](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_32175/benchmark-for-uncertainty-analysis-in-best-estimate-modelling-for-design-operation-and-safety-analysis-of-light-water-reactors-lwr-uam).
- /PAL 20/ Palazzo, S. et al., Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Durchführung und Bewertung von Störfallanalysen und der Verwendung von Analysesimulatoren, GRS-A-3991, März 2020.
- /PAU 10/ Pautz, A. et al., Untersuchung von ATWS-Ereignissen zur Präzisierung der Nachweisforderung, GRS-A-3640, November 2010.
- /PAU 12/ Pautz, A. et al., Fortschrittliche Rechenmethoden zum Kernverhalten bei Reaktivitätsstörfällen, GRS-A-3661, Mai 2012.
- /PER 12/ Perin, Y. et al., Coupling of the system code ATHLET QUABOX/CUBBOX with the sub channel code COBRA TF, GRS, The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- /PER 13/ Y. Perin et al., Uncertainty analysis of CTF prediction of moderator and fuel parameters for the OECD LWR UAM benchmark, exercise II-3: "BUNDLE THERMAL-HYDRAULICS", using the SUSA tool, 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics (NURETH-15), Pisa, Italy, May 12-17, 2013.
- /POI 96a/ W. Pointner et al., Projekt SR2071, Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung zu Störfall- und Transientenanalysen – Abschlussbericht, GRS-A-2402, August 1996.
- /POI 96b/ W. Pointner, W. Horche, Spezifikation der anlagenspezifischen Störfallsimulatoren, GRS-A-2392, September 1996.

- /POI 97/ W. Pointner, et al., Genehmigung und aufsichtsspezifische Fachberatung zu Störfall- und Transientenanalysen, GRS-A-2531, Dezember 1997.
- /POI 99/ W. Pointner et al., Project 2259, Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung zu Störfall- und Transientenanalysen – Abschlussbericht, Phase II, GRS-A-2765, Dezember 1999.
- /POI 03/ W. Pointner et al., Fachberatung zu Störfall und Transientenanalysen, GRS-A-3109, März 2003.
- /POI°14/ W. Pointner et al., Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Durchführung und Bewertung von Störfallanalysen und der Verwendung von Analysesimulatoren (3611R01318), Abschlussbericht, Juli 2014.
- /POI 18/ Pointner, W. et al., Statistische LOCA Analyse, Abschlussbericht, GRS-519, S. 234, ISBN 978-3-947685-04-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching bei München, 2018.
- /SAL 20/ Salko, R. et al., CTF Theory Manual Version 4.2, rev. 2, CASL-U-2019-1886-002, NC State University, July 13, 2021.
- /SAL 20a/ Salko, R. et al., CTF User`s Manual Version 4.2, rev. 2, CASL-U-2019-1885-002, NC State University, July 13, 2021.
- /SIA 15/ BMUV, Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Stand 02/22, Link: 3- 01 Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (bund.de).
- /SAN 17/ Sandia National Laboratories, MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2 Reference Manual, Version 2.2.9541, SAND2017-0876 O, January 2017.
- /SCH 22/ Scheuer, J. et al., Weiterentwicklung der GRAMOVIS-Anwendungswerkzeuge zur Unterstützung der AC<sup>2</sup>-Simulationscodes, GRS-664, 105 S, ISBN 978-3-949088-55-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching bei München, 2022.

- /WEN 22/ Wenzel, S. et al., Weiterentwicklung und Einsatz eines automatisierten Verifizierungsverfahrens für Analysesimulatoren, GRS-679, S. 121, ISBN 978-3-949088-70-4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching bei München, Mai 2022.
- /ZIE 13/ Ziegler, A. und Allelein, H.-J., Reaktortechnik (Physikalisch-technische Grundlagen) 2. Auflage, ISBN 978-3-642-33845-8, Herausgeber: Springer Vieweg.
- /ZIL 19/ Zilly, M. et al., Einfluss von Brennelement-Verformungen auf die Leistungsverteilung im Reaktorkern, GRS-550, 117 S, ISBN 978-3-947685-35-6, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching bei München, 2019.

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 4.1	Beispielverlauf der Reaktorleistung bei unterschiedlichen Streckbetriebsfahrweisen (abgeleitet aus /ZIE 13/)	21
Abb. 4.2	Verlauf des Betriebspunktes im Reaktorbetriebskennfeld bei Streckbetrieb /KSG 95/, /BHB 05/	35
Abb. 4.3	Verstellung der frischdampfseitigen Reaktorschutzgrenzwerte FD-Druck > max 1 und KMD > max 3 in Reaktorschutzsystem	38
Abb. 4.4	Verstellung der RELEB-KMT-Grenzwerte GW20, GW21 und GW22 in der KMT-Begrenzung	39
Abb. 4.5	Verstellung des FD-Min-Drucks in der FD-Min-Druck-Regelung	40
Abb. 4.6	Anpassung des GCSM-Blocks „REAKT_EOC“ für die Berücksichtigung des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand im Konvoi-Analysesimulator	41
Abb. 4.7	Anpassung des GCSM-Blocks „LEIST_REG“ für die Berücksichtigung des Reaktivitätsverlustes durch Abbrand im SWR-Analysesimulator	42
Abb. 4.8	GCSM-Modell für die Simulation der Abbranderhöhung im SWR-Analysesimulator	42
Abb. 4.9	Vergleich des mittleren KMT-Verlaufs im stationären Betrieb (blaue Kurve) mit dem Streckbetrieb nach BHB (grüne Kurve) und dem berechneten Streckbetrieb für alle Phasen (1, 2.1, 2.2 und 3)	45
Abb. 4.10	Vergleich des FD-Druck-Verlaufs im stationären Betrieb (blaue Kurve) mit dem Streckbetrieb nach BHB (grüne Kurve) und dem berechneten Streckbetrieb für alle Phasen (1, 2.1, 2.2 und 3)	45
Abb. 4.11	Vergleich zwischen dem theoretischen und berechneten Verlauf von mittleren KMT (links) und DH-Füllstand (rechts) für alle Streckbetriebsphasen	46
Abb. 4.12	Vergleich zwischen dem theoretischen und berechneten Verlauf vom KMD-Sollwert (links) und FD-Druck im Sammler (rechts) für alle Streckbetriebsphasen	46
Abb. 4.13	Berechnete Reaktorleistung (links) und Generatorleistung (rechts) für alle Streckbetriebsphasen als Funktion der normierten Zeit	46
Abb. 4.14	Vergleich zwischen berechneter und theoretischer Streckbetriebsfahrweise für SWR	50

Abb. 4.15	Berechnete Reaktorleistung (links) und Generatorleistung (rechts) als Funktion der normierten Zeit.....	50
Abb. 4.16	Berechnete Kerndurchsatz (links) und Drehzahl der ZUPs (rechts) als Funktion der normierten Zeit.....	51
Abb. 4.17	Berechnete Speisewasser-Temperatur (links) und Position der Steuerelemente (rechts) als Funktion der normierten Zeit .....	51
Abb. 4.18	Druckverlauf in DE 1 (links) und in Primärkreislauf (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall.....	54
Abb. 4.19	Reaktorleistung (links) und DH-Füllstand (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall.....	54
Abb. 4.20	Stellung der D1 bis D4 Bänke (links) und L-Bank bzw. D5/D6 Bänke (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall.....	55
Abb. 4.21	Stellung des DH-Abblaseregelventils (links) sowie der DH-Sicherheitsventile (rechts) nach Transienten-Eintritt für den Referenzfall .....	55
Abb. 4.22	Verstellung der wesentlichen Grenzwerte im Reaktorschutz für die Parameter Kühlmitteldruck (KMD), Kühlmitteltemperatur (KMT) und Frischdampfdruck (FDD) als Funktion der normierten Streckbetriebszeit.....	58
Abb. 4.23	Druckverlauf im DE 1 (links) und im Primärkreislauf (rechts).....	59
Abb. 4.24	Reaktorleistung (links) und Füllstand im Druckhalter (rechts).....	59
Abb. 4.25	Eintauchtiefe der D-Bänke .....	60
Abb. 4.26	Wassermasse im Speisewasserbehälter (SpWB, links) und integrierter Dampfmassenstrom aus den DE-Sicherheitsventilen (rechts) .....	60
Abb. 4.27	Reaktorleistung (links) und Anregung des RESA-Signals (rechts) .....	64
Abb. 4.28	Druck im Dampfdom (links) und Drehzahl der ZUPs (rechts) .....	65
Abb. 4.29	Reaktivitätsbeiträge (Dichte, Doppler und Steuerelemente) und Multiplikationsfaktor $K_{eff}$ .....	65
Abb. 4.30	Dampfdurchsatz aus den SEV- und DDV-Ventilen (links) und Gesamtzahl der geöffneten SEV und DDV (rechts) .....	66
Abb. 4.31	Maximale Hüllrohrtemperatur (links) und minimales DNB-Verhältnis (rechts) am heißen BE .....	66
Abb. 4.32	¼ des BE-Querschnitts (16x16) /ARE 10/.....	67

Abb. 4.33	Abbildung eines kühlmittelzentrierten Kanals (in blau) und eines brennstoffzentrierten Kanals (in rot).....	67
Abb. 4.34	Ergebnisse der Nodalisierungsstudie mit CTF (Druckverlust entlang des BEs (links); Temperaturverlauf im zentralen Unterkanal des BEs (rechts)).....	68
Abb. 4.35	3D-Darstellung der CTF-Rechendomains mit dem Tool ParaView.....	69
Abb. 4.36	Vereinfachte Darstellung des Kopplungsschemas zwischen ATHLET und CTF /PER 12/.....	70
Abb. 4.37	Darstellung des Dreifach-Kopplungsschemas ATHLET-Q/C-CTF.....	71
Abb. 4.38	Randbedingungen für die CTF-Rechendomains aus den vorhandenen ATHLET-Q/C-Ergebnisdateien (BE-Eintrittstemperatur, BE-Eintrittsmassenstrom und Druck am BE-Austritt).....	72
Abb. 4.39	Relative axiale Leistungsverteilung vor und nach der Transiente aus den vorhandenen ATHLET-Q/C Ergebnisdateien.....	72
Abb. 4.40	Axiale Kühlmitteltemperaturverteilung eines CTF-Unterkanals vor und nach der Transiente.....	73
Abb. 4.41	Axiale Massenstromverteilung eines CTF-Unterkanals vor und nach der Transiente.....	73
Abb. 4.42	Radiale Anordnung der heißen BEs und der LV-Detektoren im Kern des Analysesimulators KBR.....	74
Abb. 4.43	Radiale berechnete Peaking-Faktoren für alle BEs im Kernmodell.....	75
Abb. 4.44	Radiale Stabweise-Leistungsverteilung implementiert im CTF-Modell.....	76
Abb. 4.45	Lineare Leistungsverteilungen für einen Kern am Zyklusende (EOC).....	77
Abb. 4.46	Ergebnisse der Best-Estimate-Rechnung „Fehlöffnen eines FD-SiV bei Vollast“.....	79
Abb. 4.47	Verteilungsfunktionen des Kühlmittelmassenstroms, der Kühlmitteltemperatur am BE-Eintritt, des Kühlmitteldrucks am BE-Austritt und der integralen BE-Leistung vor dem Transientenbeginn, abgeleitet von den 200 gekoppelten Rechnungen mit ATHLET-Q/C.....	98
Abb. 4.48	Ablauf der Datenübertragung zwischen ATHLET-QC, CTF und SUSA.....	99
Abb. 4.49	Temperaturverteilung des Kühlmittels im RDB ca. 20s nach Transientenbeginn.....	100

Abb. 4.50	Position der Kernkanälen im ATHLET-Q/C-Modell, die vom kalten Pfropfen betroffen wurden (in blau).....	101
Abb. 4.51	KM-Temperatur am Eintritt von den BEs in Kernkanal PCM12_LVD und PCM52_LVD .....	101
Abb. 4.52	Berechnete Variation der BE-Eintrittstemperatur im Kernkanal PCM12_LVD .....	102
Abb. 4.53	Berechnete Variation des Kühlmittelmassenstroms am Eintritt des Kernkanals PCM12_LVD .....	102
Abb. 4.54	Berechnete Variation des Kühlmitteldrucks am Austritt des Kernkanals PCM12_LVD .....	103
Abb. 4.55	Berechnete Variation der integralen BE-Leistung im Kernkanal PCM12_LVD .....	103
Abb. 4.56	Ergebnisse des minimalen DNB-Verhältnisses (oben) und zweiseitige (95 % - 95 %) Toleranzgrenze (unten) berechnet mit der gekoppelten Methode ATHLET-Q/C .....	105
Abb. 4.57	Schematische Darstellung der Beziehungen zwischen DNBR-Werten des normalen und anomalen Betriebs aus /KTA 22/.....	106
Abb. 4.58	Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für das min. DNB-Verhältnis bei der zeitunabhängigen Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung aller 43 Parameter .....	107
Abb. 4.59	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 1-9).....	109
Abb. 4.60	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 10-18).....	110
Abb. 4.61	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 19-27).....	110
Abb. 4.62	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 28-35).....	111
Abb. 4.63	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 36-43).....	111
Abb. 4.64	Zeitabhängiger Verlauf des Bestimmtheitsmaßwerts $R^2$ für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ .....	112
Abb. 4.65	Ergebnisse des DNB-Verhältnisses (oben) und zweiseitige Toleranzgrenze (unten) berechnet mit dem Codesystem ATHLET-Q/C-CTF.....	113

Abb. 4.66	Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für das min. DNB-Verhältnis bei der zeitunabhängigen Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung aller 28 Parameter .....	115
Abb. 4.67	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 1-10).....	118
Abb. 4.68	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 11-19).....	118
Abb. 4.69	Zeitabhängige Sensitivitätsanalyse für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ (Parameter 20-28).....	119
Abb. 4.70	Zeitabhängiger Verlauf des Bestimmtheitsmaßwerts $R^2$ für die Variable „min. DNB-Verhältnis“ .....	119
Abb. 4.71	Schematische Darstellung der Schritte für die automatische Generierung des RDB-Moduls .....	122
Abb. 4.72	UML (unified modelling language)-Notation für eine generische Klasse .....	123
Abb. 4.73	UML-Notation für Unterklasse und ihre Superklasse .....	124
Abb. 4.74	Beispiel der Datenstruktur eines TFO unter CW OBJECT .....	126
Abb. 4.75	UML-Notation für Klasse Element, TFO, HCO, ROD, NEUObject.....	126
Abb. 4.76	UML-Notation für die Klassen „Component“, „CL“, „DC“, „LP“, „Core“, „UP“, „HL“ und „Dome“ .....	127
Abb. 4.77	UML-Notation für Klasse KWU_RDB .....	128
Abb. 4.78	Eine grafische Darstellung des RDB-Modells und seiner Komponenten.....	129
Abb. 4.79	Wesentliche geometrische Parameter für das einkanalige RDB-Modell.....	135
Abb. 4.80	Ausföhrungsroutine Teil 1 .....	138
Abb. 4.81	Ausföhrungsroutine Teil 2 .....	139
Abb. 4.82	Ausföhrungsroutine Teil 3 .....	140
Abb. 4.83	Ausföhrungsroutine Teil 4 .....	140
Abb. 4.84	Temperaturverteilung einer Testberechnung .....	141
Abb. 4.85	Qt-Designer UI .....	143

Abb. 4.86	GUI des RDB-Datensatzgenerators, Registerkarte "General Parameter" .....	144
Abb. 4.87	GUI des RDB-Datensatzgenerators, Registerkarte "FA specification" ....	145
Abb. 4.88	Nodalisierung des Primärkreislaufs mit einem Einzel-TFO für das obere Plenum (altes Modell) .....	150
Abb. 4.89	Nodalisierung des Primärkreislaufs mit detaillierter Modellierung des oberen Plenums .....	151
Abb. 4.90	Schematische Darstellung der Unterteilung des oberen Plenums in radialer Richtung .....	152
Abb. 4.91	Flussdiagramm der GCSM-Logik des Speisewassersystems (Auszug) .....	171
Abb. 4.92	Ausspeisekurven für den Speisewasserbehälter mit allen thermodynamischen Effekten und vereinfacht .....	171
Abb. 4.93	Ausspeisekurven für den druckaufgeladenen Speisewasserbehälter .....	172
Abb. 4.94	Querschnitt des Zylinderteils des Speisewasserbehälters .....	174
Abb. 4.95	Seitenansicht und Draufsicht auf eine Endkalotte des Speisewasserbehälters .....	175
Abb. 4.96	Füllvolumen in Abhängigkeit vom Füllstand im Speisewasserbehälter ...	175
Abb. 4.97	Schematische Darstellung des Speisewassersystems .....	177
Abb. 4.98	Temperaturen in den verschiedenen Bereichen einer einfachen SpW-Leitung im SBO-Szenario .....	178
Abb. 4.99	Cavity-Modellerweiterung um Spalt- und Sumpf-Cavity in 3612R01361 /GRS 16a/ .....	179
Abb. 4.100	Cavity-Modell der Reaktorgrube mit Körperpunktstrahlen für die „Konturverfolgung“ .....	181
Abb. 4.101	erodierte Cavity einer MELCOR-SBO-Simulation .....	182
Abb. 4.102	Schematische Darstellung der Leckposition .....	184
Abb. 4.103	Druck im Reaktorkühlkreislauf, Fall: SBLOCA .....	186
Abb. 4.104	Füllstand im RDB, Fall: SBLOCA .....	187
Abb. 4.105	Druck in den Dampferzeugern, Fall: SBLOCA .....	188
Abb. 4.106	Füllstände in den Dampferzeugern, Fall: SBLOCA .....	189

Abb. 4.107	Druck im Sicherheitsbehälter, Fall: SBLOCA .....	190
Abb. 4.108	Temperaturen im Sicherheitsbehälter (Stahlschale und flankierende Zonen der heißesten Stelle, repräsentative Zone), Fall: SBLOCA.....	191
Abb. 4.109	Wasserstoffbilanz (produzierte Menge, rekombinierte Menge, verbleibende Menge), Fall: SBLOCA .....	192
Abb. 4.110	Freisetzung in die Anlagenumgebung der Elemente, die die radiologisch relevanten Nuklide beinhalten, Fall: SBLOCA .....	193
Abb. 4.111	Druck im Reaktorkühlkreislauf, Fall: SBO .....	198
Abb. 4.112	Füllstand im RDB, Fall: SBO .....	199
Abb. 4.113	Druck in den Dampferzeugern, Fall: SBO .....	200
Abb. 4.114	Füllstände in den Dampferzeugern, Fall: SBO.....	201
Abb. 4.115	Druck im Sicherheitsbehälter, Fall: SBO .....	203
Abb. 4.116	Temperaturen im Sicherheitsbehälter (Stahlschale und flankierende Zonen der heißesten Stelle, repräsentative Zone), Fall: SBO.....	204
Abb. 4.117	Wasserstoffbilanz (produzierte Menge, rekombinierte Menge, verbleibende Menge), Fall: SBO .....	205
Abb. 4.118	Freisetzung in die Anlagenumgebung der Elemente, die die radiologisch relevanten Nuklide beinhalten, Fall: SBO .....	206
Abb. 4.119	Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse von 99 KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	214
Abb. 4.120	Kumulierte freigesetzte CsHO-Massen der für die statistische Auswertung ausgewählten 61 KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	214
Abb. 4.121	Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der freigesetzten CsHO-Masse der 61 KMV-Variationsrechnungen (Freisetzung des KMV-Basisfalls als Vergleich dargestellt).....	215
Abb. 4.122	Untere und obere Toleranzgrenze für die freigesetzte CsHO-Masse der 61 KMV-Variationsrechnungen (Freisetzung des KMV-Basisfalls als Vergleich dargestellt).....	216
Abb. 4.123	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 10 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	218

Abb. 4.124	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 11 bis 20 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	219
Abb. 4.125	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 21 bis 30 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	219
Abb. 4.126	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 31 bis 38 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	220
Abb. 4.127	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 39 bis 46 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	220
Abb. 4.128	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 47 bis 54 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	221
Abb. 4.129	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 55 bis 61 der KMV-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	221
Abb. 4.130	CsHO-Masse in der Gasphase der Zone R72D der 99 KMV-Variationsrechnungen aus COCOSYS .....	222
Abb. 4.131	CsHO-Masse der Gasphase in der Zone R72D aus COCOSYS für die statistische Auswertung ausgewählten 59 KMV-Variationsrechnungen .....	223
Abb. 4.132	Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 59 KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS (KMV-Basisfall als Vergleich dargestellt) .....	224
Abb. 4.133	Untere und obere Toleranzgrenze für die CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 59 KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS (Freisetzung des KMV-Basisfall als Vergleich dargestellt)...	225
Abb. 4.134	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 9 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	226
Abb. 4.135	Zeitabhängiger Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 10 bis 17 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	227

Abb. 4.136	Zeitabhängiger Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 18 bis 25 der KMV-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	227
Abb. 4.137	Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse aller 100 SBO-Variationsrechnungen aus ATHLET-CD .....	228
Abb. 4.138	Kumulierte freigesetzte CsHO-Masse der für die statistische Auswertung ausgewählten 73 SBO-Variationsrechnungen aus ATHLET-CD .....	229
Abb. 4.139	Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der freigesetzten CsHO-Masse der 73 SBO-Variationsrechnungen (Freisetzung des SBO-Basisfalls als Vergleich dargestellt).....	230
Abb. 4.140	Untere und obere Toleranzgrenze für die freigesetzte CsHO-Masse der 73 SBO-Variationsrechnungen (Freisetzung des SBO-Basisfalls als Vergleich dargestellt).....	230
Abb. 4.141	Skalarer Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 8 zum Zeitpunkt 150.000 s der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	233
Abb. 4.142	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 9 bis 16 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	233
Abb. 4.143	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 17 bis 24 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	234
Abb. 4.144	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 25 bis 32 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	234
Abb. 4.145	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 33 bis 40 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	235
Abb. 4.146	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 41 bis 48 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	235
Abb. 4.147	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 49 bis 56 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	236

Abb. 4.148	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 57 bis 64 der SBO-Variationsrechnungen mit ATHLET-CD .....	236
Abb. 4.149	CsHO-Masse in der Gasphase der Zone R72D aus COCOSYS der 100 SBO-Variationsrechnungen .....	237
Abb. 4.150	CsHO-Masse der Gasphase in der Zone R72D aus COCOSYS für die statistische Auswertung ausgewählten 73 SBO-Variationsrechnungen .....	238
Abb. 4.151	Minimum, Maximum, Median und Mittelwert der CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 73 SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS (SBO-Basisfall als Vergleich dargestellt).....	238
Abb. 4.152	Untere und obere Toleranzgrenze für die CsHO-Masse der Gasphase in Zone R72D der 73 SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS (Freisetzung des SBO-Basisfall als Vergleich dargestellt) ...	239
Abb. 4.153	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 1 bis 9 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	240
Abb. 4.154	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 10 bis 18 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	241
Abb. 4.155	Zeitabhängige Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman der variierten Parameter 18 bis 25 der SBO-Variationsrechnungen mit COCOSYS .....	241
Abb. 4.156	Kurzcharakterisierung des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel) .....	251
Abb. 4.157	Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel) .....	252
Abb. 4.158	Wasserstoffbilanz des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel).....	252
Abb. 4.159	freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel) .....	253
Abb. 4.160	Freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des MELCOR-Rechenfalles „SBO“ (Beispiel) .....	254

## Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 1 des Streckbetriebs .....	23
Tab. 4.2	Wesentliche Einstellwerte für die Phase 2.1 des Streckbetriebs für DWR .....	24
Tab. 4.3	Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 2.1 des Streckbetriebs .....	25
Tab. 4.4	Wesentliche Einstellwerte für die Phase 2.2 des Streckbetriebs für DWR .....	28
Tab. 4.5	Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 2.2 des Streckbetriebs .....	29
Tab. 4.6	Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im DWR-Analysesimulator für die Phase 3 des Streckbetriebs .....	33
Tab. 4.7	Auflistung der zu verstellenden Signalwerte im SWR-Analysesimulator für die Simulation des Streckbetriebs .....	36
Tab. 4.8	Vergleich der approx. berechneten Werte der wesentlichen Anlagenparameter am Ende jeder Streckbetriebsphase mit den Werten aus /BHB 12/ .....	47
Tab. 4.9	Anfangsbedingungen für den Referenzfall .....	52
Tab. 4.10	Anfangsbedingungen für den Testfall in Streckbetrieb .....	56
Tab. 4.11	Vergleich des Zeitverlaufs von Simulation in Streckbetrieb (ausgehend von Phase 2.1) bzw. in Volllastbetrieb (EOC) .....	58
Tab. 4.12	Anfangsbedingungen für den Referenzfall .....	61
Tab. 4.13	Ereignisablauf der Referenzrechnung „TUSA ohne FDU“ .....	62
Tab. 4.14	Anfangsbedingungen für den Testfall .....	63
Tab. 4.15	Zeitliche Auflistung der Ereignisse beim Fehlöffnen eines DE-SiV bei Volllast .....	78
Tab. 4.16	Liste der unsicheren Parameter für das ATHLET-Modell mit Dokumentationshinweisen .....	81
Tab. 4.17	Parameterliste für das ATHLET-Modell mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter .....	88

Tab. 4.18	Liste der zu variierenden CTF-spezifischen Modellparameter und Randbedingungen .....	92
Tab. 4.19	Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter .....	95
Tab. 4.20	Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse .....	107
Tab. 4.21	Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse .....	114
Tab. 4.22	Auflistung der Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman für die statistisch relevantesten Parameter anhand der zeitunabhängigen Analyse .....	116
Tab. 4.23	Name und Beschreibung der RDB-Komponente .....	128
Tab. 4.24	Beschreibung der Struktur des KWU-RDB-Modells .....	131
Tab. 4.25	Parameterliste für die Beschreibung des einkanaligen RDB-Modells ....	132
Tab. 4.26	Informationsquelle für die Auswahl der Parameter .....	136
Tab. 4.27	Liste der Benutzereingabeparameter .....	138
Tab. 4.28	Wesentliche Anlageparameter aus der Testberechnungen .....	141
Tab. 4.29	Vergleich der beiden COCOSYS-Eingabedatensätze und der entsprechenden Schnittstelle zu ATHLET/ATHLET-CD .....	155
Tab. 4.30	Parameter, die im Rechenkettenteil COCOSYS variiert werden mit Variationsbreite und Form .....	166
Tab. 4.31	Finale Simulationszeiten der KMV-Variationsrechnungen .....	210
Tab. 4.32	Finale Simulationszeiten der SBO-Variationsrechnungen .....	211

## Abkürzungsverzeichnis

AC <sup>2</sup>	Code-Packet der GRS (ATHLET/ATHLET-CD/COCOSYS)
ATHLET	Analyse der <b>T</b> hermohydraulik von <b>L</b> eckagen und <b>T</b> ransient
AFP	<b>A</b> erosol and <b>F</b> ission <b>P</b> roduct (Modul in COCOSYS)
AIM	<b>A</b> dvanced iodine <b>m</b> odule (Module in COCOSYS zur Abb. der Iodchemie)
BEPU	<b>B</b> est <b>e</b> stimate <b>p</b> lus <b>u</b> ncertainties
BMUV	<b>B</b> undes <b>m</b> inisterium für <b>U</b> mwelt, <b>N</b> aturschutz, <b>n</b> ukleare <b>S</b> icherheit und <b>V</b> erbraucherschutz
BS	<b>B</b> rennstab oder <b>B</b> rennstoff
BELB	<b>B</b> rennelementlager <b>b</b> ecken
BHB	<b>B</b> etriebs <b>h</b> and <b>b</b> uch
CD	<b>C</b> ore <b>D</b> egradation
CTF	PSU RDFMG version of COBRA-TF
CCI	<b>C</b> ore <b>C</b> oncrete <b>I</b> nteraction (entspricht MCCI)
CHF	<b>C</b> ritical <b>H</b> eat <b>F</b> lux (dt. Kritische Wärmeströmdichte)
COBRA-TF	<b>C</b> oolant- <b>B</b> oiling in <b>R</b> od <b>A</b> rrays— <b>T</b> wo <b>F</b> luids
CR	<b>C</b> ontrol rod (Steuerstab)
COCOSYS	<b>C</b> ontainment <b>C</b> ode <b>S</b> ystem (Unfallphänomenologie im SHB)
CW	<b>C</b> ontrol <b>w</b> ord
D1/2	Notstromerzeugeranlagen
DE	<b>D</b> ampferzeuger
DFU	<b>D</b> ruckführende <b>U</b> mschließung
DH	<b>D</b> ruck <b>h</b> alter
DNB	<b>D</b> eparture from <b>n</b> ucleate <b>b</b> oiling
DR	<b>D</b> eckelraum
DSA	<b>D</b> eterministische <b>S</b> icherheits <b>a</b> nalyse
DWR	<b>D</b> ruck <b>w</b> asserreaktor
FANP	<b>F</b> ramatome <b>A</b> dvanced <b>N</b> uclear <b>P</b> ower
FD	<b>F</b> risch <b>d</b> ampf
FDD	<b>F</b> risch <b>d</b> ampf <b>d</b> ruck
FDU	<b>F</b> risch <b>d</b> ampf- <b>U</b> mleitstation
FIPREM	<b>F</b> ission <b>P</b> roduct <b>R</b> elease <b>M</b> odule (Modul zur Spaltproduktfreisetzung)
GCSM	<b>G</b> eneral <b>C</b> ontrol <b>S</b> imulation <b>M</b> odule (Kontrollfunktions-Modul in ATHLET)
GVA	<b>G</b> emeinsam <b>v</b> erursachter <b>A</b> usfall
HD	<b>H</b> och <b>d</b> ruck
HKML	<b>H</b> aupt <b>k</b> ühl <b>m</b> ittelleitung
HKMP	<b>H</b> aupt <b>k</b> ühl <b>m</b> ittelpumpe
HMN	<b>H</b> andbuch <b>m</b> itigativer <b>N</b> otfallmaßnahmen

IRSN	Institut de <b>R</b> adioprotection et de <b>S</b> ûreté <b>N</b> ucléaire
JDH	Zusatzboriersystem
JNA	Nachkühlsystem
JND	HD-Sicherheits-Einspeisesystem
JNG	Druckspeicher-Einspeisesystem
KBA	Volumenregelsystem
KDE	<b>K</b> ernel <b>D</b> ensity <b>E</b> stimation (dt. Kerndichteschätzung)
KMD	<b>K</b> ühl <b>m</b> ittel <b>d</b> ruck
KMT	<b>K</b> ühl <b>m</b> ittel <b>t</b> emperatur
KMT <sub>AUS</sub>	<b>K</b> ühl <b>m</b> ittel <b>t</b> emperatur am Reaktora <b>u</b> s <b>t</b> r <b>i</b> t
KMV	<b>K</b> ühl <b>m</b> ittel <b>v</b> erlust (Szenariengruppe neben der SBO-Gruppe)
KUP	<b>K</b> ühl <b>m</b> ittel- <b>U</b> mwälz <b>p</b> umpe
KWU	<b>K</b> raft <b>w</b> erk <b>U</b> nion AG
KW	<b>K</b> ey <b>w</b> ords
LOCA	<b>L</b> oss of <b>c</b> oolant <b>a</b> ccident, Kühlmittelverluststörfall
LP	<b>L</b> ow <b>p</b> ressure, Niederdruckszenario
LUT	<b>L</b> ook- <b>U</b> p <b>T</b> ables
MADTEB	<b>M</b> assen- <b>D</b> ichte- <b>T</b> emperaturgradienten <b>b</b> egrenzung
MCCI	<b>M</b> olten <b>C</b> orium <b>C</b> oncrete <b>I</b> nteraction (Schmelze-Beton-Wechselwirkung)
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases (kein offizielles Akronym)
NEA	<b>N</b> uclear <b>E</b> nergy <b>A</b> gency
NLB	<b>N</b> icht <b>l</b> eistungsbetrieb
NWA	<b>N</b> ach <b>w</b> ärme <b>a</b> bfuhr
NZL	<b>N</b> ach <b>z</b> erfallsleistung
OECD	<b>O</b> rganisation for <b>E</b> conomic <b>C</b> ooperation and <b>D</b> evelopment
OOP	<b>O</b> bjektorientierte <b>P</b> rogrammierung
OP	<b>O</b> beres <b>P</b> lenum
PDE	<b>P</b> rimärseitige <b>D</b> ruckentlastung
PKL	<b>P</b> rimär <b>k</b> reislauf
PW	<b>P</b> seudo- <b>K</b> ey <b>w</b> ords
RB	<b>R</b> and <b>b</b> edingungen
RDB	<b>R</b> eaktordruck <b>b</b> ehälter
RESA	<b>R</b> eaktorschnellabschaltung
RKL	<b>R</b> eaktorkühl <b>k</b> reislauf
RSB	<b>R</b> eaktorsicherheits <b>b</b> ehälter (entspricht SHB)
SAFT	<b>S</b> imulation of <b>A</b> erosol and <b>F</b> ission Product <b>T</b> ransport

SBLOCA	<b>S</b> mall <b>b</b> reak LOCA, Kühlmittelverluststörfall, kleines Leck
SBO	<b>S</b> tation <b>b</b> lack <b>o</b> ut, Szenario ohne externe Stromversorgung oder Notstromerzeugeranlage
SDE	<b>S</b> ekundärseitige <b>D</b> ruckentlastung und <b>B</b> espeisung
SHB	<b>S</b> icher <b>h</b> eits <b>b</b> ehälter (= RSB)
SIC	<b>S</b> ilver <b>I</b> ndium <b>C</b> admium (Argentum [Silber], Indium, Cadmium)
SIV	<b>S</b> icherheits <b>v</b> entil
SNL	<b>S</b> andia <b>N</b> ational <b>L</b> aboratories
SpW	Speisewasser (-System)
SUSA	Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis
SVN	Apache subversion
SWR	<b>S</b> iedewasserreaktor
TFO	<b>T</b> hermo- <b>F</b> luid- <b>O</b> bjekt
TSO	<b>T</b> echnical <b>S</b> afety <b>O</b> rganisation (Organisation zur Bewertung nuklearer Sicherheit)
TUSA	<b>T</b> urbinenschnellabschaltung
UML	<b>U</b> nified <b>m</b> odelling language
USP	<b>U</b> pper <b>S</b> upport <b>P</b> late
VAL	<b>V</b> olumenausgleichsleitung ( <i>surge line</i> )
VVER	vodo-vodjanoj énergetičeskij reaktor (sowjetischer DWR)
WGAMA	<b>W</b> orking <b>g</b> roup on <b>a</b> nalysis and <b>m</b> anagement of <b>a</b> ccidents



# A Anhang

## A.1 Aufarbeitung der in der GRS für DWR und SWR vorliegenden Unfallanalysen und Ableitung charakteristischer Merkmale der Sequenzen zwecks Bereitstellung für das GRS-Notfallzentrum (AP 2.3)

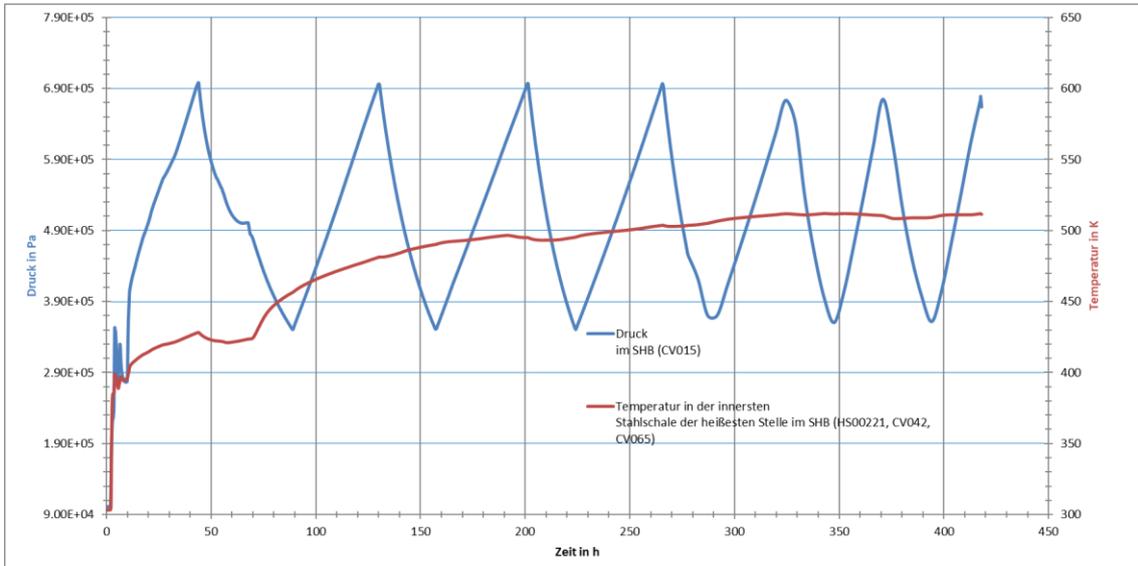
Im Folgenden sind die wesentlichen Ergebnisse der Simulationen als Ereignistabellen und Diagramme der wesentlichen physikalischen Größen gegeben.

### A.1.1 Fall „MELCOR-DWR-SBO“

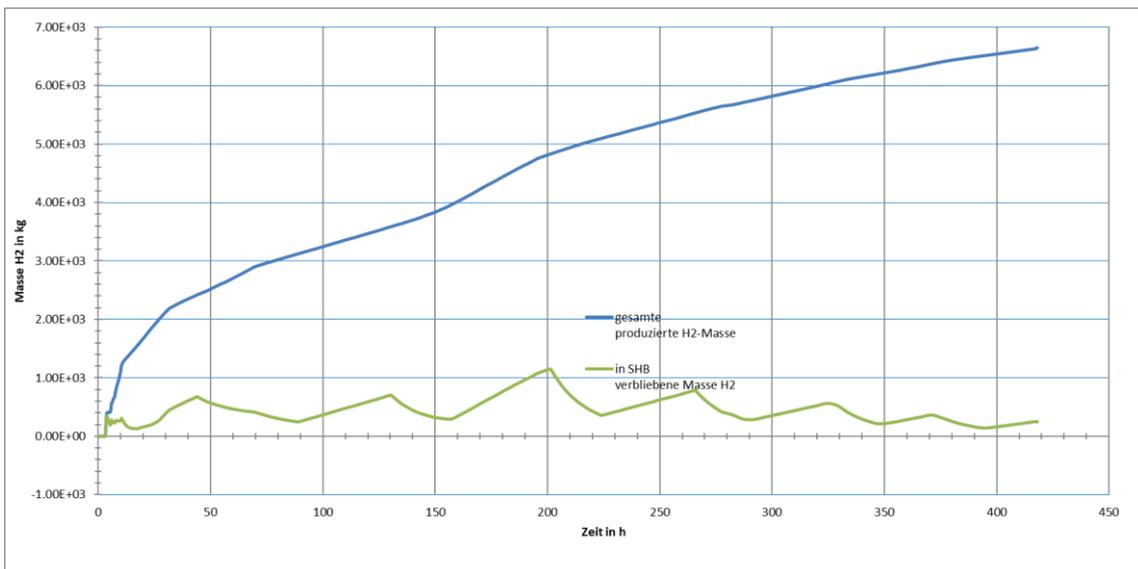
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 4718R01313 /GRS 21/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	volllast	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	vollständig gefüllt			
RDB-Deckel:	aufgesetzt, angezogen	Reaktor unterkritisch	0:00:00	0.000000E+00
Nachkühlung:	keine	Ausfall aller nicht batteriegestützten Systeme	0:00:00	0.000000E+00
einleitendes Ereignis		Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	2:03:48	7.428800E+03
		Beginn der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	2:37:45	9.465410E+03
		Ende der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	3:42:05	1.332550E+04
	Station Blackout, keine Notfallmaßnahmen vorgesehen	Dauer der ersten Freilegung	1:04:20	3.860090E+03
	außer gefilterte Druckentlastung	Beginn der zweiten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	4:04:39	1.467990E+04
		Ende der zweiten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung	6:20:20	2.282020E+04
		Dauer der zweiten Freilegung	2:15:40	8.140300E+03
verfügbare Systeme:	lediglich Ventile können für einige Stunden verfahren werden	Beginn der Wasserstoffproduktion	3:00:14	1.081490E+04
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	3:03:09	1.098910E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	3:14:14	1.165430E+04
		Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	6:20:03	2.280350E+04
SHB	geschlossen	Austrocknen unteres Plenum	6:31:39	2.350000E+04
		RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	7:15:49	2.614980E+04
		erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (radial)	9:58:36	3.591640E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	24:35:04	8.850470E+04
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	43:56:56	1.582170E+05
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	88:48:59	3.197390E+05
		kumulierte Dauer der gefilterten Druckentlastungen	161:20:30	5.808300E+05
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	1:57:57	7.077380E+03
		Ende der Rechnung	418:03:19	1.505000E+06

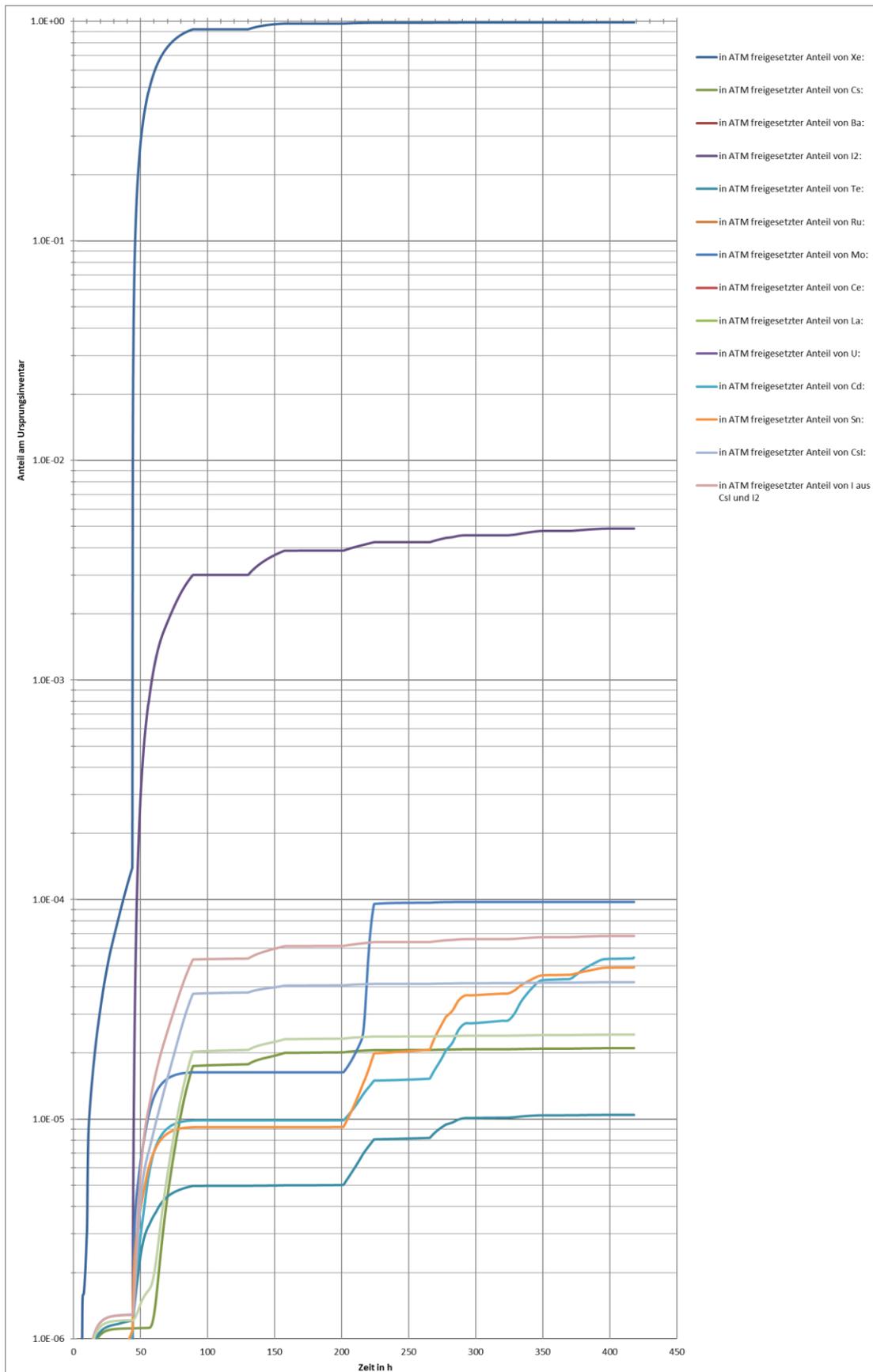
Abb. A.1 Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



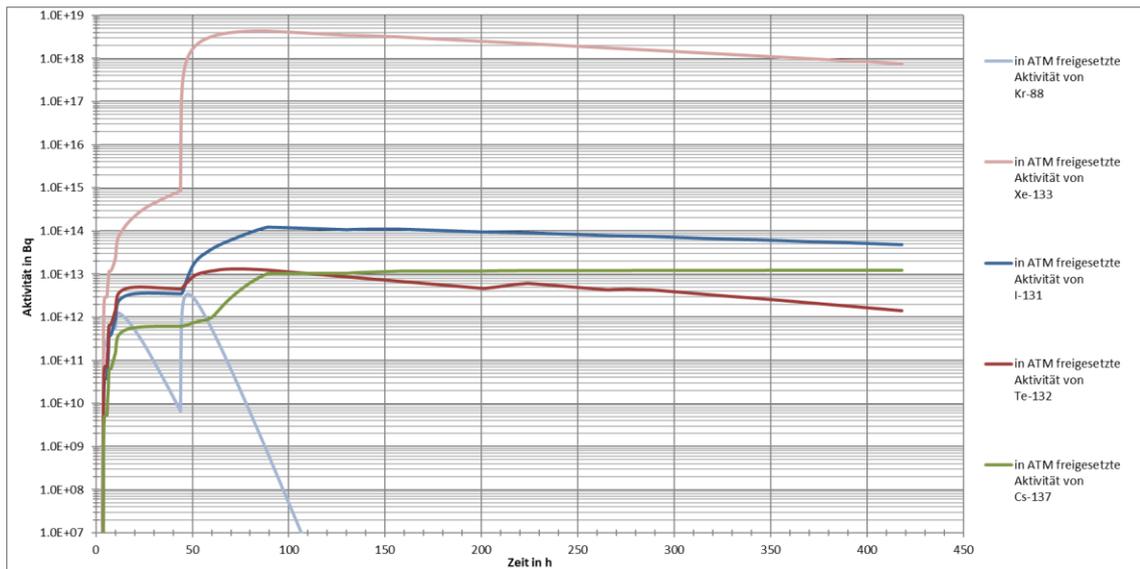
**Abb. A.2** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



**Abb. A.3** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



**Abb. A.4** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



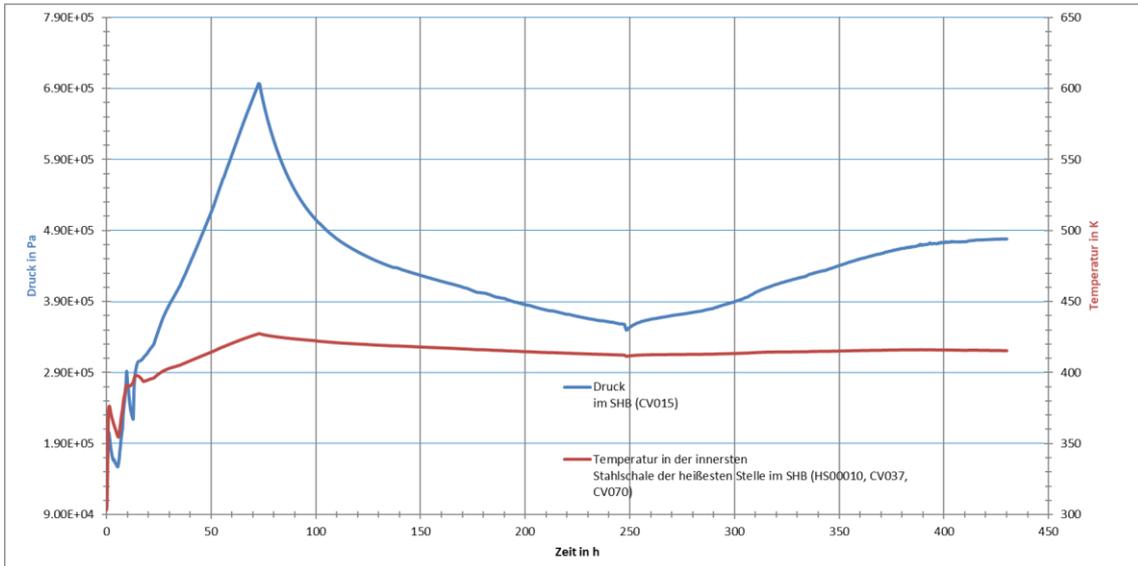
**Abb. A.5** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“

### A.1.2 Fall „MELCOR-DWR-KKMV“

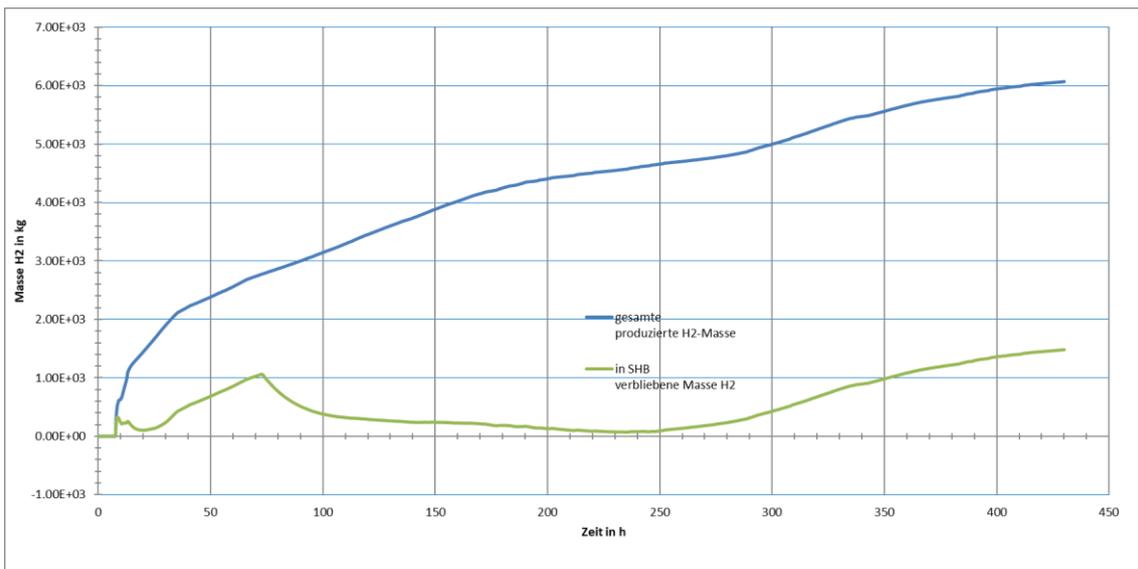
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 4718R01313 /GRS 21/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	Volllast	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	vollständig gefüllt	Reaktor unterkritisch	0:00:00	0.000000E+00
RDB-Deckel:	aufgesetzt, angezogen	Leck an HKML tritt in Erscheinung	0:00:00	0.000000E+00
Nachkühlung:	keine	Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:09:59	5.993690E+02
einleitendes Ereignis		Beginn der Noteinspeisung	0:01:50	1.101894E+02
		Ende der Noteinspeisung	3:12:30	1.155002E+04
	kleines Leck an HKML, nach Einspeisung der Flutbecken	Dauer der Einspeisung	3:10:39	1.143983E+04
	Ausfall der Sumpfschaltung	Beginn der Kernfreilegung	6:56:27	2.498790E+04
		Ende der Kernfreilegung	20:28:37	7.371760E+04
		Dauer der Freilegung	13:32:09	4.872970E+04
		Beginn der Wasserstoffproduktion	7:25:19	2.671910E+04
verfügbare Systeme:	alle (DE-Bespeisung)	Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 4)	7:28:17	2.689710E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	7:39:05	2.754520E+04
		Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	9:11:23	3.308330E+04
		Austrocknen unteres Plenum	9:37:50	3.467006E+04
SHB	geschlossen	RDB-Versagen, Beginn Schmelzeustrag in Reaktorgrube	10:13:29	3.680970E+04
		erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (radial)	12:46:42	4.600300E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	55:40:42	2.004430E+05
		Beginn der einzigen gefilterten Druckentlastung	72:46:34	2.619950E+05
		Ende der einzigen gefilterten Druckentlastung	247:53:20	8.924010E+05
		kumulierte Dauer der gefilterten Druckentlastungen	175:06:46	6.304060E+05
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	-	-
		Ende der Rechnung	430:03:00	1.548180E+06

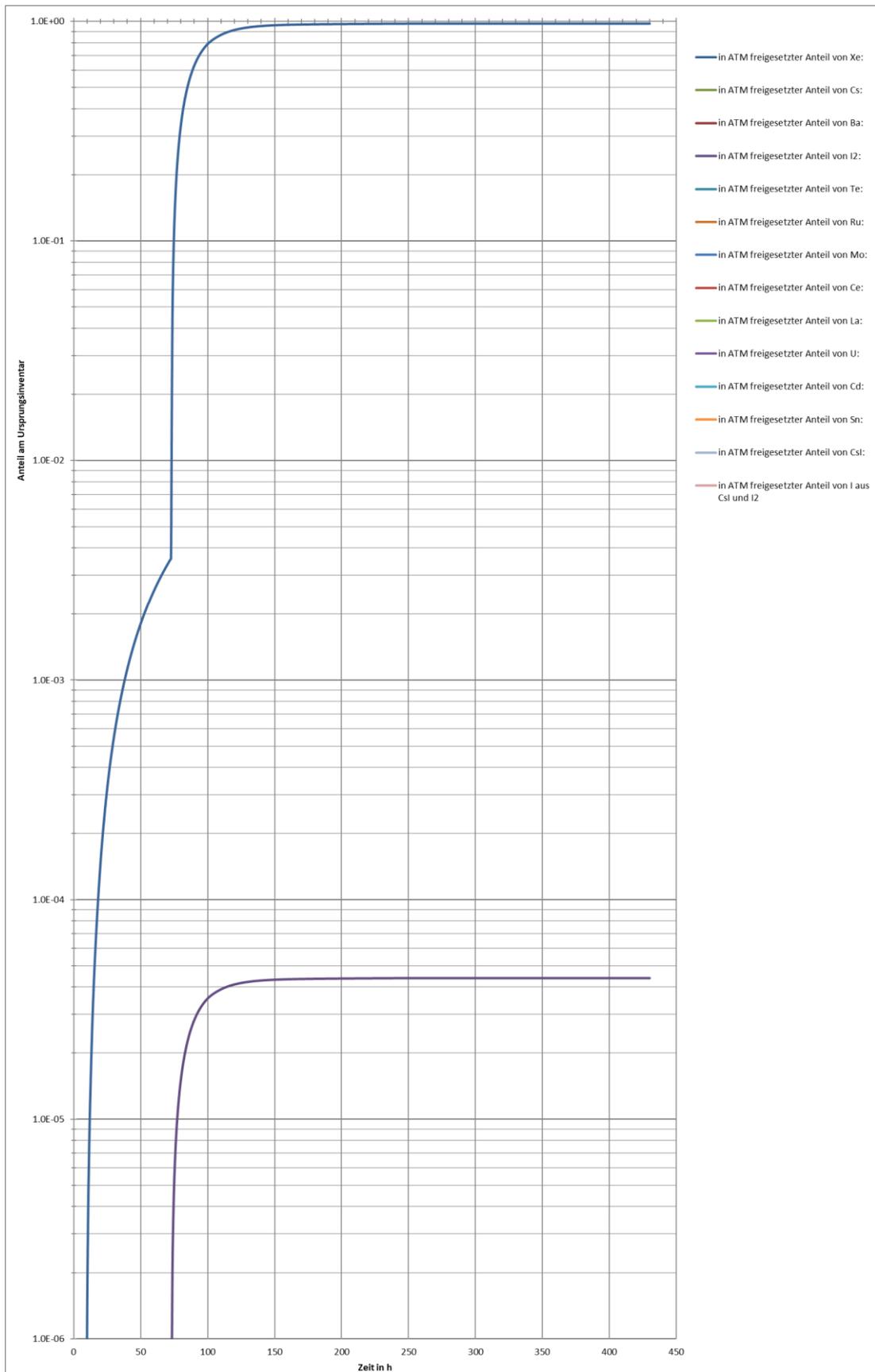
**Abb. A.6** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-KKMV“



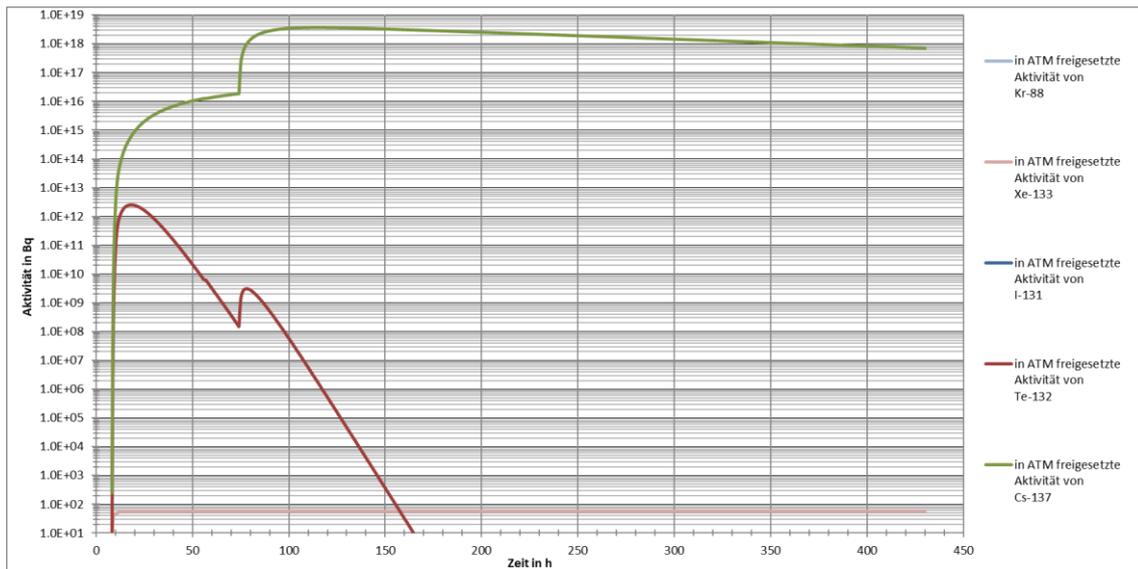
**Abb. A.7** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR- KKMV“



**Abb. A.8** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR- KKMV“



**Abb. A.9** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-KKMV“



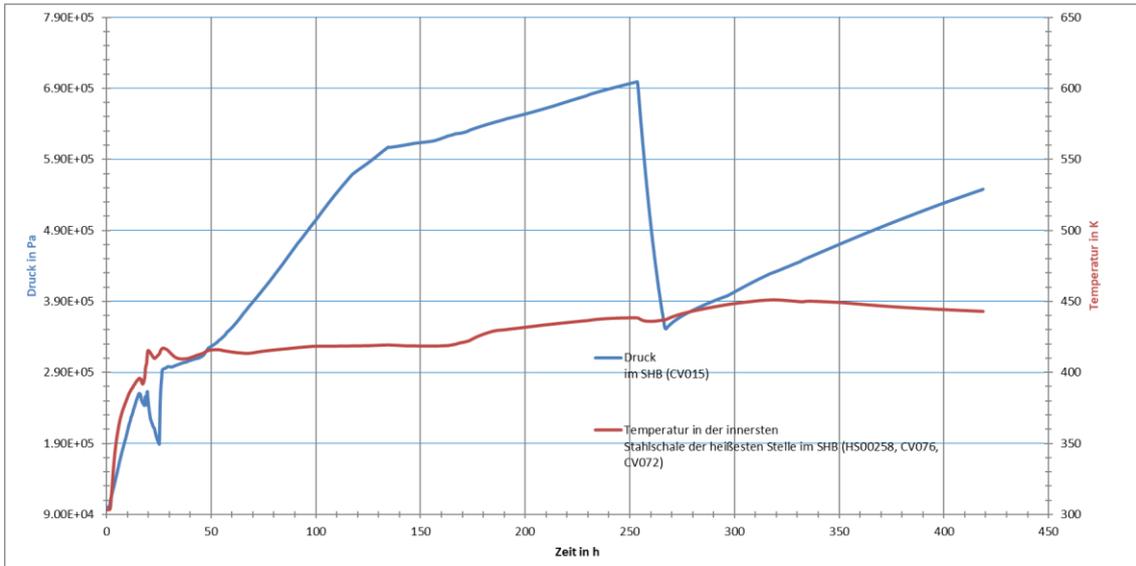
**Abb. A.10** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR- KKMV“

### A.1.3 Fall „MELCOR-DWR-NLB-B“

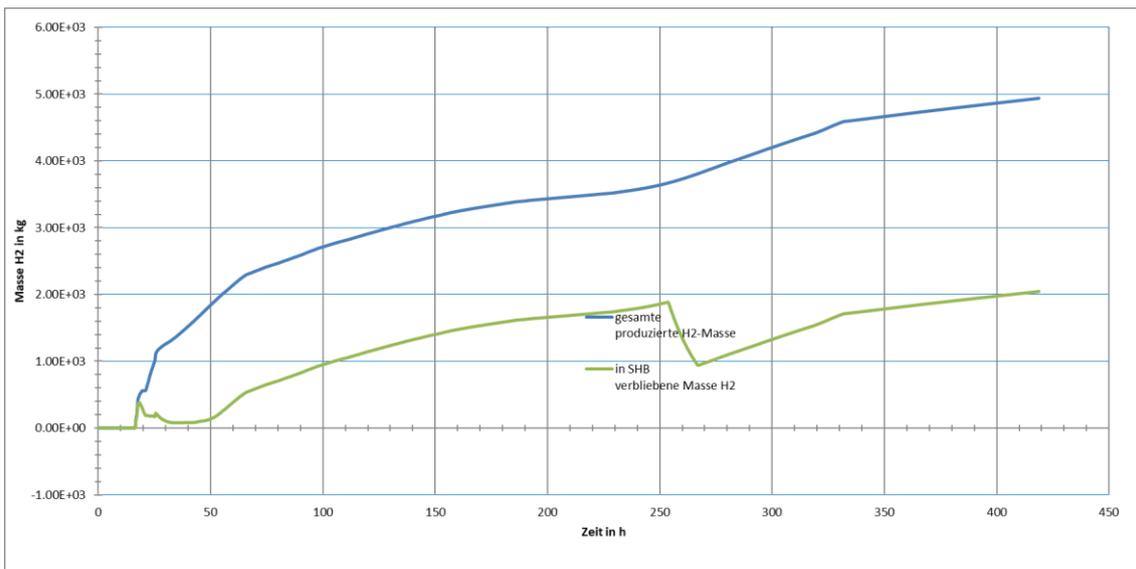
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 3617S62560 /GRS 20b/.

Randbedingungen:		Phänomene	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	c	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	Mitte-Loop	Reaktor unterkritisch	-40:00:00	-1.440000E+05
RDB-Deckel:	entfernt	Ausfall Nachkühlung	-40:00:00	-1.440000E+05
Nachkühlung:	2 Stränge (JNA10 und JNA30), JNA40 in Revision	Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:35:09	2.109290E+03
einleitendes Ereignis		Beginn der Kernfreilegung bei	15:06:23	5.438340E+04
		Ende der Kernfreilegung bei	19:10:18	6.901800E+04
		Freilegungsdauer	4:03:54	1.463460E+04
	GVA der Nachkühlpumpen und Beckenkühlpumpe (FAK10), es werden keine Notfallmaßnahmen außer die gefilterte Druckentlastung angenommen	Beginn der Wasserstoffproduktion	16:09:42	5.818290E+04
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	16:13:28	5.840830E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	16:25:46	5.914630E+04
		Versagen der unteren Kernigitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	19:10:07	6.900750E+04
verfügbare Systeme:	6v8 Druckspeicher (speisen ein)	Austrocknen unteres Plenum	19:58:20	7.190009E+04
		RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	21:01:37	7.569780E+04
SHB	geschlossen (GBA wird angenommen)	erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (radial)	25:13:58	9.083870E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	96:23:06	3.469860E+05
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung	253:33:50	9.128300E+05
		Ende der gefilterten Druckentlastung	266:42:38	9.601580E+05
		Dauer der ersten gefilterten Druckentlastung	13:08:47	4.732800E+04
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	-	-
		Ende der Rechnung	418:46:50	1.507610E+06

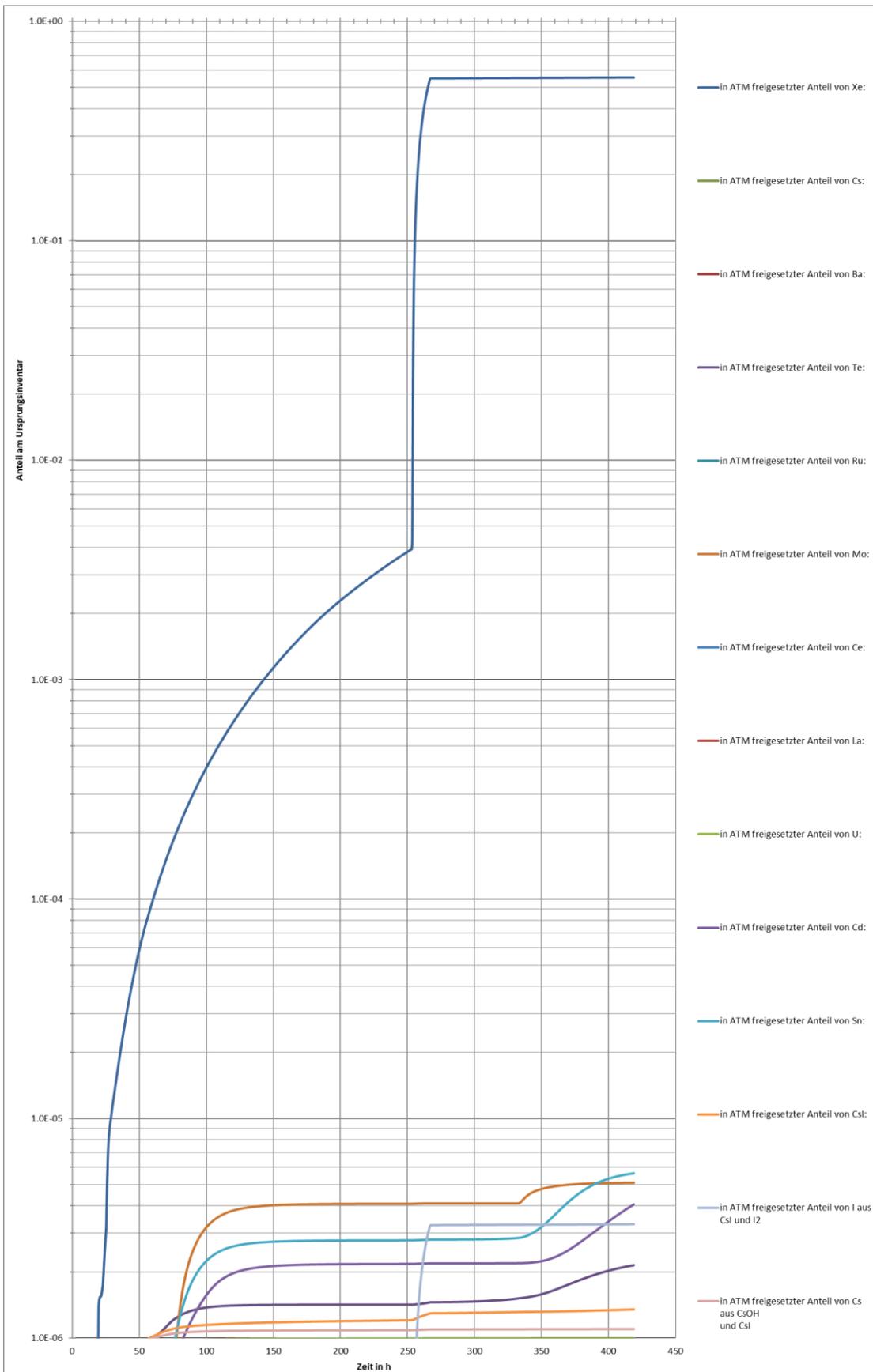
**Abb. A.11** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-B“



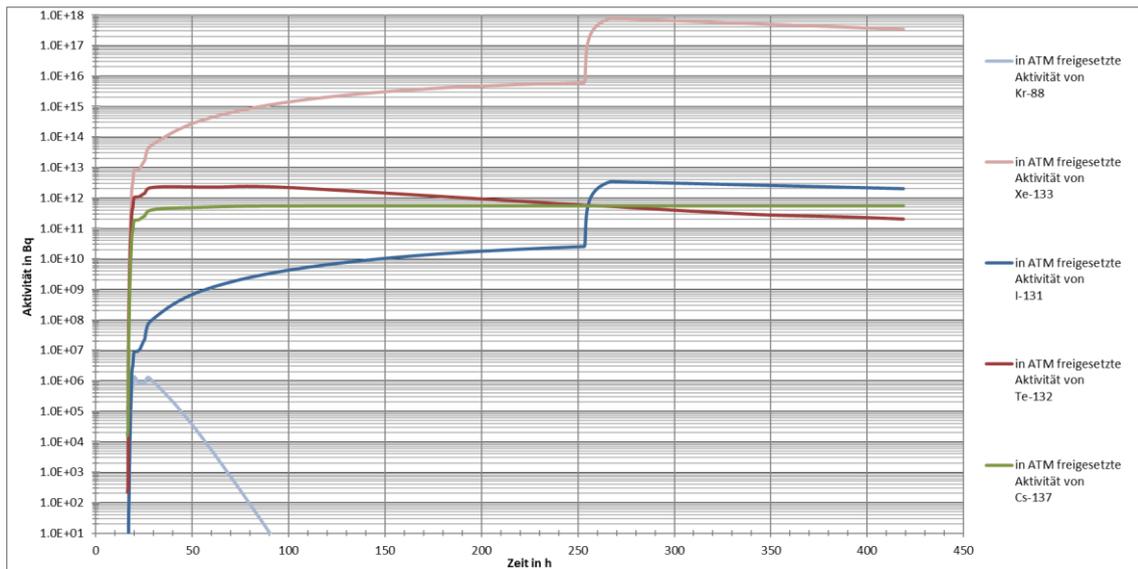
**Abb. A.12** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-B“



**Abb. A.13** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-B“



**Abb. A.14** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-B“



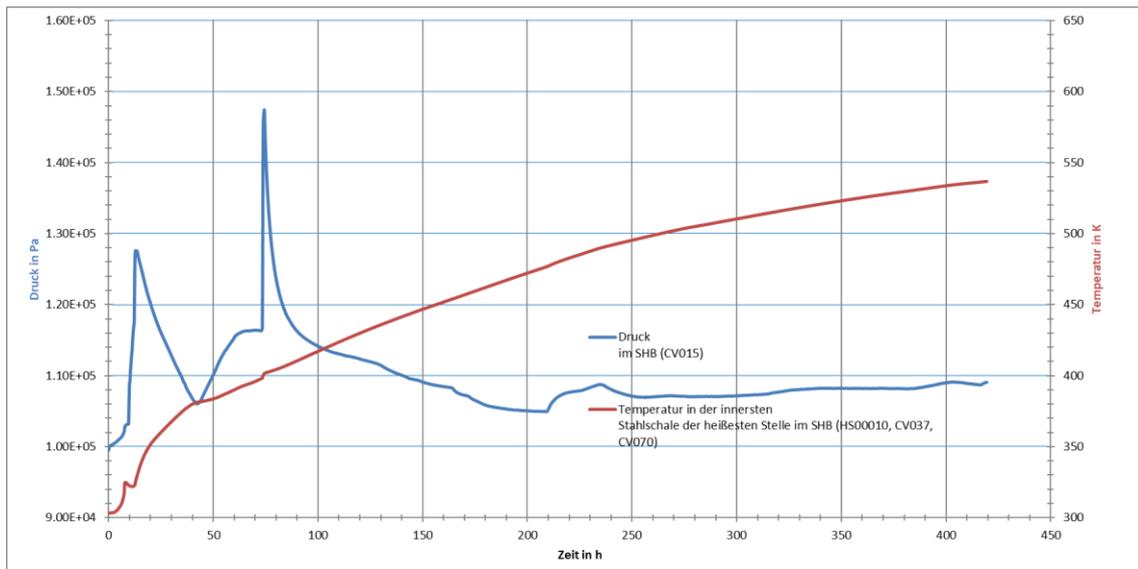
**Abb. A.15** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-B“

#### A.1.4 Fall „MELCOR-DWR-NLB-E“

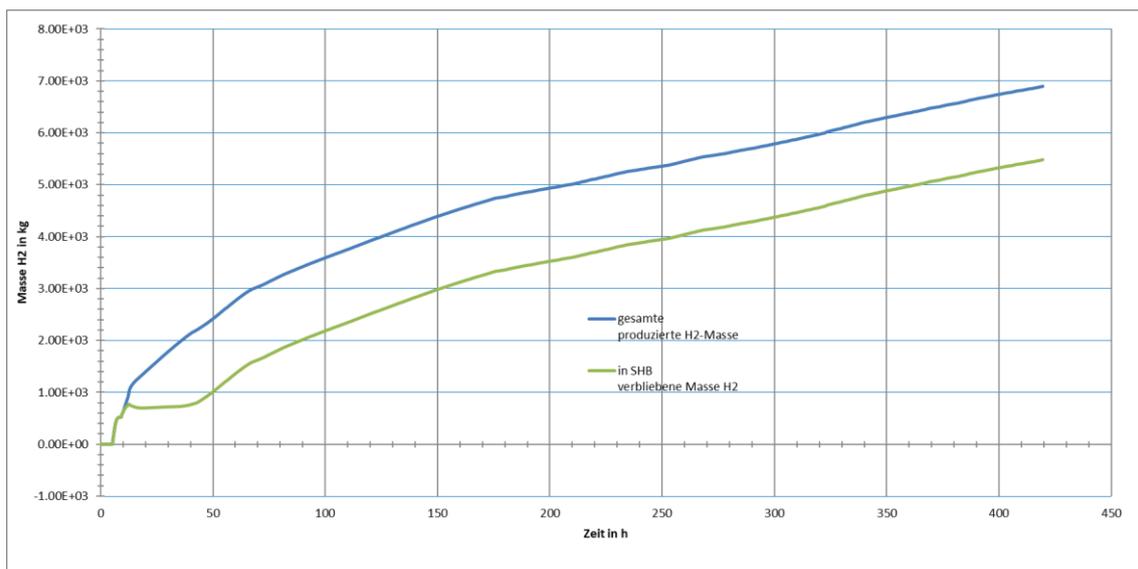
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 3617S62560 /GRS 20b/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	1B2	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	Mitte-Loop	Reaktor unterkritisch	-40:00:00	-8.280000E+04
RDB-Deckel:	geschlossen	Entstehung des 25cm <sup>2</sup> -Lecks,	-23:00:00	-8.280000E+04
Nachkühlung:	2 Stränge (JNA10 und JNA30), JNA40 in Revision	Ausfall aller Not- und Nachkühlsysteme (vereinfacht), Einspeisung der Druckspeicher		
einleitendes Ereignis		Erreichen der Siedetemperatur im RDB (Kernvolumen)	0:56:50	3.410500E+03
		Beginn der Kernfreilegung bei	3:50:27	1.382780E+04
		Ende der Kernfreilegung bei	6:16:26	2.258630E+04
		Freilegungsdauer	2:25:58	8.758500E+03
		Beginn der Wasserstoffproduktion	5:03:03	1.818370E+04
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 2)	5:06:33	1.839390E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung)	5:18:44	1.912420E+04
		Versagen der unteren Kernigitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	7:38:36	2.751660E+04
verfügbare Systeme:	1 DE bespeisbar, gefüllt	Auströcknen unteres Plenum	8:34:10	3.085005E+04
	6x8 Druckspeicher (speisen ein)	RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	9:36:44	3.460430E+04
	3x4 Flutbecken verfügbar, 1 Strang in Flutbereitschaft, Flut	erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (radial)	12:18:09	4.428990E+04
SHB	geschlossen (durch Leck umgangen)	<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	101:18:05	3.646860E+05
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter	73:23:47	2.642280E+05
		Zeitpunkt des Maximaldruckes im Sicherheitsbehälter (0,1505969 MPa)	73:46:40	2.656004E+05
		Ende der Rechnung	419:26:40	1.510000E+06

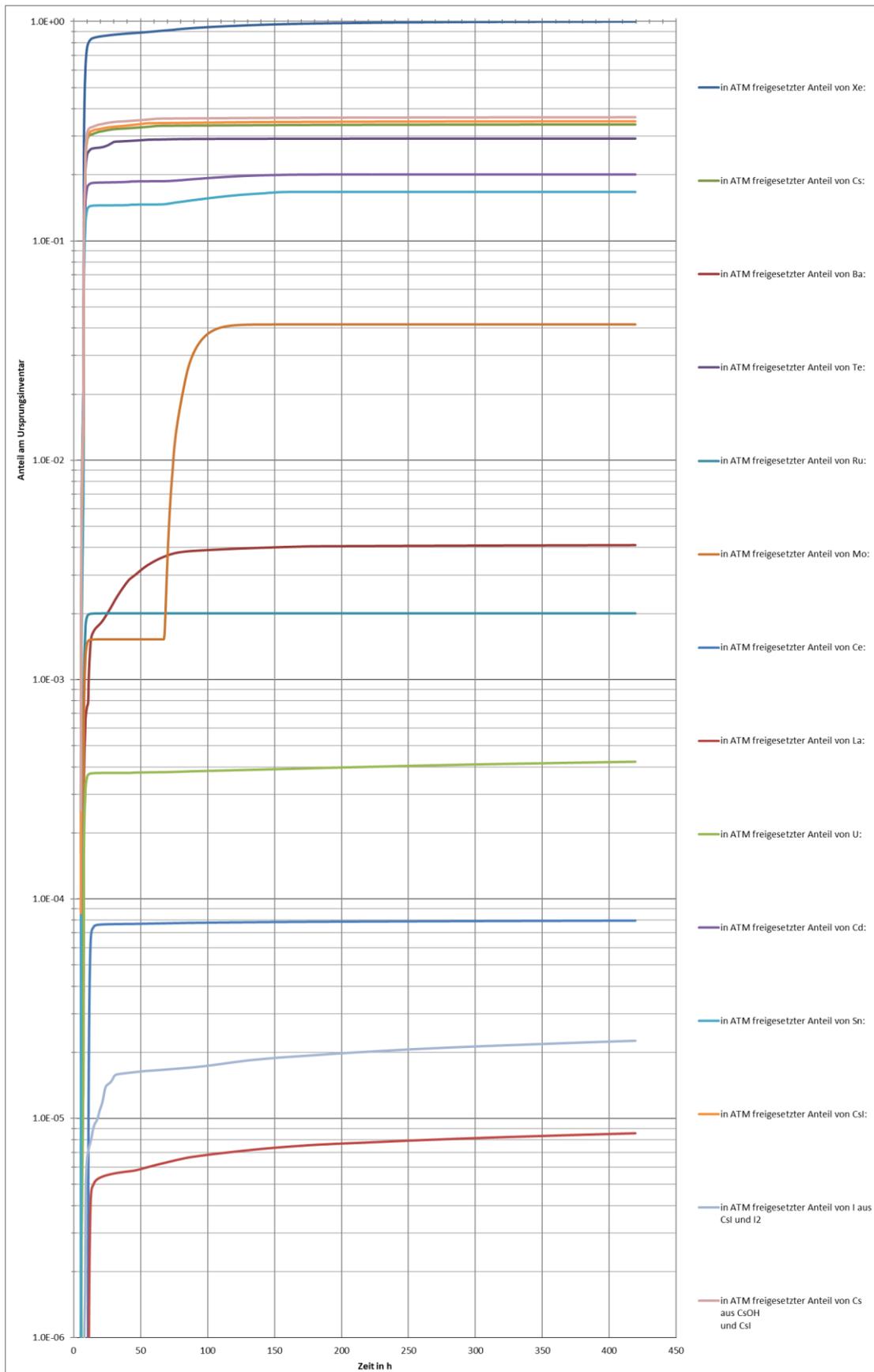
**Abb. A.16** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-E“



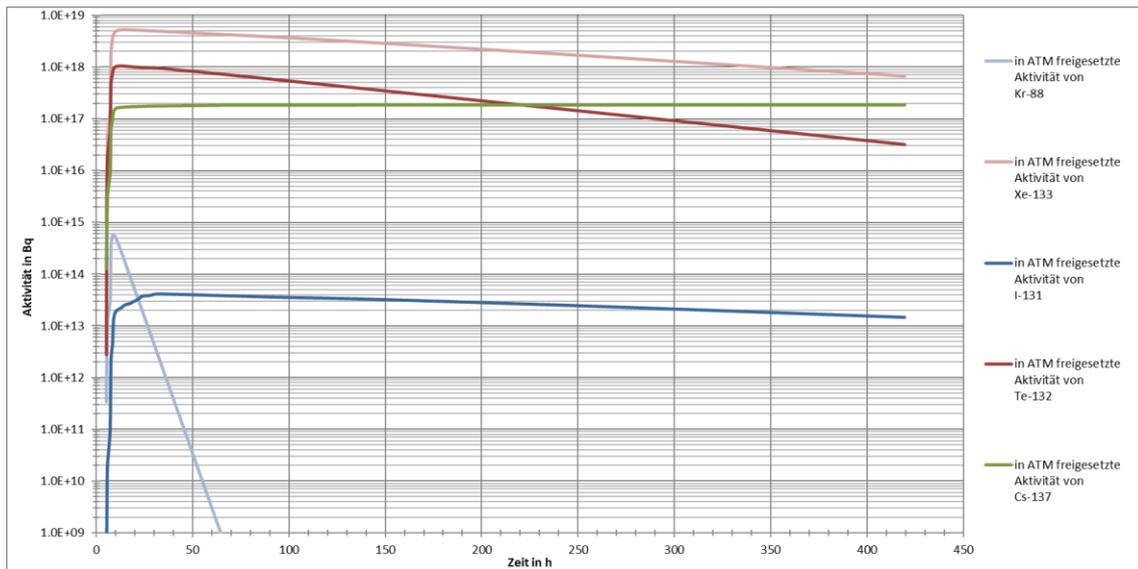
**Abb. A.17** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-E“



**Abb. A.18** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-E“



**Abb. A.19** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-E“



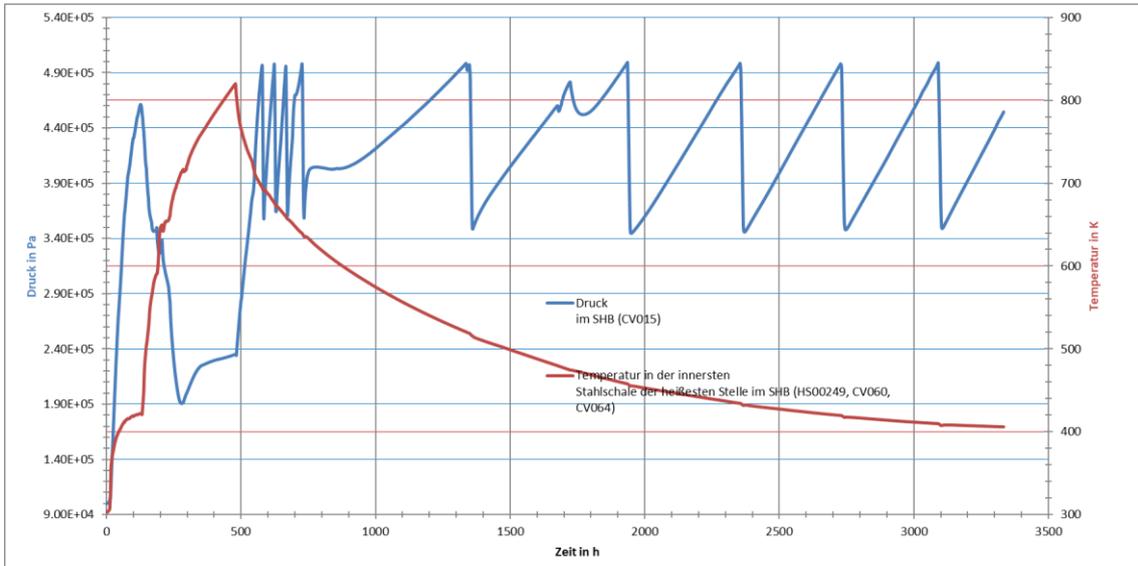
**Abb. A.20** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-NLB-E“

### A.1.5 Fall „MELCOR-DWR-5“

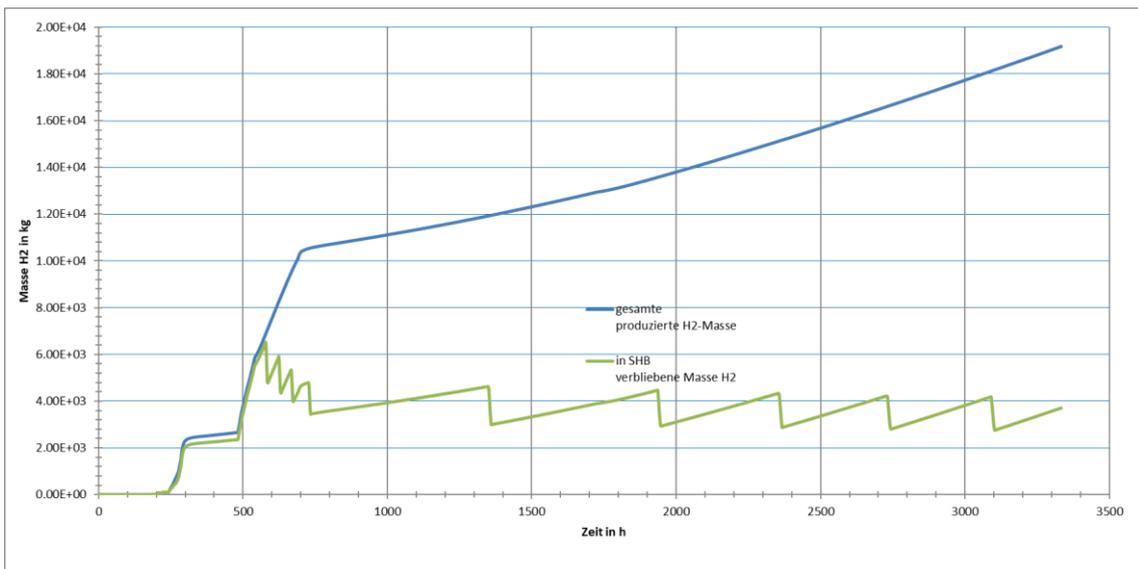
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 3614S60033 /GRS 17b/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	E	<b>Brennelement-Lagerbecken</b>		
Füllstand PKL:	gefüllt	Reaktor unterkritisch	-124:00:00 h	-4.464000E+05
RDB-Deckel:	geschlossen	Ausfall der Lagerbeckenkühlung	0:00:00 h	0.000000E+00
Nachkühlung:	nicht erforderlich	Erreichen der Siedetemperatur im Lagerbecken (Deckvolumen)	15:20:00 h	5.520000E+04
BELB-Beladung:	vollständige Entladung aller BE aus dem Reaktor in das BELB	Trennung der Wasservolumina in BELB und Flutraum bei <5,20 m (Bezug: BE-Beckenboden)	122:09:30 h	4.397700E+05
BELB-Füllstand:	vollständig befüllt	Beginn der Kernfreilegung bei <4,88 m (Bezug: BE-Beckenboden)	123:15:00 h	4.437000E+05
Verbindung zum Flutraum:	offen (Schütz entfernt)	Ende der Kernfreilegung bei <0,98 m (Bezug: BE-Beckenboden)	168:08:00 h	6.052800E+05
Füllstand Flutraum:	vollständig gefüllt	Freilegungsdauer	44:53:00 h	1.615800E+05
einleitendes Ereignis	Ausfall aller Nachkühlstränge aufgrund des Ausfalls der gesamten Drehstromversorgung (station blackout)	Beginn der Wasserstoffproduktion	135:08:50 h	4.865300E+05
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 3)	191:24:14 h	6.890540E+05
		Beginn der Kernzerstörung (erste Brennstoffumlagerung)	195:48:20 h	7.049000E+05
		Versagen des unteren Tragverbandes, Kernabsturz, Quenchen	279:38:10 h	1.006690E+06
		Austrocknen des BE-Lagerbeckens	206:45:00 h	7.443000E+05
verfügbare Systeme:	keine	Versagen der Stahldichthaut	279:32:00 h	1.006320E+06
		Beginn des Austrages des Coriums in die cavity	479:07:20 h	1.724840E+06
SHB	geschlossen	<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SB-Stahlschale (HS00172)	92:30:00 h	3.330000E+05
		Durcherodieren des BE-Lagerbeckens (axiales Versagen zum Raum 31 hin manuell herbeigeführt)	539:49:20 h	1.943360E+06
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung (bei 0,5 MPa SB-Druck eingeleitet)	578:29:20 h	2.082560E+06
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung (bei 0,35 MPa SB-Druck beendet)	583:37:10 h	2.101030E+06
		Radiales Versagen des Raumes 31 mit begrenztem Kernmaterialübertrag in den SB-Sumpf, geringere Erosion im Raum 31	690:15:30 h	2.484930E+06
		Erstes Sieden im SB-Sumpf (beim 5. Ventingvorgang)	1352:46:40 h	4.870000E+06
		Axiales Versagen des Raumes 31 mit vollständigem Kernmaterialübertrag in den SB-Sumpf	1723:17:10 h	6.203830E+06
		Ende der letzten gefilterten Druckentlastung	3101:36:40 h	1.116580E+07
		Anzahl der gefilterten Druckentlastungen	9	
		Gesamtdauer der gefilterten Druckentlastung	66:52:10 h	2.407300E+05
		Ende der Rechnung	3333:20:00 h	1.200000E+07

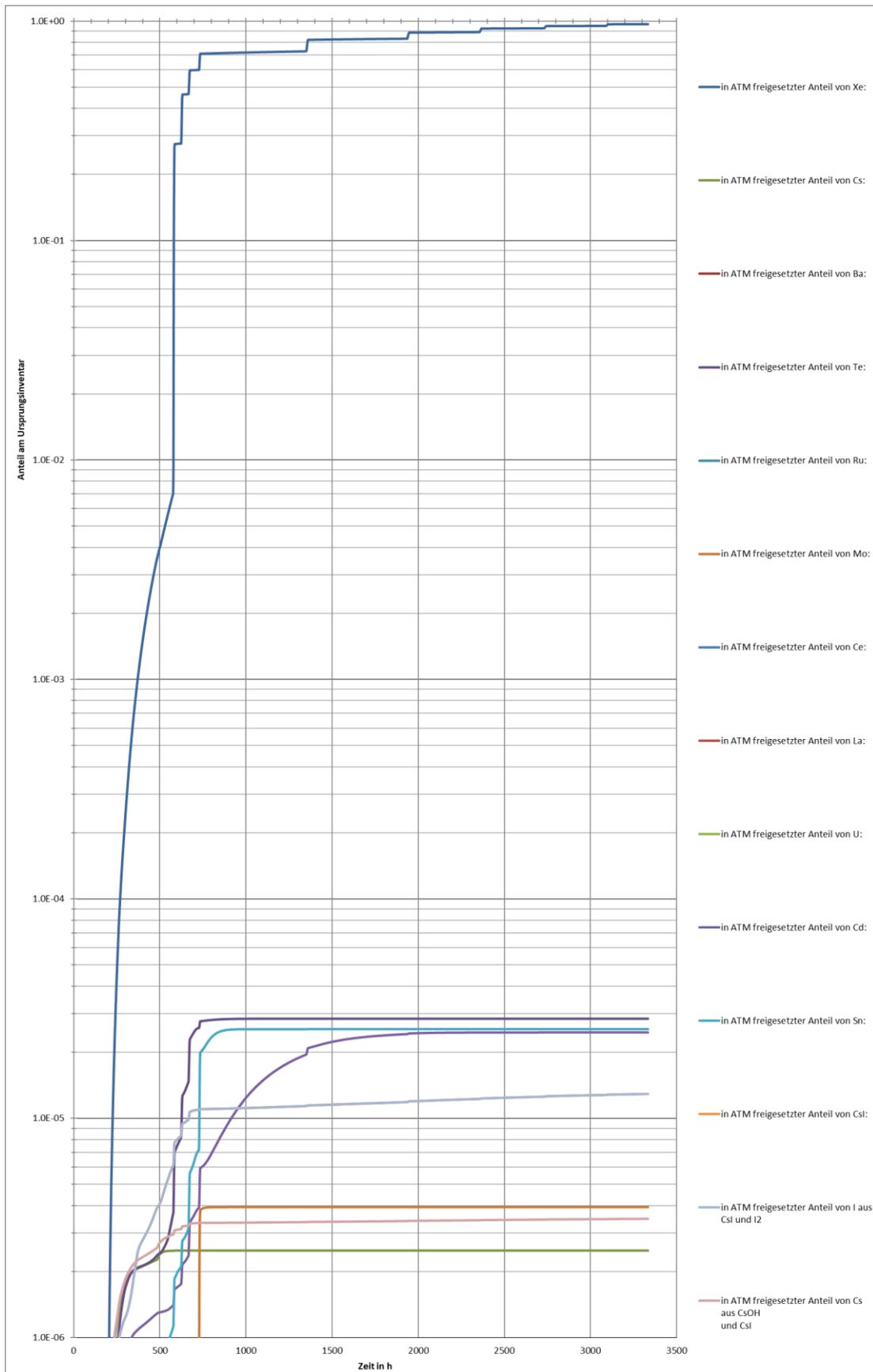
**Abb. A.21** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



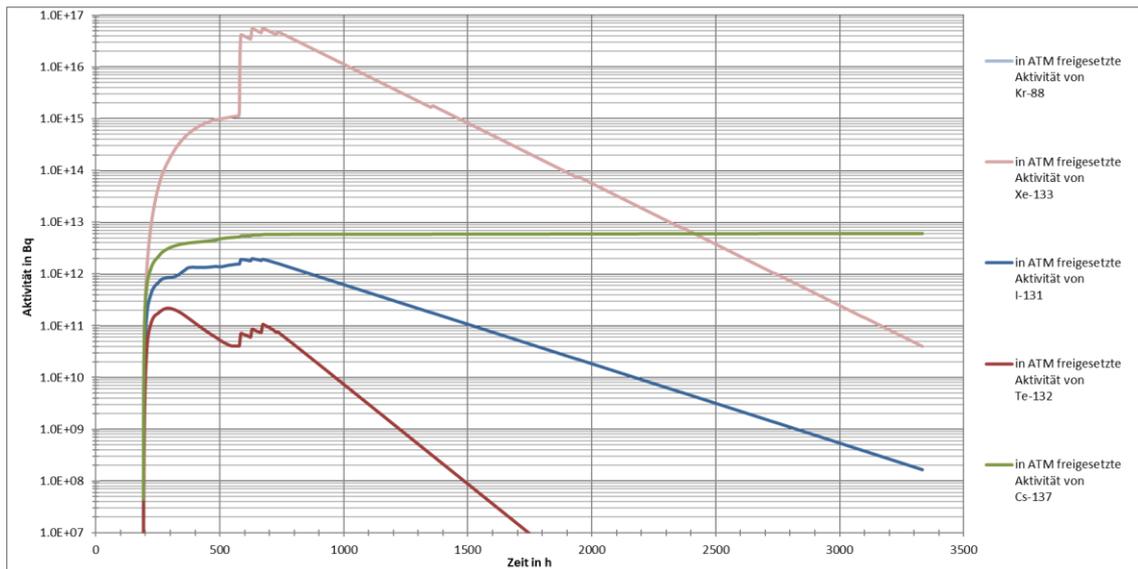
**Abb. A.22** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle es Rechenfalles „MELCOR-DWR-5“



**Abb. A.23** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-5“



**Abb. A.24** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-5“



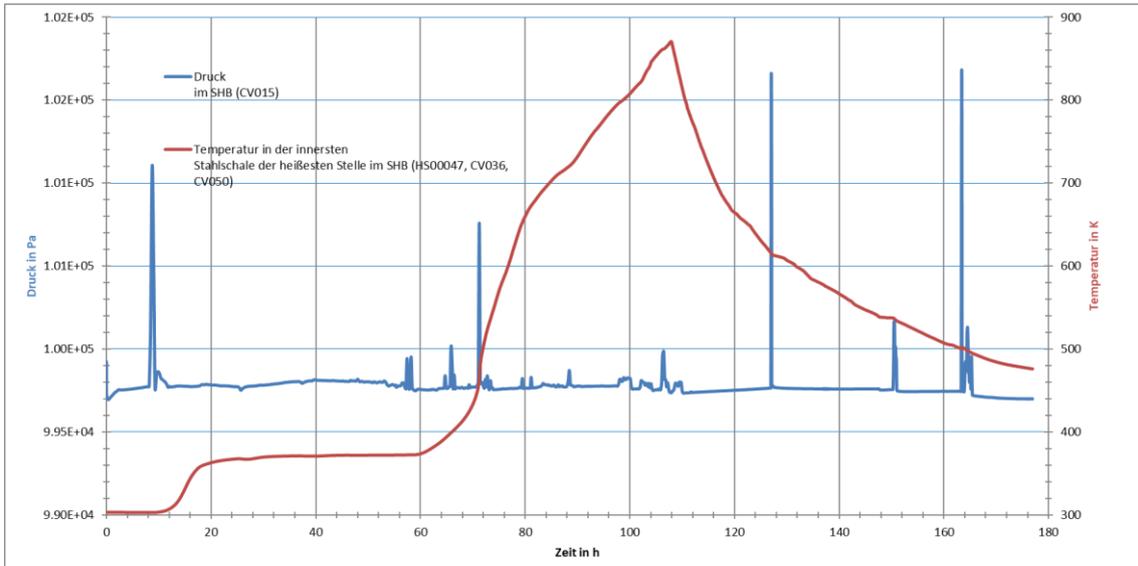
**Abb. A.25** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-5“

### A.1.6 Fall „MELCOR-DWR-6“

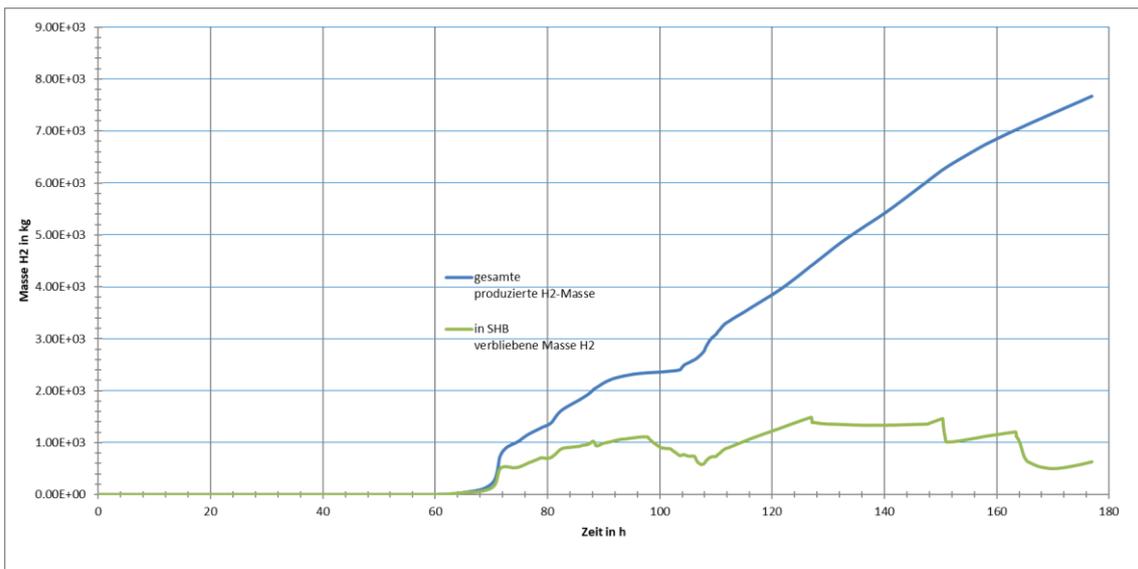
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 3614S60033 /GRS 17b/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	e	<b>Brennelement-Lagerbecken</b>		
Füllstand PKL:	gefüllt	Reaktor unterkritisch	-124:00:00 h	-4.464000E+05
RDB-Deckel:	geschlossen	Ausfall der Lagerbeckenkühlung	0:00:00 h	0.000000E+00
Nachkühlung:	nicht erforderlich	Erreichen der Siedetemperatur im Lagerbecken (Deckvolumen)	8:35:50 h	3.095000E+04
BELB-Beladung:	vollständige Entladung aller BE aus dem Reaktor in das BELB	Beginn der Kernfreilegung bei <4,88 m (Bezug: BE-Beckenboden)	52:33:55 h	1.892350E+05
BELB-Füllstand:	vollständig befüllt	Ende der Kernfreilegung bei <0,98 m (Bezug: BE-Beckenboden)	86:10:35 h	3.102350E+05
Verbindung zum Flutraum:	geschlossen (BELB isoliert)	Freilegungsdauer	33:36:40	1.210000E+05
Füllstand Flutraum:	entleert	Beginn der Wasserstoffproduktion	54:16:40 h	1.954000E+05
einleitendes Ereignis	Ausfall aller Nachkühlstränge aufgrund des Ausfalls der gesamten Drehstromversorgung (station blackout)	Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 3)	63:11:15 h	2.274750E+05
		Beginn der Kernzerstörung (erste Brennstoffumlagerung)	71:09:10 h	2.274750E+05
		Versagen des unteren Tragverbandes, Kernabsturz, Quenchen	104:04:56 h	3.746960E+05
		Austrocknen des BE-Lagerbeckens	105:57:11 h	3.814310E+05
		Versagen der Stahldichthaut	107:28:24 h	3.869040E+05
verfügbare Systeme:	keine	Beginn des Austrages des Coriums in die cavity	107:53:11 h	3.883910E+05
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
SHB	offenstehend (Personenschleuse geöffnet)	Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SB-Stahlschale (HSijkl)	68:34:00 h	2.468400E+05
		Durcherodieren des BE-Lagerbeckens (radiales Versagen)	150:21:07 h	5.412670E+05
		Beginn der gefilterten Druckentlastung		Druckentlastung irrelevant, da SHB offen steht
		Ende der gefilterten Druckentlastung		
		Ende der Rechnung	176:56:24	6.369840E+05

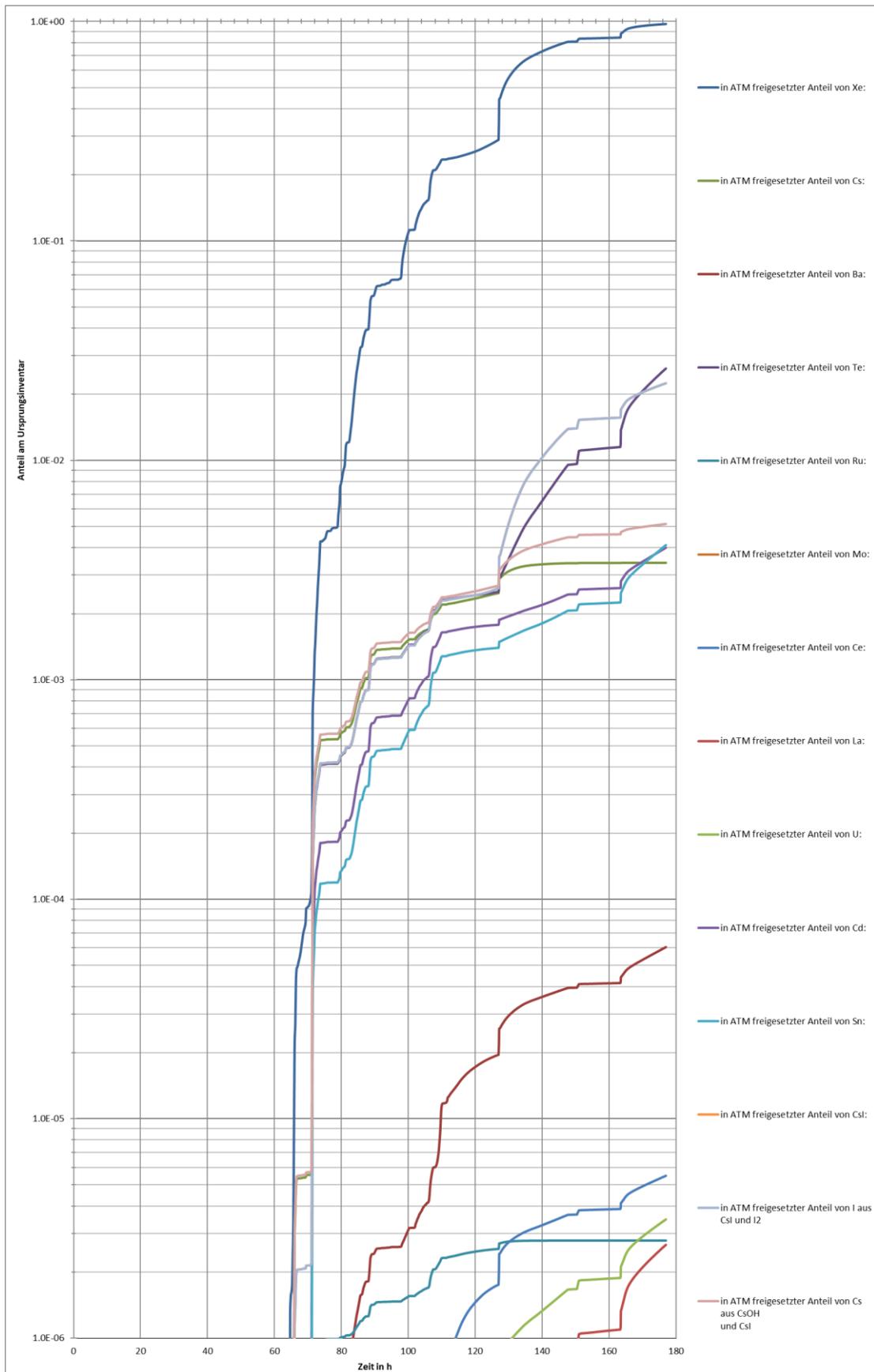
**Abb. A.26** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-6“



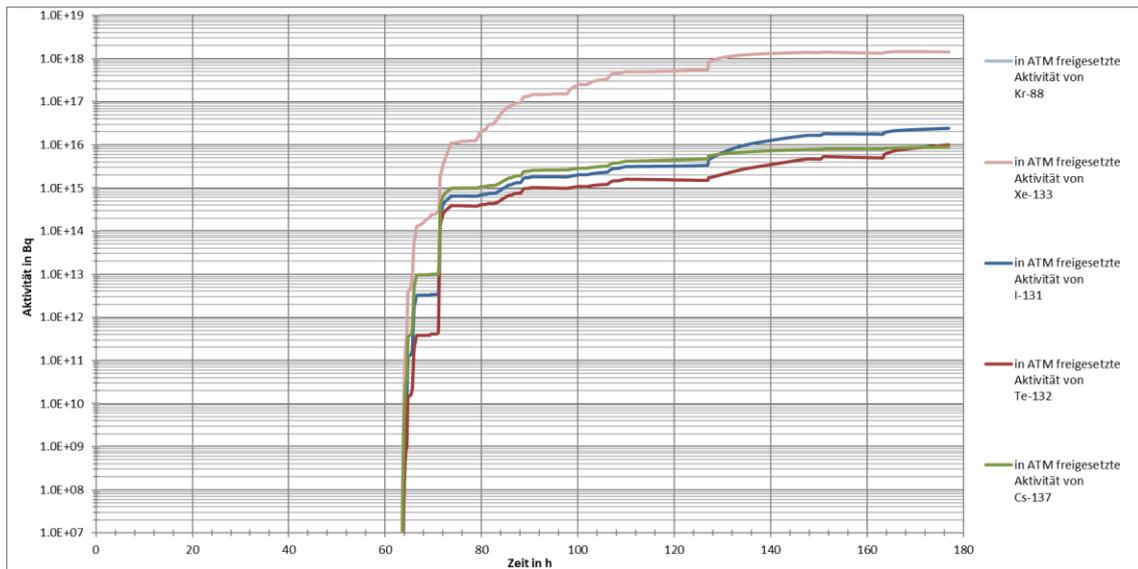
**Abb. A.27** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-6“



**Abb. A.28** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-6“



**Abb. A.29** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-6“



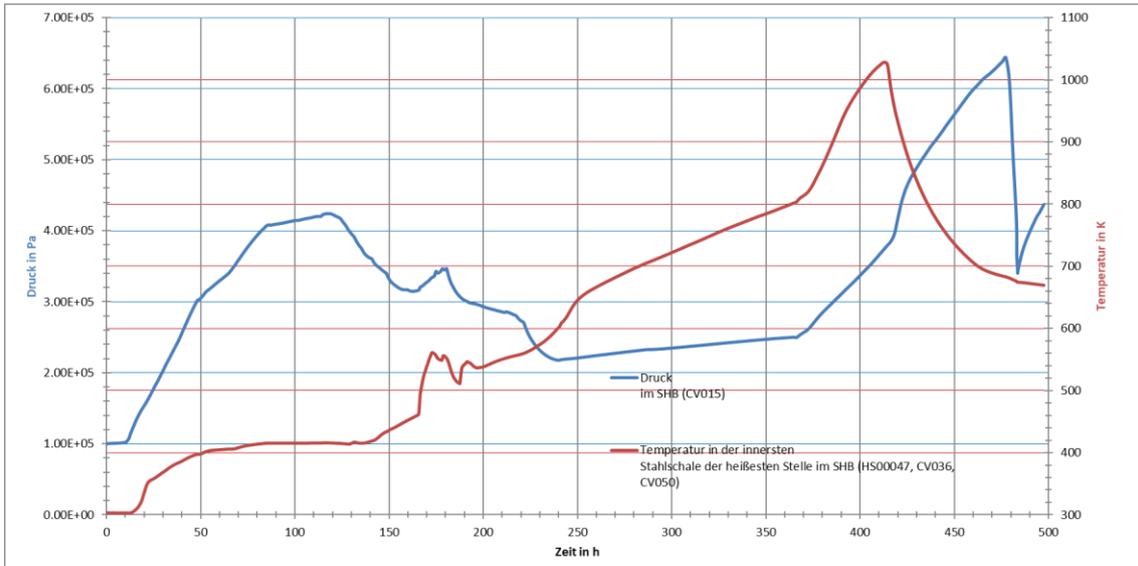
**Abb. A.30** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-6“

### A.1.7 Fall „MELCOR-DWR-3“

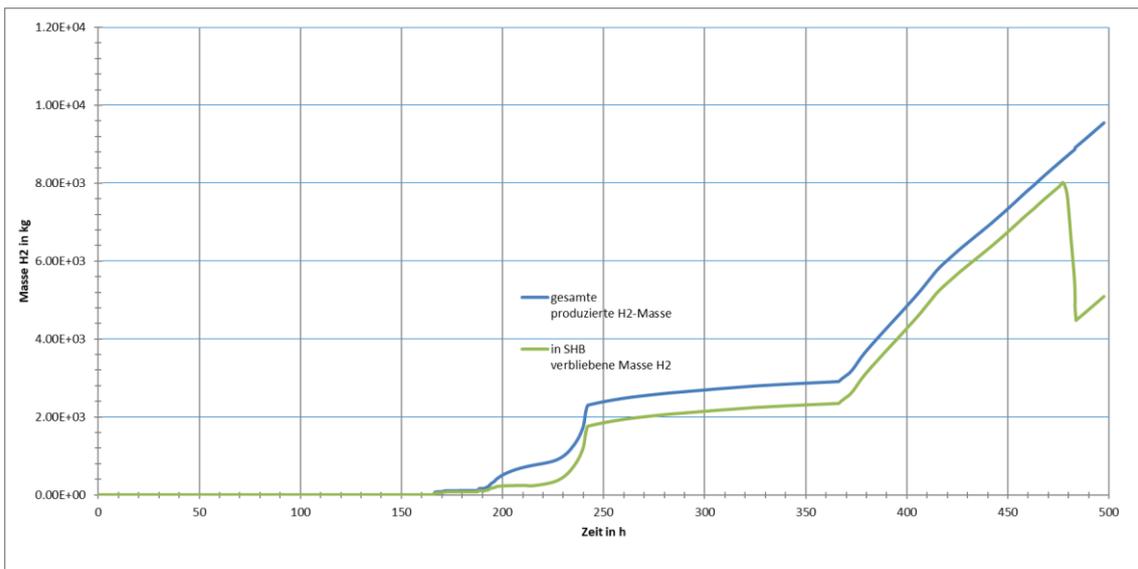
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben RS1198 /GRS 14/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
		<b>Brennelement-Lagerbecken</b>		
Betriebsphase:	gefüllt	Reaktor unterkritisch	-124 h	-4.464000E+05
Füllstand PKL:	geschlossen	Ausfall der Lagerbeckenkühlung	0:00:00 h	0.000000E+00
Nachkühlung:	nicht erforderlich	Erreichen der Siedetemperatur im Lagerbecken (Deckvolumen)	11:41:40 h	4.210007E+04
BELB-Beladung:	vollständige Entladung aller BE aus dem Reaktor in das BELB	Trennung der Wasservolumina in BELB und Flutraum bei <5,20 m (Bezug: BE-Beckenboden)	114:38:20 h	4.127001E+05
BELB-Füllstand:	vollständig befüllt, auf 321,15 K vorgeheizt	Beginn der Kernfreilegung bei <4,88 m (Bezug: BE-Beckenboden)	115:58:20 h	4.175001E+05
Verbindung zum Flutraum:	offen (Schütz entfernt)	Ende der Kernfreilegung bei <0,98 m (Bezug: BE-Beckenboden)	160:26:40 h	5.776001E+05
Füllstand Flutraum:	vollständig befüllt, auf 321,15 K vorgeheizt	Freilegungsdauer	44:28:19 h	1.601000E+05
einleitendes Ereignis	Ausfall aller Nachkühlstränge aufgrund des Ausfalls der gesamten Drehstromversorgung (station blackout)	Beginn der Wasserstoffproduktion	165:46:40 h	5.968001E+05
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 3)	165:41:58 h	5.965190E+05
		Beginn der Kernzerstörung (erste Brennstoffumlagerung)	165:48:20 h	5.969001E+05
		Versagen des unteren Tragverbandes, Kernabsturz, Quenchen	241:38:11 h	8.692910E+05
		Auströcknen des BE-Lagerbeckens	180:30:00 h	6.498000E+05
verfügbare Systeme:	keine	Versagen der Stahldichthaut	185:22:30 h	6.673510E+05
		Beginn des Austrages des Coriums in die cavity	366:15:50 h	1.318550E+06
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
SHB	geschlossen	Erreichen der Auslegungstemperatur (418,15 K) in der SB-Stahlschale (HS00249)	125:01:40 h	4.501000E+05
		Durcherodieren des BE-Lagerbeckens (axiales Versagen zum Raum 31)	413:36:39 h	1.489000E+06
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung (bei 0,65 MPa SB-Druck eingeleitet)	477:46:39 h	1.720000E+06
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung (bei 0,34 MPa SB-Druck beendet)	483:36:39 h	1.741000E+06
		Ende der Rechnung	497:30:00 h	1.791000E+06

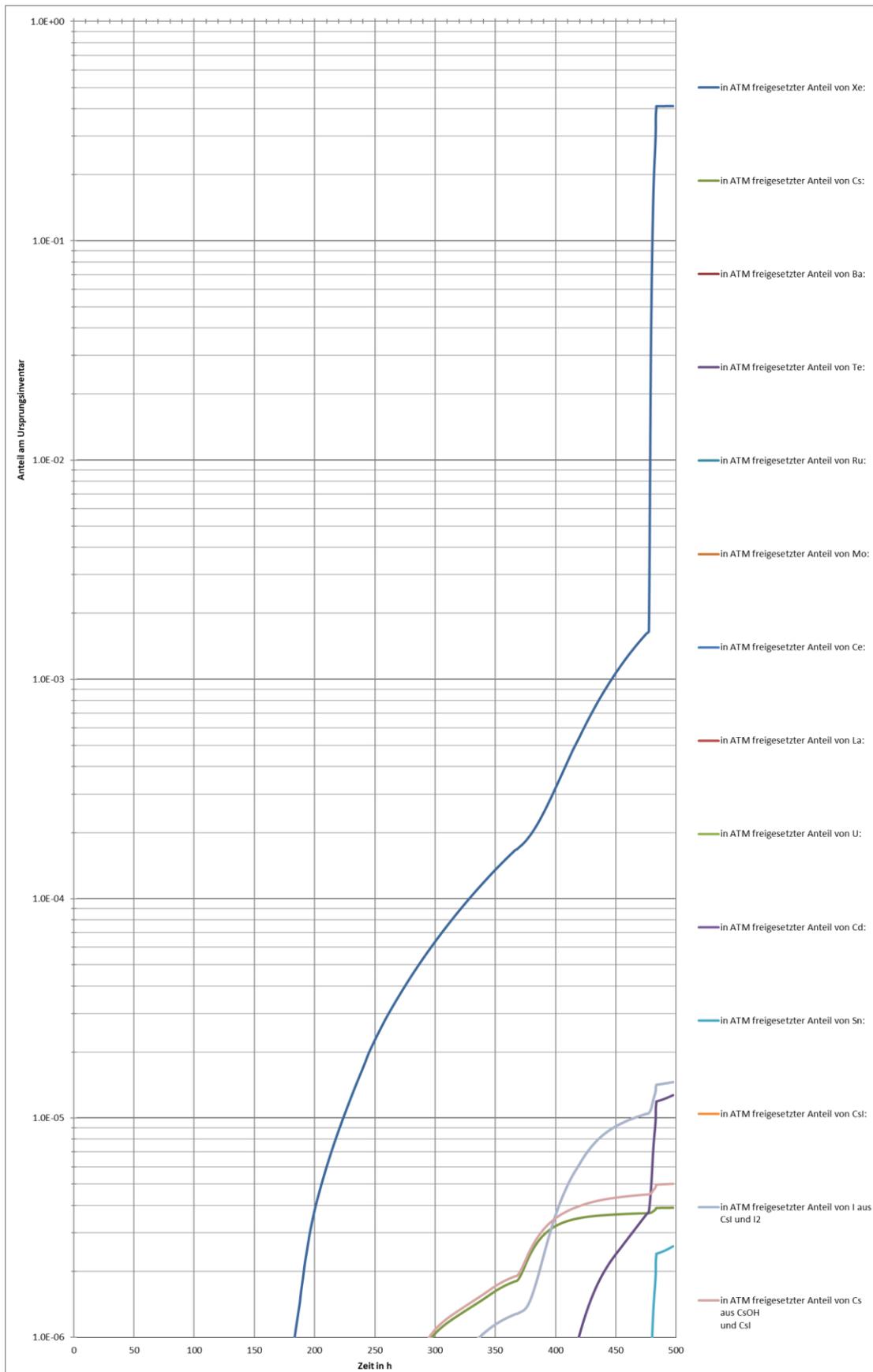
**Abb. A.31** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-3“



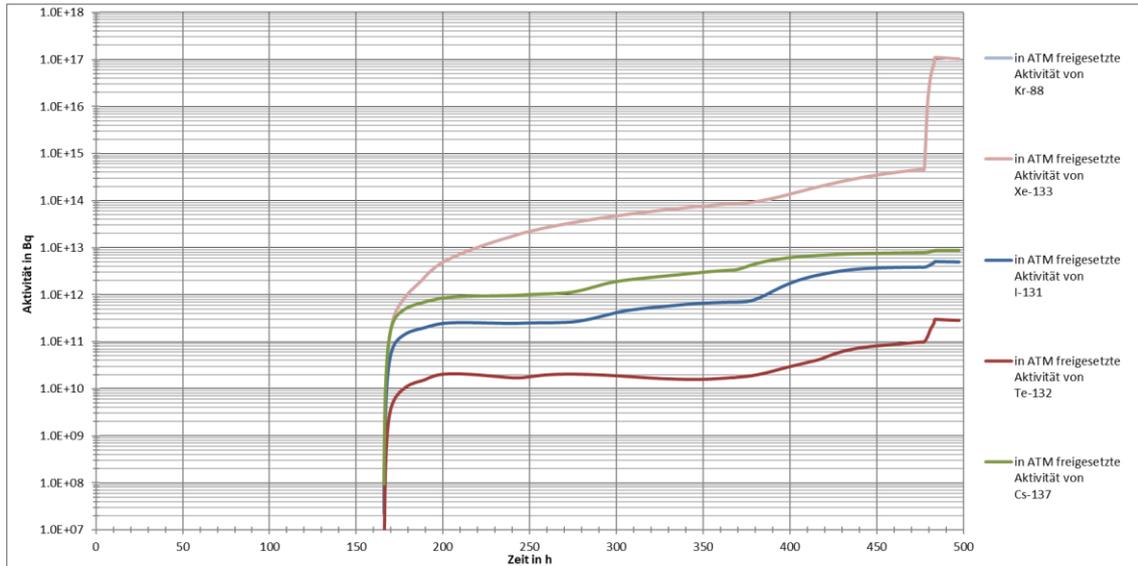
**Abb. A.32** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-3“



**Abb. A.33** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-3“



**Abb. A.34** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-DWR-3“



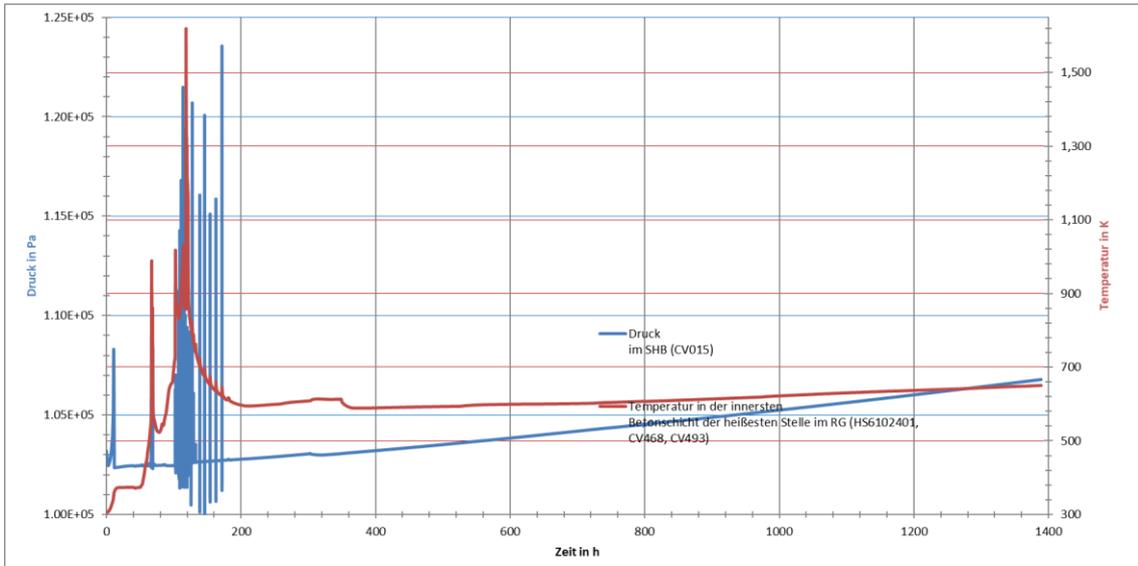
**Abb. A.35** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „MELCOR-DWR-3“

### A.1.8 Fall „MELCOR-SWR-6“

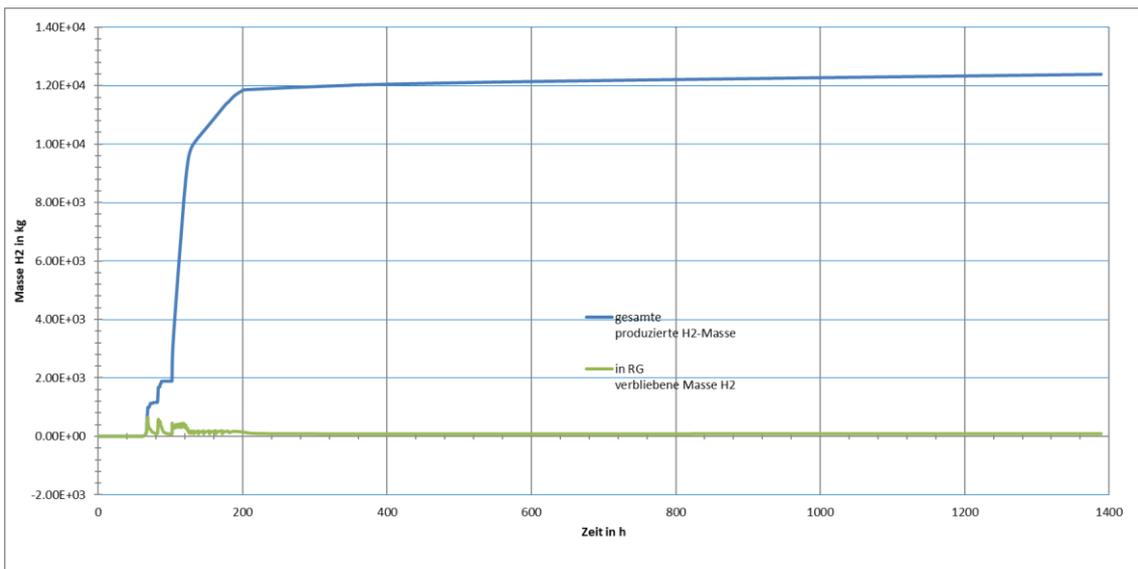
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Vorhaben 3614S60033 /GRS 17b/.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
		<b>Brennelement-Lagerbecken</b>		
Betriebsphase:	-	Reaktor unterkritisch	-124:00:00 h	-4.464000E+05
Füllstand PKL:	vollständig gefüllt (bis zur RDB-Oberkante)	Ausfall der Lagerbeckenkühlung	0:00 h	0.000000E+00
RDB-Deckel:	geöffnet	Erreichen der Siedetemperatur im Lagerbecken (Deckvolumen)	9:43:20 h	3.500000E+04
Nachkühlung:	nicht erforderlich	Beginn der Kernfreilegung bei <4,239 m (Bezug: BE-Beckenboden)	44:24:23 h	1.598630E+05
BELB-Beladung:	vollständige Entladung aller BE aus dem Reaktor in das BELB	Ende der Kernfreilegung bei <0,5289 m (Bezug: BE-Beckenboden)	74:07:07 h	2.668270E+05
BELB-Füllstand:	vollständig befüllt	Freilegungsdauer	29:42:44 h	1.069640E+05
Verbindung zum Flutraum:	Schwenkschutz geschlossen	Beginn der Wasserstoffproduktion	29:42:44 h	2.151270E+05
Füllstand Flutraum:	vollständig entleert	Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (Beginn; Ring 1)	60:04:55 h	2.162950E+05
einleitendes Ereignis	vollständiger Ausfall der Lagerbeckenkühlssysteme, keine Inbetriebnahme alternativer Kühl- oder Bespeisungsmöglichkeiten für das BELB	Beginn der Kernzerstörung (erste Brennstoffumlagerung)	66:53:20 h	2.408000E+05
verfügbare Systeme:	Sumpfpumpen im RG	Versagen des unteren Tragverbandes, Kernabsturz, Quenchen Austrocknen des BE-Lagerbeckens	83:34:58 h	3.008980E+05
RG	geschlossen, DAK öffnen bei $\Delta p = 80$ mbar	Versagen der Stahldichthaut	84:28:20 h	3.041000E+05
		Beginn des Austrages des Coriums in die cavity	84:54:57 h	3.056970E+05
		Versagen der BELB-cavity aufgrund zu geringer Betonreststärke (radial: $\Delta r_{\text{crit}}=0,05$ m, axial: $\Delta l_{\text{crit}}=0,005$ m)	102:11:16 h	3.678760E+05
		123:54:56 h	4.460960E+05	
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen des Öffnungsdruckes der Druckausgleichsklappen zum Maschinenhaus	10:29:20 h	3.775040E+04
		Erreichen des Öffnungsdruckes der MH-Dachklappen	10:29:54 h	3.779390E+04
		Ende der Rechnung	303:03:20 h	1.091000E+06

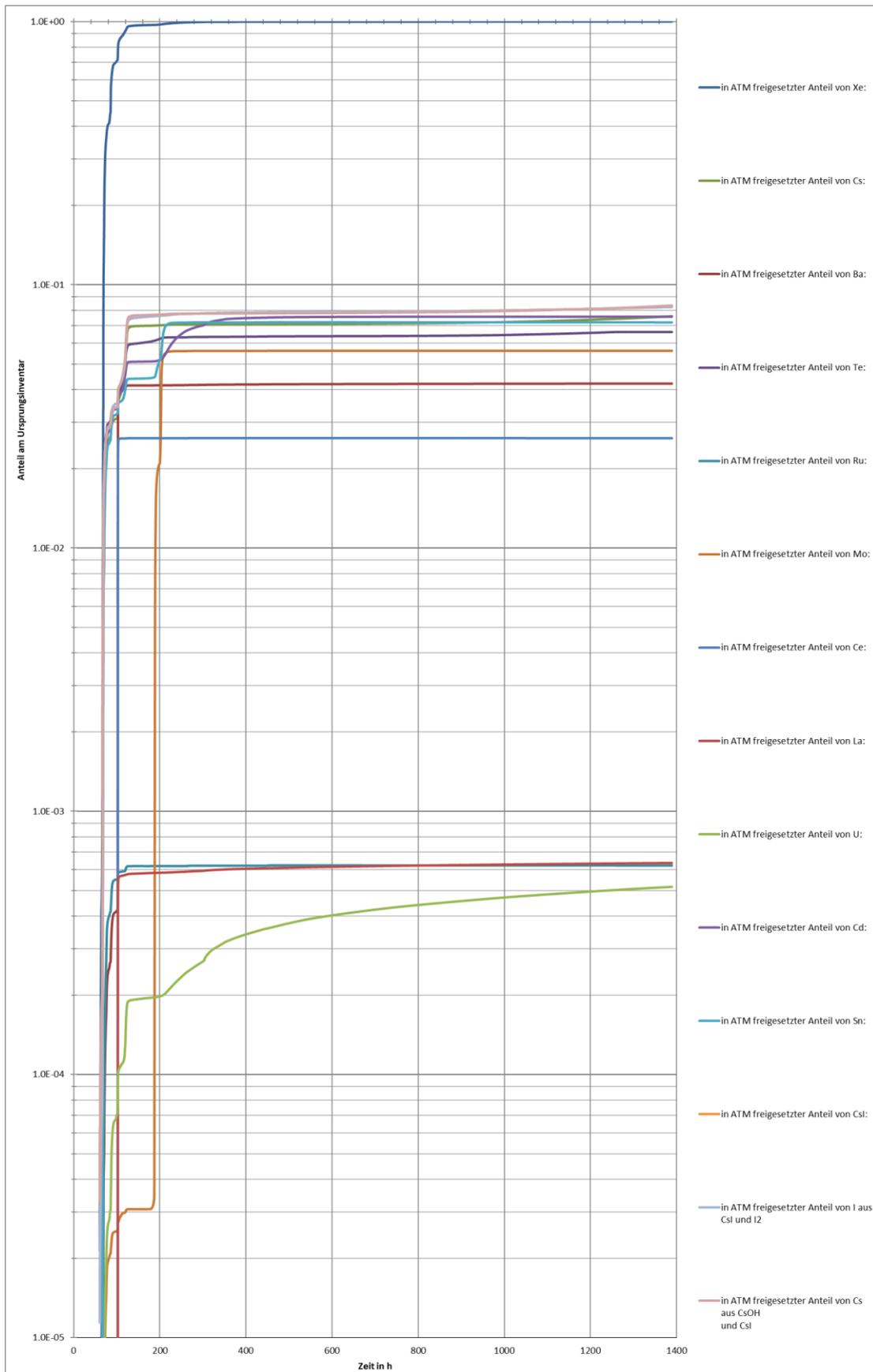
**Abb. A.36** Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



**Abb. A.37** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



**Abb. A.38** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „MELCOR-DWR-SBO“



**Abb. A.39** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „MELCOR-SWR-6“

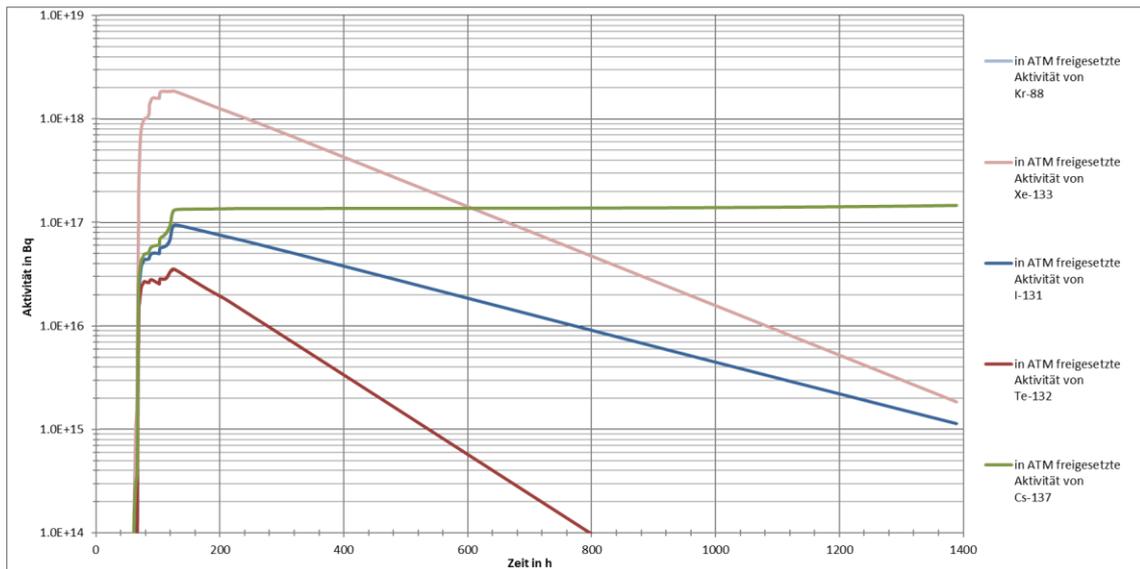


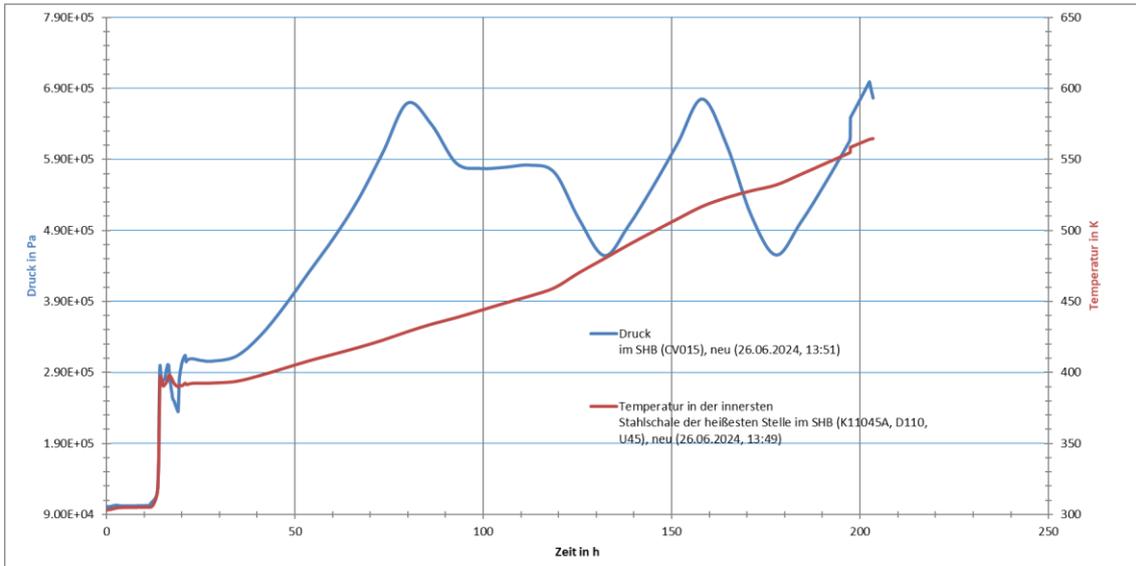
Abb. A.40 Freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“

### A.1.9 Fall „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“

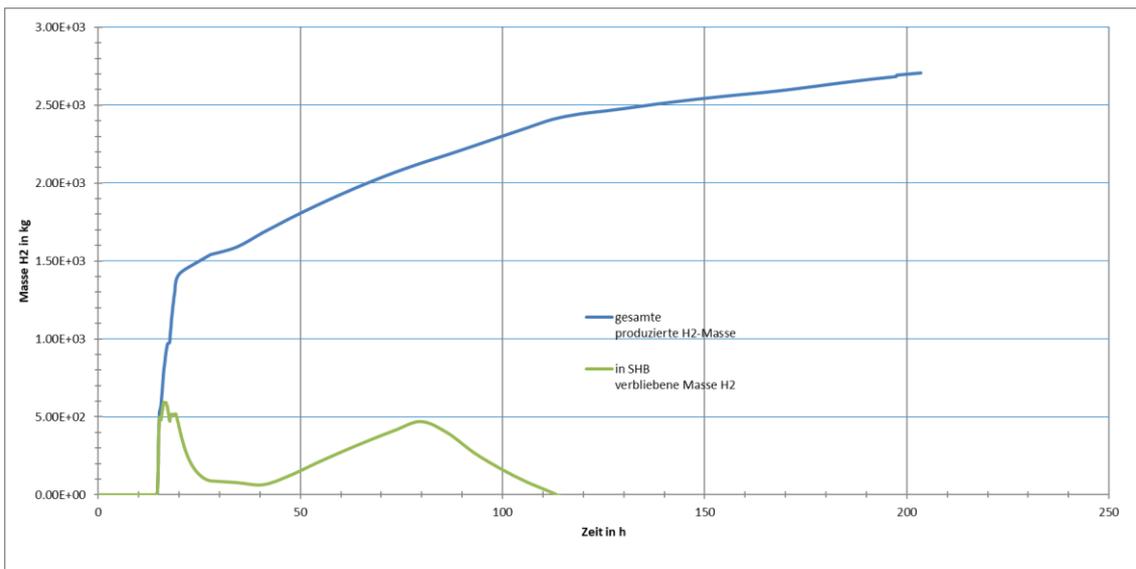
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich in Kapitel 4.2.2.6.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	Volllast	<b>Reaktor</b>		
Fullstand PKL:	vollständig gefüllt	Reaktor unterkritisch (siehe "TOTNPOW" in "COREIDATA", verzögerte n irrelevant)	1:23:19 h	5.000000E+03
RDB-Deckel:	aufgesetzt, angezogen	Ausfall aller nicht batteriegestützten Systeme	1:23:19 h	5.000000E+03
Nachkühlung:	keine	Erreichen der Siedetemperatur im RDB (äußerer Kernkanal, "TFJKA0KE40" → oberes Plenum TFJAA0P00)	13:28:24 h	4.850424E+04
einleitendes Ereignis	keine	Einleitung SDE (siehe "NHB_EiDEBS")	2:46:59 h	1.001908E+04
	Station Blackout, sekundärseitige Druckentlastung und passive Bespeisung vorgesehen (nicht per mobiler Pumpe), keine weitergehenden Notfallmaßnahmen aus HMN (Basisfall) vorgesehen außer gefilterte Druckentlastung	Beginn der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung (TFJKA0KE40, NODE21, ZCLs-1.850 m)	13:29:02 h	4.854256E+04
		Ende der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung (TFJKA0KE40, NODE01, ZCLs-5.750 m)	13:45:15 h	4.951596E+04
		Dauer der ersten Freilegung	0:16:13 h	9.733945E+02
		Einleitung PDE (siehe "NHB_PDEini")	13:54:35 h	5.007511E+04
		Beginn Druckspeiereinspeisung (GCSM-Signal IImfONNS, nur zu verwenden, falls nur DS-Einsp.)	14:26:46 h	5.200625E+04
		Ende Druckspeiereinspeisung (GCSM-Signal IImfONNS, nur zu verwenden, falls nur DS-Einsp.)	16:23:29 h	5.900913E+04
verfügbare Systeme:	wediglich Ventile können für einige Stunden verfahren werden	Dauer der Einspeisung	1:56:42 h	7.002887E+03
		Beginn der Wasserstoffproduktion (siehe "ACCH2")	14:07:38 h	5.085861E+04
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (siehe "M_IN" von Xe in SDATA oder "M-SOURCE" in FIPIDATA)	14:22:17 h	5.173800E+04
SHB	geschlossen	Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung, siehe "AMMET" oder "AMCRT" in COREIDATA)	14:44:08 h	5.304893E+04
		Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen (siehe "MMELT", nicht ganz konsistent)	16:59:41 h	6.118176E+04
		Austrocknen unteres Plenum (siehe "MLI" in TFJAA0UP00)	15:39:27 h	5.636718E+04
		RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube (siehe "WMELT" in "DISCHARGE" in "AIDA")	17:40:00 h	6.360000E+04
		erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (siehe "POWDIS" in "EROSION" in "CCI2" oder "M...")	19:00:52 h	6.845247E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	64:27:45 h	2.320650E+05
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung (siehe "VELO" in "SB-VW")	79:02:31 h	2.845515E+05
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	128:54:38 h	4.640788E+05
		kumulierte Dauer der gefilterten Druckentlastungen	68:13:44 h	2.456243E+05
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter (siehe "VELO" in "BERST" in "RUPTURE")	11:12:46 h	4.036692E+04
		Ende der Rechnung	203:24:49 h	7.322897E+05

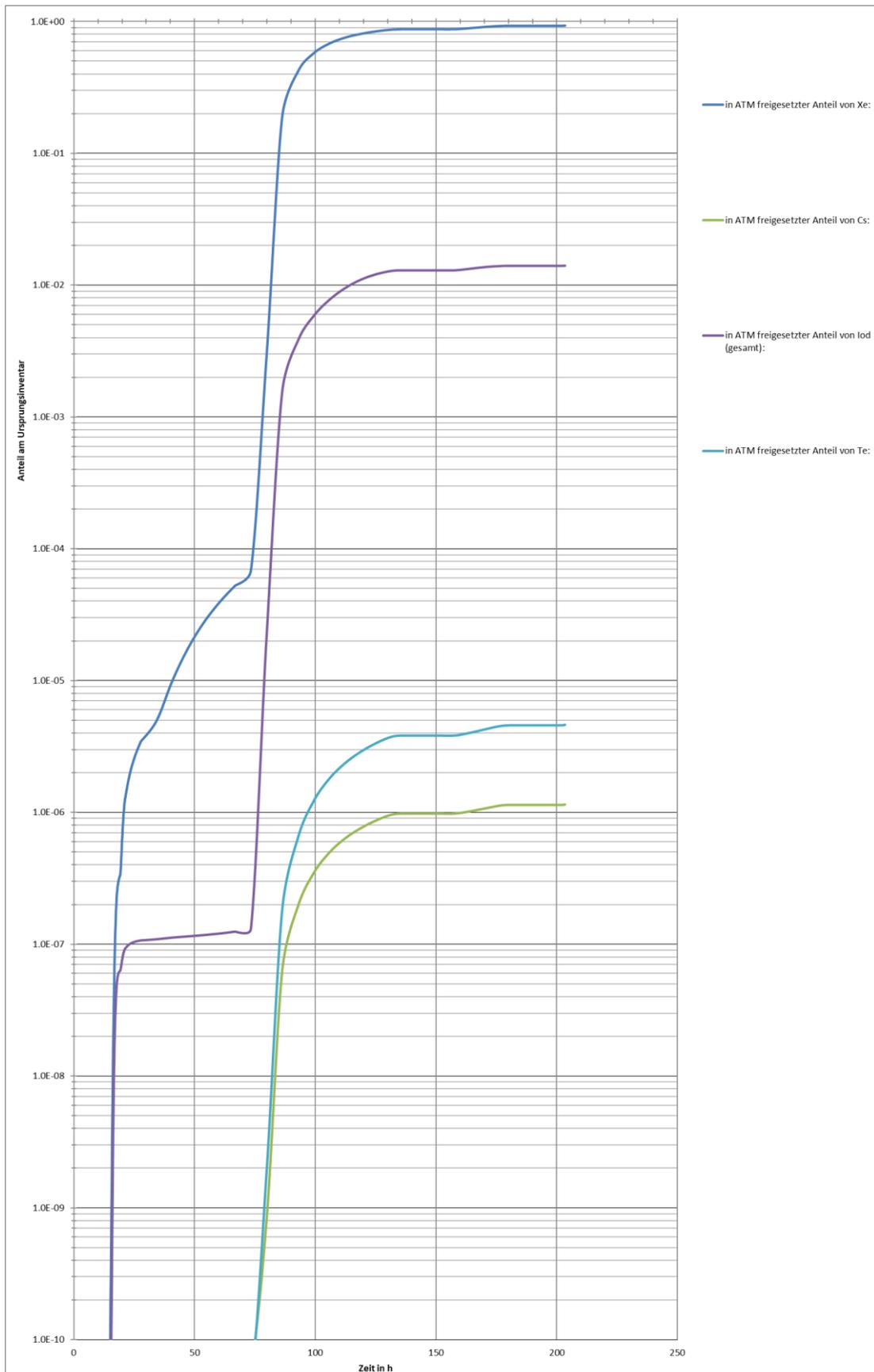
Abb. A.41 Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“



**Abb. A.42** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“



**Abb. A.43** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“



**Abb. A.44** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“

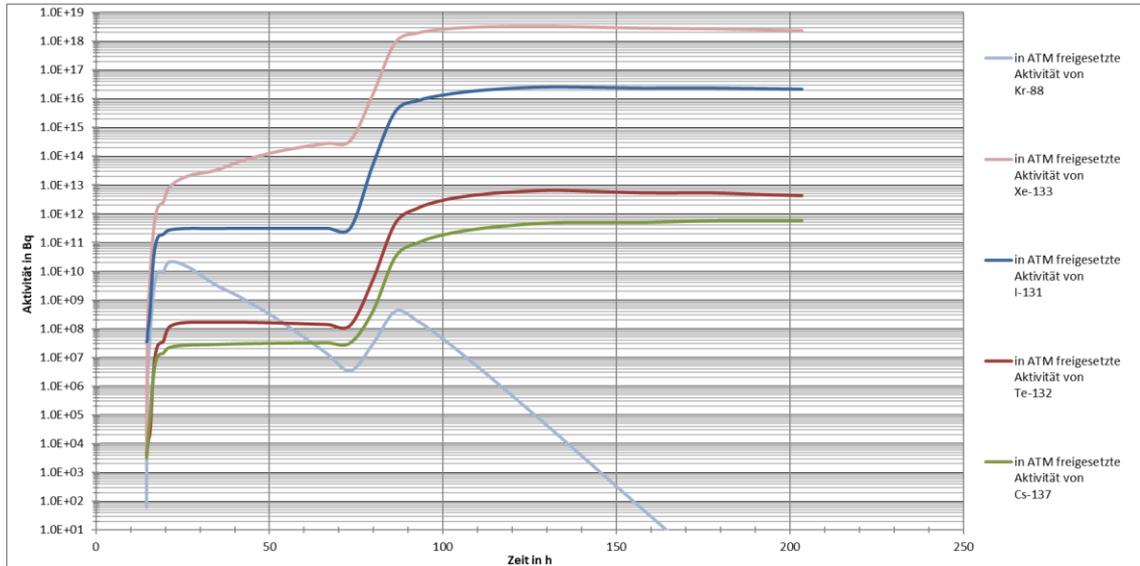


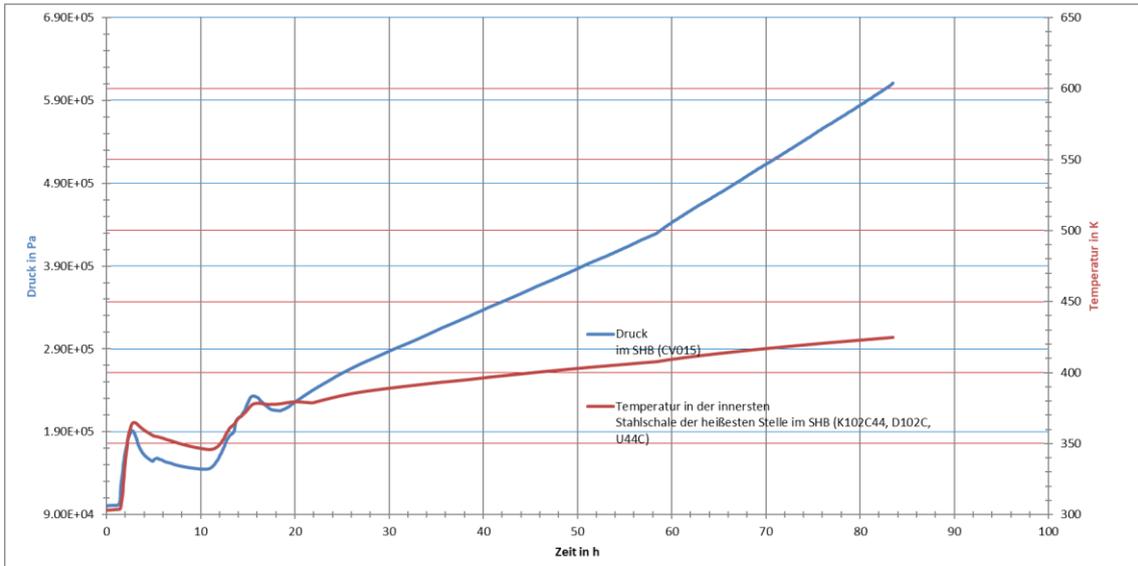
Abb. A.45 freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-SBO“

### A.1.10 Fall „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“

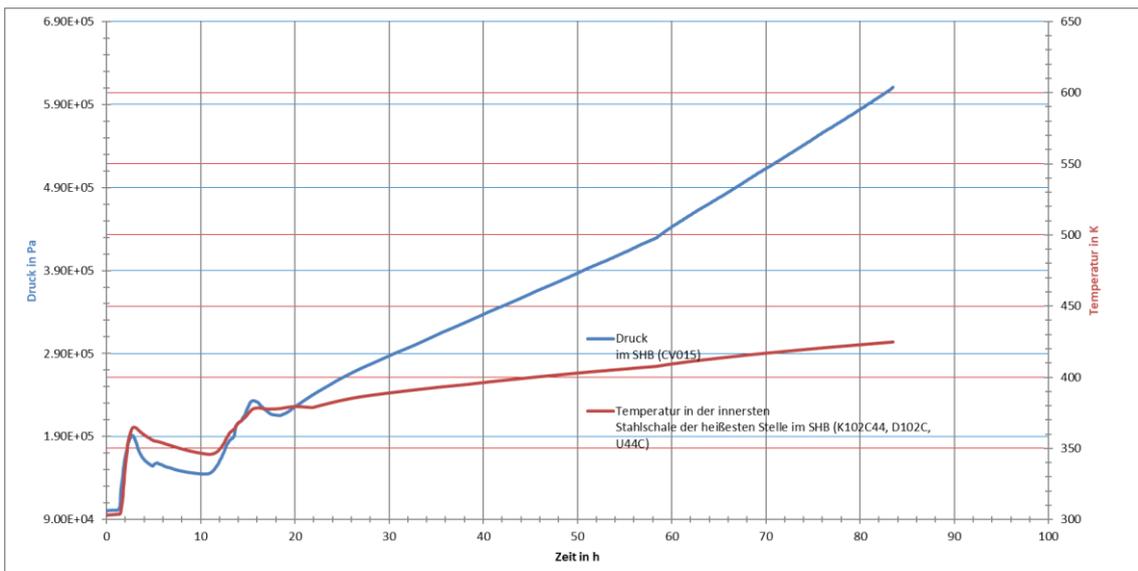
Die Beschreibung dieses Rechenfalles findet sich im Kapitel 4.2.2.5.

Randbedingungen:		Phänomen	Zeit in h	Zeit in s:
Betriebsphase:	Volllast	<b>Reaktor</b>		
Füllstand PKL:	vollständig gefüllt	Reaktor unterkritisch (siehe "TOTNPOW" in "COREIDATA", verzögerte n irrelevant)	1:23:27 h	5.007028E+03
RDB-Deckel:	aufgesetzt, angezogen	Erscheinen des Lecks (siehe "LECKAUF" bzw. "TAB-LECKA")	1:23:19 h	5.000000E+03
Nachkühlung:	keine	Beginn der Noteinspeisung (siehe "ToTInjMF")	1:26:47 h	5.207104E+03
einleitendes Ereignis	keine	Ende der Noteinspeisung	4:56:52 h	1.781285E+04
		Dauer der Einspeisung	3:30:05 h	1.260575E+04
	kleines Leck an HKML, nach Einspeisung der Flutbecken	Erreichen der Siedetemperatur im RDB (äußerer Kernkanal, dauerhafter Beginn, "TFJKA0KE40" → obere	7:15:16 h	2.611630E+04
	Ausfall der Sumpfschaltung	0:00:00 h		
		Beginn der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung (TFJKA0KE40, NODE21, ZCL≤-1.850 m)	7:40:16 h	2.761666E+04
		Ende der ersten Kernfreilegung nach DS-Einspeisung (TFJKA0KE40, NODE01, ZCL≤-5.750 m)	13:36:43 h	4.900370E+04
		Dauer der ersten Freilegung	5:56:27 h	2.138705E+04
verfügbare Systeme:	alle \{DE-Bespeisung\}	Beginn der Wasserstoffproduktion (siehe "ACCH2")	12:38:22 h	4.550204E+04
		Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben (siehe "M_IN" von Xe in "SDATA" oder "M-SOURCE" in FIPIDATA)	13:25:03 h	4.830351E+04
		Beginn des Kernschmelzens (erste Materialumlagerung, siehe "AMMET" oder "AMCRT" in COREIDATA)	13:30:03 h	4.860365E+04
SHB	geschlossen	Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen (siehe "MMELT", nicht ganz konsistent)	14:40:05 h	5.280565E+04
		Austrocknen unteres Plenum (siehe "MLI" in TFJAA0UP00)	15:21:46 h	5.530682E+04
		RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube (siehe "WMELT" in "DISCHARGE" in "AIDA")	16:00:08 h	5.760817E+04
		erosionsbedingtes Versagen des biologischen Schildes (siehe "POWDIS" in "EROSION" in "CCI2" oder "N	18:28:36 h	6.651627E+04
		<b>Sicherheitsbehälter</b>		
		Erreichen der Auslegungstemperatur in der Stahlschale (418,15 K)	71:54:56	2.588960E+05
		Beginn der ersten gefilterten Druckentlastung (siehe "VELO" in "SB-VW")	0:00:00	
		Ende der ersten gefilterten Druckentlastung	0:00:00	
		kumulierte Dauer der gefilterten Druckentlastungen	0:00:00	
		Nachgeben der Berstscheibe am Abblasebehälter (siehe "VELO" in "BERST" in "RUPTURE")	0:00:00	
		Ende der Rechnung	0:00:00	

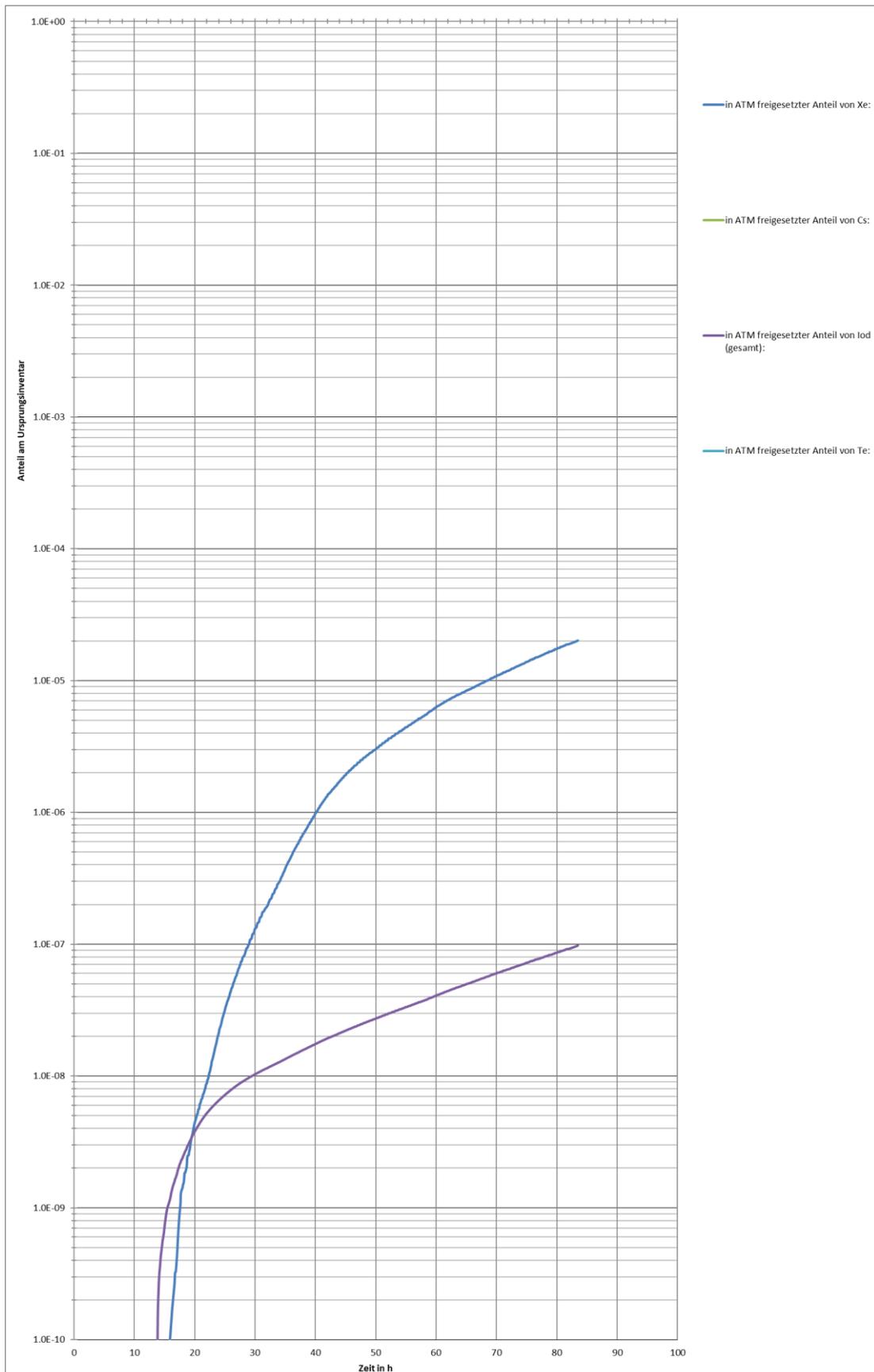
Abb. A.46 Kurzcharakterisierung des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“



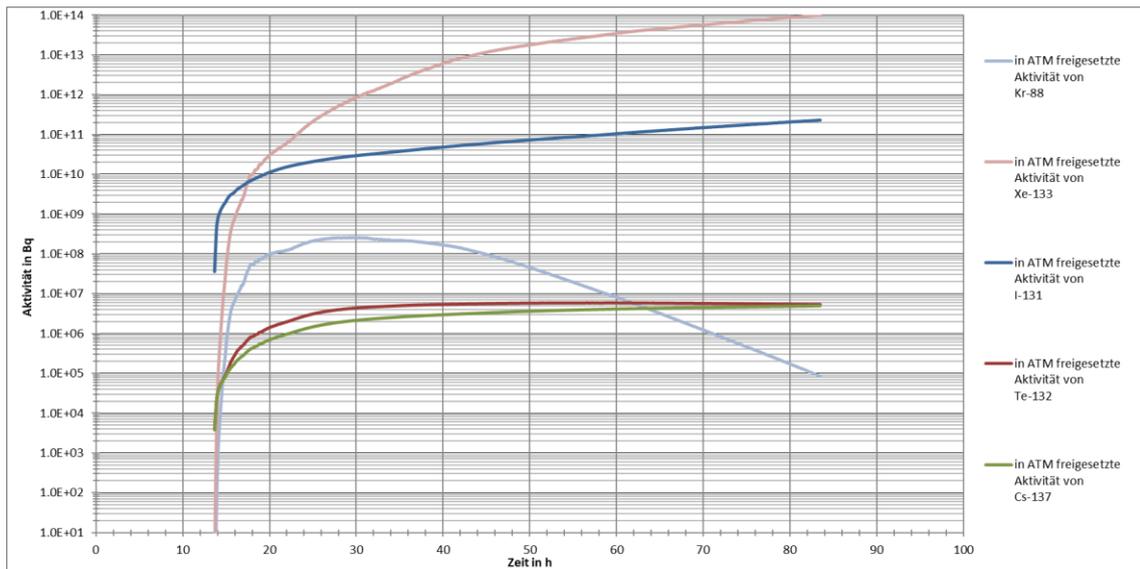
**Abb. A.47** Druck im SHB und Temperatur der SHB-Stahlschale an der heißesten Stelle es Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“



**Abb. A.48** Wasserstoffbilanz des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“



**Abb. A.49** freigesetzte Anteile einiger Elementklassen des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“



**Abb. A.50** freigesetzte Aktivitäten einiger Nuklide des Rechenfalles „AC<sup>2</sup>-DWR-KKMV“



## B Anhang B

### B.1 Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für die KMV-Analyse

Tab. B.1 Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für den KMV

Par.No.	Parameter ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
1	TALLOW	Liquidustemperatur Hüllrohre	K	2300	2300
2	WLFMUO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor UO2	-	1	1
3	WLFMZR	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZR	-	1	1
4	WLFMZRO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZRO2	-	1	1
5	CPLUO2	Wärmekapazitätsfaktor UO2	-	1	1
6	CPLZR	Wärmekapazitätsfaktor ZR	-	1	1
7	M-IDAM	Modellauswahl IDAM (Versagensmodell der unteren Kalotte)	-	1	1
8	WSLMAX	Schmelzeverlagerungsgeschwindigkeit met. Schmelze	m/s	0.0255	0.0255
9	WSLUO	Schmelzeverlagerungsgeschwindigkeit keram. Schmelze	m/s	0.0255	0.0255
10	TCOMPM	Solidustemperatur UO2	K	2600	2600
11	MTLP1-1	Versagen untere KG-Platte, Gesamt	kg	65000	65000
12	MTLP1-2	Versagen untere KG-Platte, keramisch	kg	10000	10000
13	IOXMOD	Schalter für Zr-Oxidationsmodell	-	2	2
14	OXXLIM	die relative Dampfverfügbarkeit für die Zirkonium-Dampf-Reaktion an den Hüllrohren	-	0.1	0.1
15	OXIDIN	anfängliche Oxidschichtdicke auf der Außenseite der Hüllrohre	m	5E-06	5E-06
16	WUeKoeff	Wärmeübergangskoeffizient an RKL, Skalierungsparameter	-	1	1
17	DH_VEN_ANSPR	Ansprechdrücke der DH-Ventile, Skalierungsfaktor	-	1	1
18	tau_Abbr	Bestrahlungsdauer Brennstoff	d	330	330
19	pBrenn	spezifische Brennstoffleistung	MW/tUO2	36.421	36.421
20	TSPBURST	Versagensdehnung der Hüllrohre	%	38	38
21	TENNSLSTR	Zugfestigkeit untere Kalotte	N/m2	3E+08	3E+08
22	LM_C	Kriechparameter, HKML, VAL	-	1	1
23	BOR	Borkonzentration im KM	ppm	1125	1125
24	Time4prep	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	s	2400	2400
25	NHB_DE1_4m	DE 1 Füllstand < 4m	m	4	4
26	NHB_DE2_4m	DE 2 Füllstand < 4m	m	4	4

Par.No.	Parameter ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
27	NHB_DE3_4m	DE 3 Füllstand < 4m	m	4	4
28	NHB_DE4_4m	DE 4 Füllstand < 4m	m	4	4
29	NHB_Tg4_1	KMT ein Loop 1	°C	310	310
30	NHB_Tg4_2	KMT ein Loop 2	°C	310	310
31	NHB_Tg4_3	KMT ein Loop 3	°C	310	310
32	NHB_Tg4_4	KMT ein Loop 4	°C	310	310
33	NHB_DHLhi	Füllstand DH hoch	m	9.5	9.5
34	TprepPDEP	Zeitbedarf Vorbereitung PDE	s	900	900
35	NH_KMT-350	KMT Kerneintritt	°C	350	350
36	JRZ00EG31	30mbar Kriterium	s	3000	3000
37	JRZ00EG30	30mbar Kriterium	s	3000	3000
38	WL-min3-S	RDB-Füllstand < min3	m	-0.15	-0.15
39	Ce1Tg40a	BE-Austrittstemp (1) > 400 °C	°C	400	400
40	Ce2Tg40a	BE-Austrittstemp (2) > 400 °C	°C	400	400
41	Ce3Tg40a	BE-Austrittstemp (3) > 400 °C	°C	400	400
42	Ce4Tg40a	BE-Austrittstemp (4) > 400 °C	°C	400	400
43	hFB_Grenz	Grenzfüllstände in den FB zur Einspeisung aus den ND/HD-Systemen	m	0.3	0.3
44	UK_startS1	Zeit für das Starten der Umluftkühler, Strang 1	s	0	0
45	UK_startS2	Zeit für das Starten der Umluftkühler, Strang 2	s	0	0
46	Ce1Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 1 als HMN-Kriterium	°C	650	650
47	Ce2Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 2 als HMN-Kriterium	°C	650	650
48	Ce3Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 3 als HMN-Kriterium	°C	650	650
49	Ce4Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 4 als HMN-Kriterium	°C	650	650
50	useDSinj	Nutzung der vorab isolierten kaltseitigen Druckspeicher	-	1	1
51	DSinj_T2p	Vorbereitungszeit zur Verfügbar-machung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher	s	600	600
52	HMN_m_SFP	verfügbare Wassermasse SFP	m	9.5	9.5
53	HMN_m_KBB	verfügbare Wassermasse KBB	kg	547646	547646
54	HMN_te_KBB	Wassertemperatur KBB-Tanks	°C	30	30
55	HMN_t_KBA	Vorbereitungszeit KBA-Einspeisung aus KBB	s	1800	1800
56	HMN_mflKBAF	Einspeisemassenstrom KBA-Pumpe(n)	-	1	1
57	HMN_t_FAK	Vorbereitungszeit FAK10-Einspeisung aus Lagerbecken	s	1800	1800

Par.No.	Parameter ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
58	HMN_mflFAKT	Einspeisemassenstrom FAK10-Pumpe (Skalierungsfaktor)	-	1	1
59	HMN_av_KBA	Verfügbarkeit KBA-Pumpe	-	1	1
60	HMN_nr_KBA	Anzahl verfügbare KBA-Pumpen	-	2	2
61	HMN_av_FAK	Verfügbarkeit KBA-Pumpe	-	11	11

## B.2 Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für die SBO-Analyse

Tab. B.2 Unsicherheitsbehaftete Parameter ATHLET-CD für den SBO

Par.No.	Par.-ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
1	SekDEBSivF	Schalter für Ein- und Ausschalten der Druckentlastung ("sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen") über DE-Siv	-	0	0
2	TALLOW	Liquidustemperatur Hüllrohre	K	2300	2300
3	WLFMUO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor UO2	-	1	1
4	WLFMZR	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZR	-	1	1
5	WLFMZRO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZRO2	-	1	1
6	CPLUO2	Wärmekapazitätsfaktor UO2	-	1	1
7	CPLZR	Wärmekapazitätsfaktor ZR	-	1	1
8	M-IDAM	Modellauswahl IDAM (Versagensmodell der unteren Kalotte)	-	1	1
9	WSLMAX	Schmelzeverlagerungsgeschwindigkeit met. Schmelze	m/s	0.075	0.075
10	WSLUO	Schmelzeverlagerungsgeschwindigkeit mkeram. Schmelze	m/s	0.015	0.015
11	TCOMPM	Solidustemperatur UO2	K	2600	2600
12	MTLP1-1	Versagen untere Kerngitterplatte, Gesamtgrenzmasse	kg	65000	65000
13	MTLP1-2	Versagen untere Kerngitterplatte, Grenze keramische Masse	kg	10000	10000
14	IOXMOD	Schalter für Zr-Oxidationsmodell	-	2	2
15	OXXLIM	die relative Dampfverfügbarkeit für die Zirkonium-Dampf-Reaktion an den Hüllrohren	-	0.1	0.1
16	OXIDIN	anfängliche Oxidschichtdicke auf der Außenseite der Hüllrohre	m	5E-06	5E-06
17	WUeKoeff	Wärmeübergangskoeffizient am RKL, Skalierungsfaktor	-	1	1

Par.No.	Par.-ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
18	DH_VEN_ANSPR	Ansprechdrücke der DH-Ventile, Skalierungsfaktor	-	1	1
19	tau_Abbr	Bestrahlungsdauer Brennstoff	d	330	330
20	pBrenn	spezifische Brennstoffleistung	MW/tSM	36.421	36.421
21	TSPBURST	Versagensdehnung der Hüllrohre	%	38	38
22	TENNSLSTR	Zugfestigkeit der unteren Kalotte	Pa	3E+08	3E+08
23	LM_C	Kriechparameter, HKML, VAL	-	1	1
24	BOR	Borkonzentration in KM	ppm	1125	1125
25	Time4prep	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	s	2400	2400
26	NHB_DE1_4m	DE 1 Füllstand < 4m	m	4	4
27	NHB_DE2_4m	DE 2 Füllstand < 4m	m	4	4
28	NHB_DE3_4m	DE 3 Füllstand < 4m	m	4	4
29	NHB_DE4_4m	DE 4 Füllstand < 4m	m	4	4
30	NHB_Tg4_1	KMT ein Loop 1	°c	310	310
31	NHB_Tg4_2	KMT ein Loop 2	°c	310	310
32	NHB_Tg4_3	KMT ein Loop 3	°c	310	310
33	NHB_Tg4_4	KMT ein Loop 4	°c	310	310
34	NHB_DHLhi	Füllstand DH hoch	m	9.5	9.5
35	TprepPDEP	Zeitbedarf Vorbereitung PDE	s	900	900
36	NH_KMT-350	KMT Kerneintritt	°C	350	350
37	JRZ00EG31	30mbar Kriterium	s	3000	3000
38	JRZ00EG30	30mbar Kriterium	s	3000	3000
39	WL-min3-S	RDB-Füllstand < min3	m	-0.15	-0.15
40	Ce1Tg40a	BE-Austrittstemp (1) > 400 °C	°C	400	400
41	Ce2Tg40a	BE-Austrittstemp (2) > 400 °C	°C	400	400
42	Ce3Tg40a	BE-Austrittstemp (3) > 400 °C	°C	400	400
43	Ce4Tg40a	BE-Austrittstemp (4) > 400 °C	°C	400	400
44	Time2BSG1	Verzögerung vor SG1-Bleed	s	300	300
45	Time2BSG2	Verzögerung vor SG2-Bleed	s	300	300
46	Time2BSG3	Verzögerung vor SG3-Bleed	s	300	300
47	Time2BSG4	Verzögerung vor SG4-Bleed	s	300	300
48	T4SPW2SG1	Verzögerung vor SG1 Besp.	s	600	600
49	T4SPW2SG2	Verzögerung vor SG2 Besp.	s	600	600
50	T4SPW2SG3	Verzögerung vor SG3 Besp.	s	600	600
51	T4SPW2SG4	Verzögerung vor SG4 Besp.	s	600	600
52	NH_t_EDGav	Zeit bis Verfügbarkeit MEDGs	s	36000	36000
53	TWA-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 10	kg/s	2	2
54	TWB-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 20	kg/s	2	2

Par.No.	Par.-ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	„Best Estimate“-Wert
55	TWC-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 30	kg/s	2	2
56	TWD-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 40	kg/s	2	2
57	NH_mflFAKT	Massenstrom Beckenkühl-pumpe FAK10	-	1	1
58	NH_av_JDH1	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 10	-	1	1
59	NH_av_JDH2	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 20	-	1	1
60	NH_av_JDH3	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 30	-	1	1
61	NH_av_JDH4	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 40	-	1	1
62	NH_use_FAK	Verfügbarkeit FAK-Pumpe 10	-	1	1
63	tRSSim	Zeit für das Einstellen der Reaktorschutzsimulationen	s	1800	1800
64	tBleed	Zeit für die Druckentlastung	s	2100	2100

### B.3 Unsicherheitsbehaftete Parameter COCOSYS für die KMV- und SBO-Analyse

Tab. B.3 Unsicherheitsbehaftete Parameter COCOSYS für den KMV und SBO

Par.No.	Par. ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	Best Estimate Wert
1	SURTEN	Oberflächenspannung von Wasser	N/m	0.0586	0.0586
2	IFCOND	Hinzufügen von Wasseraerosolen, falls keine anderen vorhanden sind, 1: verwendet, 2: nicht verwendet	-	2	2
3	LSLBFB	Löslichkeitseffekt von hygroskopischen Aerosolen in der Thermohydraulik-Rechnung, Ersetzung: T(ber.)=1, F (nicht ber.)=2	-	1	1
4	CHI	Dynamischer Gestaltfaktor	-	1	1
5	DELDIF	Diffusion-Grenzschichtdicke	m	0.0005	0.0005
6	DENSITY	Materialdichte	kg/m <sup>3</sup>	1000	1000
7	FSLIP	Aerosol-Schlupfkoeffizient	-	1.37	1.37
8	FTHERM	Koeffizient verknüpft mit dem thermischen Unterbringungskoeffizienten	-	1	1
9	GAMMA	Agglomeration-Gestalt/Form-Faktor	-	1	1
10	STICK	Haftkoeffizient/Haftwahrscheinlichkeit	-	1	1
11	TKGOP	Verhältnis Wärmeleitfähigkeit Gas/Aerosol	-	0.037	0.037
12	TURBDS	Turbulente Dissipationsrate	m <sup>2</sup> /s <sup>2</sup>	0.02	0.02
13	WTMOL	Molare Masse Gas	kg/mol	23.5	23.5
14	COLEFF	Kollisionskoeffizient	-	-1	-1
15	THFILM	mittlere Dicke von Wasserfilmen auf Wänden und Decken	m	0.0003	0.0003
16	ACELV	Verhältnis Deckenfläche zu Zonenvolumen, Skalierungsfaktor	-	1	1

Par.No.	Par. ID	Parameter Name	Unit	Ref.-Wert	Best Estimate Wert
17	AFLRV	Verhältnis Bodenfläche zu Zonenvolumen, Skalierungsfaktor	-	1	1
18	AWALV	Verhältnis Wandfläche (vertikal) zu Zonenvolumen, Skalierungsfaktor	-	1	1
19	ZMWL	minimale Wasserfilmdicke der Wasservorlage bis die Austrocknung eintritt	m	0.001	0.001
20	ZMWFLM	Dicke der Wasserschicht durch Kondensation	m	0.0001	0.0001
21	AREA	Flächen verschiedene Strukturen, Skalierungsfaktor	-	1	1
22	CP	Wärmekapazität, Skalierungsfaktor	-	1	1
23	LAMBDA	Wärmeleitkoeffizient der Strukturen, Skalierungsfaktor	-	1	1
24	RHO	Dichte der Strukturen, Skalierungsfaktor	-	1	1
25	EPSILON	Emissivität der Strukturen, Skalierungsfaktor	-	1	1

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

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)

**ISBN 978-3-910548-68-8**