

**Forschungskonzept  
für die Entwicklung  
eines generischen  
Analysesimulators für  
einen Forschungsreaktor**

## Forschungskonzept für die Entwicklung eines generischen Analysesimulators für einen Forschungsreaktor

Vera Koppers  
Alejandra Cuesta Morales  
Felix Gärner

März 2020

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4717R01368 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

**Deskriptoren**

Analysesimulatoren, ATHLET/ATLAS, Forschungsreaktor

## Kurzfassung

Im Rahmen eines vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) geförderten Eigenforschungs- und Entwicklungsvorhabens wurde ein generischer Analysesimulator für einen Forschungsreaktor vom sogenannten „Open-Pool“-Typ mit einem Kompaktkern erstellt. Ziel dieses Projekts war die Entwicklung von Methoden zur Analyse von Forschungsreaktoren. Hierbei stand die methodische Durchführung deterministischer Sicherheitsanalysen im Vordergrund. Dies schließt insbesondere den Vorgang der Entwicklung eines Eingabedatensatzes ein. In der Modellerstellung wurden die begrenzt vorliegenden Daten zur Referenzanlage im Bedarfsfall durch Annahmen ergänzt.

Die thermohydraulische Modellerstellung umfasst das Primärkühlsystem mit dem Reaktorkern, Rohrleitungen des Primärkühlsystems, Rückschlagklappen, Pumpen und Wärmetauscher. Das Sekundärkühlsystem ist aufgrund fehlender Daten vereinfacht dargestellt und mit Randbedingungen (Fill und Time-Dependent Volume) versehen. Das Not- und Nachkühlsystem ist mit drei Strängen und Pumpen sowie dem Reaktorbecken modelliert. Weiterhin sind die Naturumlaufklappen als Verbindung zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf modelliert. Ebenso wird das Reaktorgebäude vereinfacht dargestellt. Die leittechnische Modellierung umfasst Grundfunktionalitäten relevanter betrieblicher und sicherheitstechnischer Systeme. Dies schließt eine vereinfachte Logik zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen sowie eine vereinfachte Logik zur Steuerung der Not- und Nachkühlpumpen ein. Weiterhin ist das Öffnungsverhalten der Naturumlaufventile als Logikbaustein nachgebildet. Zur Simulation der Reaktorschneellabschaltung wird ein vereinfachtes Reaktorschutzsystem modelliert.

Die Modellierung wird mit einer stationären und transienten Simulation überprüft. Das Anlagenmodell gibt Referenzwerte gut wieder und verhält sich plausibel. Abschließend sind zwei Störfallsimulationen mit einem teilweisen blockierten Kernkanal durchgeführt worden.

## **Abstract**

As part of a research and development project funded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS has been developed a generic analysis simulator for research reactors of an open-pool type with a compact core. Aim of the project was the development of methods to analyse research reactors. Focus was on the methodological performance of deterministic safety analyses. This also included the approach to develop the input deck based on to the GRS simulation code ATHLET. Within the mode development of the reference plant the data were only available to a limited extent which required in case of need best guess assumptions.

The development of the thermal-hydraulic model comprises the primary cooling system including the reactor core, pipes of the primary coolant system, check valves, pumps and heat exchanger. The secondary system is modelled in a simplified manner using boundary conditions (with fill and time-dependent elements) due to unknown data. The emergency cooling system is modelled with three loops and pumps as well as the reactor basin. Further, the natural circulation flaps between the reactor basin and the primary coolant system are modelled as well as a simple replication of the reactor building is given. The model of the I&C systems comprises basic functionalities of relevant operational and safety-oriented systems. This includes a simplified logic for the shut-down of the main coolant pumps as well as the controlling of the emergency cooling system. Furthermore, the characteristic of the opening of the natural circulation valves is modelled by a logical controller. The simulation of the reactor scram is based on a simplified model.

The developed plant model has been tested by a stationary and a transient simulation. The simulated plant behavior is plausible, and the obtained results are in good agreement to the reference values. Finally, two events with a partial blockage of a core channel has been performed and described.

# Inhaltsverzeichnis

	<b>Kurzfassung.....</b>	<b>I</b>
	<b>Abstract.....</b>	<b>II</b>
<b>1</b>	<b>Zielsetzung.....</b>	<b>1</b>
1.1	Gliederung des Arbeitsprogramms .....	2
<b>2</b>	<b>Ergebnisse des Arbeitsprogramms.....</b>	<b>7</b>
2.1	Stand der Wissenschaft und Technik.....	7
2.1.1	Nationaler und internationaler Standard zur Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren .....	7
2.1.2	Literaturrecherche zu veröffentlichten deterministischen Störfallanalysen für Forschungsreaktoren.....	13
2.1.3	Identifizierung wichtiger sicherheitsrelevanter Störfallereignisse in Forschungsreaktoren .....	16
2.2	Aufbereitung der erforderlichen Anlagendokumentation.....	18
2.3	Entwicklung des generischen Analysesimulators .....	19
2.3.1	Modellierung der Thermohydraulik.....	21
2.3.2	Modellierung der Leittechnik .....	33
2.3.3	Simulation zur Verifizierung des Anlagenmodells.....	37
2.4	Störfallsimulation und Ergebnisbewertung .....	44
2.4.1	Simulationsergebnisse.....	48
<b>3</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>63</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>65</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>69</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>71</b>



# 1 Zielsetzung

In dem übergreifenden Vorhaben 4717R01360 werden Arbeiten zur „Forschung zu sicherheitstechnischen Fragestellungen für Anlagen im Nachbetrieb, in Stilllegung sowie Forschungsreaktoren“ durchgeführt. Die Arbeiten untergliedern sich in die Arbeitspakete

- Arbeitspaket 4.1 „Erforschung eines Ansatzes zur Systemvalidierung der sicherheitstechnischen Funktion von softwarebasierten Kransteuerungen“ (4717R01361)
- Arbeitspaket 4.2 „Forschung zu den Erfordernissen des Alterungsmanagements von KKW in der Nachbetriebs- und Stilllegungsphase“ (4717R01362)
- Arbeitspaket 4.3 „Erforschung sicherheitsbezogener Personalhandlungen und Bestimmung erforderlicher Vorkehrungen für den Nachbetrieb, Stilllegung und Rückbau von kerntechnischen Anlagen“ (4717R01363)
- Arbeitspaket 4.4 „Erforschung der Anforderungen an eine radiologische Charakterisierung zur Planung und Durchführung von Stilllegungsmaßnahmen“ (4717R01364)
- Arbeitspaket 4.6 „Erforschung der technischen Maßnahmen zur Stilllegung von Leistungsreaktoren mit Brennelementen und Defektstäben in der Anlage“ (4717R01366)
- Arbeitspaket 4.7 „Entwicklung eines bundeseinheitlichen Ansatzes zur Anwendung des kerntechnischen Regelwerks auf Forschungsreaktoren“ (4717R01367)
- Arbeitspaket 4.8 „Forschungskonzept für die Entwicklung eines generischen Analysesimulators für einen Forschungsreaktor“ (4717R01368)
- Arbeitspaket 4.9 „Systematische Untersuchungen zu Aufbau, Betriebsführung und Organisation von deutschen in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren“ (4717R01369)

Der vorliegende Bericht dokumentiert abschließend die Arbeiten im Arbeitspaket 4.8 „Forschungskonzept für die Entwicklung eines generischen Analysesimulators für einen Forschungsreaktor“ (4717R01368) vom Vorhabensbeginn im April 2017 bis zum Vorhabensende im März 2020.

Die GRS entwickelt und wendet anlagenspezifische Analysesimulatoren an, um das komplexe thermohydraulische und leittechnische Anlagenverhalten für anomale Betriebszustände, Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle analysieren zu können. Die mit diesen Analysesimulatoren durchgeführten deterministischen Sicherheitsanalysen stellen ein wichtiges Instrument dar, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu ermitteln. Entwicklungen in der Gewährleistung eines stabilen und sicheren Betriebes von kerntechnischen Anlagen stehen in engem Zusammenhang mit den Weiterentwicklungen und Fortschritten in den Sicherheitsanalysen. Für die Erstellung von Analysesimulatoren von Forschungsreaktoren liegen innerhalb der GRS weniger Erfahrungen und Kompetenzen als für Leistungsreaktoren vor. Ziel des Eigenforschungsvorhabens war daher, einen Analysesimulator für einen ausgewählten Referenzreaktor zu erstellen, mehr Know-How zu deterministischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren zu gewinnen und vorhandene Methoden weiterzuentwickeln. Durch die Entwicklung eines Modells für einen Forschungsreaktor vom Typ Open-Pool mit Kompaktkern wurde auch die Grundlage eines Analysehilfsmittels zur Durchführung von komplexen deterministischen Sicherheitsanalysen für die ausgewählten Forschungsreaktortypen geschaffen.

## **1.1 Gliederung des Arbeitsprogramms**

Die Arbeiten gliederten sich in fünf Arbeitspunkte:

1. Stand von Wissenschaft und Technik
2. Aufbereitung der erforderlichen Anlagendokumentation
3. Entwicklung des generischen Analysesimulators
4. Störfallsimulation und Ergebnisbewertung
5. Dokumentation

Der für dieses Vorhaben relevante Stand von Wissenschaft und Technik wurde im ersten Arbeitspunkt aufbereitet. Es wurden notwendige Informationen und Erkenntnisse für die Erstellung eines Anlagenmodells und die Durchführung von Störfallanalysen für einen Forschungsreaktor erlangt. Diese flossen im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens als Grundlage für die Erstellung des generischen Analysesimulators ein.

Hierzu standen insbesondere folgende Forschungstätigkeiten im Fokus:

- Aufbereitung der nationalen und internationalen Standards zur Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren mit Schwerpunkt auf der Erstellung eines Anlagenmodells für Störfallanalysecodes;
- Literaturrecherche zu veröffentlichten deterministischen Störfallanalysen für Forschungsreaktoren mit der Darstellung von Randbedingungen und Ergebnissen der Simulationen;
- Identifizierung wichtiger sicherheitsrelevanter Störfallereignisse in Forschungsreaktoren.

Die für die Erstellung des Anlagendatensatzes notwendigen Referenzdaten wurden in AP 2 zusammengestellt und entsprechend der Anlagenkomponenten und der Struktur des Systemcodes ATHLET aufbereitet. Es wurde insbesondere zwischen den thermohydraulischen und den leittechnischen Systemen unterschieden. Anlagendaten und Informationen wurden aus vorliegenden technischen Dokumentationen sowie aus den in AP 8.1 durchgeführten Recherchen zu veröffentlichten deterministischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren gewonnen. Grundsätzlich können Informationen von unterschiedlicher Güte vorliegen. Für den Fall, dass die Informationen nicht ausreichend waren, um eine Komponente anlagengetreu nachzubilden, wurden Annahmen getroffen. Die einzelnen Arbeitsschritte waren folgende:

- Sichtung und Bewertung der verfügbaren technischen Dokumentation der Anlagenkomponenten von Forschungsreaktoren und ggf. Vervollständigung der notwendigen Daten durch technische Annahmen;
- Auswahl des abzubildenden Forschungsreaktor-Typs;
- Aufbereitung und Strukturierung der notwendigen Anlagendaten entsprechend der Anlagenkomponenten und der Datensatzstruktur in ATHLET.

Der dritte Arbeitspunkt bezieht sich auf die Entwicklung des Analysesimulators. Dieser wurde für den in der GRS entwickelten thermohydraulischen Code ATHLET erstellt. ATHLET wird zur Simulation des Anlagenverhaltens von Kernkraftwerken bei Transienten und Störfällen ohne Kernschäden eingesetzt. ATHLET besteht aus verschiedenen Modulen zur Simulation von unterschiedlichen Komponenten, die in Kernkraftwerken vorhanden sind. Mit Einbau der GRS-Modellerweiterung zur Simulation der Wandverdampfung beim unterkühlten und gesättigten Blasensieden wurde das Anwendungsspektrum für Simulationen von Strömungsinstabilitäten in Forschungsreaktoren erweitert. Die wichtigsten Module in ATHLET beschreiben die Thermohydraulik der Reaktorkühlkreisläufe, die Wärmeleitung in Strukturen und Wärmeübertragung zwischen Kühlmittel und Strukturen sowie die Neutronenkinetik. Entsprechend der Moduleinteilung von ATHLET wurde der Simulator schrittweise aufgebaut. Neben der thermohydraulischen Abbildung der Anlage wurde in einem zweiten Teil die Grundfunktionalität der regelungstechnischen Systeme und der störfallrelevanten Sicherheitssysteme entwickelt. Unter Verwendung des ATHLET GCSM Modeller (AGM) und dem General Control Simulation Module (GCSM) für die Nachbildung der Leit- und Regelungstechnik in ATHLET wurden die wichtigsten Regelungssysteme vereinfacht modelliert. Anschließend wurde das Modell in eine ATHLET-konforme Datensatzstruktur exportiert und in den bis dahin erstellten Datensatz eingebunden. Mit dem aktualisierten Datensatz wurden weitere Plausibilitätsrechnungen durchgeführt. Dies gilt sowohl für die Modellierung der Grundfunktionalität der betrieblichen Systeme sowie für die relevanten Sicherheitssysteme.

Die einzelnen Arbeitsschritte teilten sich wie folgt auf:

- Grundlegende thermohydraulische Modellierung des Forschungsreaktors,
  - Reaktorbecken,
  - Kernkanal,
  - Reaktorkühlkreislauf,
  - Not- und Nachkühlsysteme,
  - Sekundärleitungen,
  - Wärmetauscher,
- Neutronenkinetische Modellierung des Reaktorkerns,
- Modellierung simulationsrelevanter Wandstrukturen,
- Implementierung von simulationsrelevanten Systemen,
  - Pumpen,
  - Ventile,
- Wiederkehrende Plausibilitätsrechnungen in ATHLET und Anpassungen des Datensatzes
- Modellierung der Grundfunktionalität relevanter betrieblicher Systeme in AGM
- Modellierung der Grundfunktionalität relevanter sicherheitstechnischer Systeme in AGM
- Testdurchläufe und Anpassungen der leittechnischen Systeme in AGM
- Integrationstest der Thermohydraulik und Leittechnik
- Durchführung von Plausibilitätsrechnungen

AP 4 beinhaltete die Durchführung der Störfallsimulation. Mit Durchführung der Störfallsimulation kann die sicherheitstechnische Relevanz des untersuchten Störfalls für das Sicherheitsniveau der Anlage ermittelt werden. Ein repräsentativer Störfall wurde auf Basis der Erkenntnisse aus AP 1 ausgewählt. Für die Durchführung wurde der erstellte Datensatz entsprechend des zu simulierenden Störfalls angepasst. Dies schließt beispielsweise eine Implementierung von thermohydraulischen Objekten zur Störfallsimulation und das Setzen von Verfügbarkeiten von Systemen mit ein. Ebenso galt es, die Randbedingungen für die Simulation festzulegen. Nach Durchführung der Störfallsimulation wurde das Anlagenverhalten analysiert und die zeitlichen Verläufe wichtiger Anlagenparameter im Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele (Unterkritikalität, Kühlung des Reaktorkerns, Integrität des Kühlkreislaufs bzw. des mit Kühlmittel gefüllten Pools)

bewertet. Da die Schutzkriterien für Forschungsreaktoren verschieden von Leistungsreaktoren sind, wurden zunächst die Kriterien zur Einhaltung der Schutzziele und die Definitionen der Start- und Randbedingungen ausgearbeitet.

Die einzelnen Arbeitsschritte teilten sich wie folgt auf:

- Auswahl des zu simulierenden Störfalls und Ausarbeitung der Kriterien zur Einhaltung der Schutzziele
- Definition der Start- und Randbedingungen
- Anpassung des Datensatzes für die Störfallsimulation
  - Setzen von Systemverfügbarkeiten
  - Implementierung von thermohydraulischen Objekten
  - Implementierung der Startbedingungen
- Durchführung der Störfallanalyse
- Ergebnisbewertung des Störfallverlaufs
- Fehlerkorrektur und Verbesserungen des Datensatzes und erneute Durchführung der Störfallanalyse inklusive Bewertung

Im letzten Arbeitspunkt erfolgte die Dokumentation, die neben diesem Abschlussbericht auch zwei Veröffentlichungen auf der Konferenz RRFM im Jahr 2018 und 2019 beinhaltet.

## **2 Ergebnisse des Arbeitsprogramms**

### **2.1 Stand der Wissenschaft und Technik**

Ziel des ersten Arbeitsschrittes ist die Erlangung und Aufbereitung notwendiger Informationen und Erkenntnisse, die für die Erstellung eines Anlagenmodells und die Durchführung von Störfallanalysen für einen Forschungsreaktor notwendig sind. Für die Aufbereitung des Standes von Wissenschaft und Technik wurden bisherige Arbeiten der GRS herangezogen sowie bewährte Vorgehensweisen, die z. B. in Richtlinien der IAEA veröffentlicht sind, berücksichtigt. Die notwendigen Informationen wurde aus einer zielgerichteten Auswahl relevanter Literatur, insbesondere aus den Quellen der IAEA (IAEA Safety Standards No. SSG-20 /IAE 12/, No. SSR-3 /IAE 16/ und IAEA Safety Reports Series No. 55 /IAE 08/ sowie IAEA SSG-2 /IAE 10/ und IAEA SRS-23 /IAE 02/) gewonnen. Eine weitere wichtige Quelle stellte das niederländische Regelwerk /ANV 15/ dar, das auch Forschungsreaktoren berücksichtigt. Weiterhin sind international Veröffentlichungen zur Durchführung von deterministischen Störfallanalysen recherchiert worden.

#### **2.1.1 Nationaler und internationaler Standard zur Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren**

Die deterministische Sicherheitsanalyse ist sowohl national als auch international eine fest etablierte Methode zur Bestimmung des Sicherheitsniveaus von kerntechnischen Anlagen. In Deutschland sind im Rahmen eines atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens und der periodischen Sicherheitsüberprüfung Ablauf und Auswirkungen möglicher Störfälle zu analysieren. Hierzu werden deterministische Störfallanalysen eingesetzt und getroffene Maßnahmen zur Beherrschung von Stör- und Schadensfällen überprüft. Die Anforderungen an deren Durchführung sind für Kernkraftwerke im Deutschen Regelwerk (Sicherheitsanforderung an Kernkraftwerke /BMU 15/ und Leitfaden zur deterministischen Sicherheitsanalyse /BMU 98/), dargelegt. Die nationalen Anforderungen berücksichtigen dabei die Erkenntnisse und Entwicklungen auf internationaler (IAEA Safety Standards) und europäischer Ebene (WENRA). Neben der Nachweisführung in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren dienen deterministische Störfallanalysen weiteren Zielen, wie beispielsweise der Optimierung von Systemen oder als Unterstützung für probabilistische Sicherheitseinschätzungen. Für die Durchführung von deterministischen Störfallanalysen für Forschungsreaktoren liegen im deutschen Regelwerk keine

spezifischen Anforderungen vor. Die nationalen Regelwerke müssen sinngemäß Anwendung finden und können von internationalen Regelwerken unterstützt werden (hier sind beispielsweise IAEA Safety Guides heranzuziehen /IAE 12/, /IAE 12a/). Die IAEA definiert in den SSG-22 die Anforderungen für den Ansatz des „graded Approach“ zur Bestimmung des Umfangs und des Detaillierungsgrades der Sicherheitsanalyse basierend auf dem Gefährdungspotential des zu analysierenden Forschungsreaktors. In den Niederlanden wurde dieser Ansatz im niederländischen Regelwerk umgesetzt. Je nach Gefährdungspotential wird das niederländische Regelwerk vollumfänglich oder teilweise angewendet.

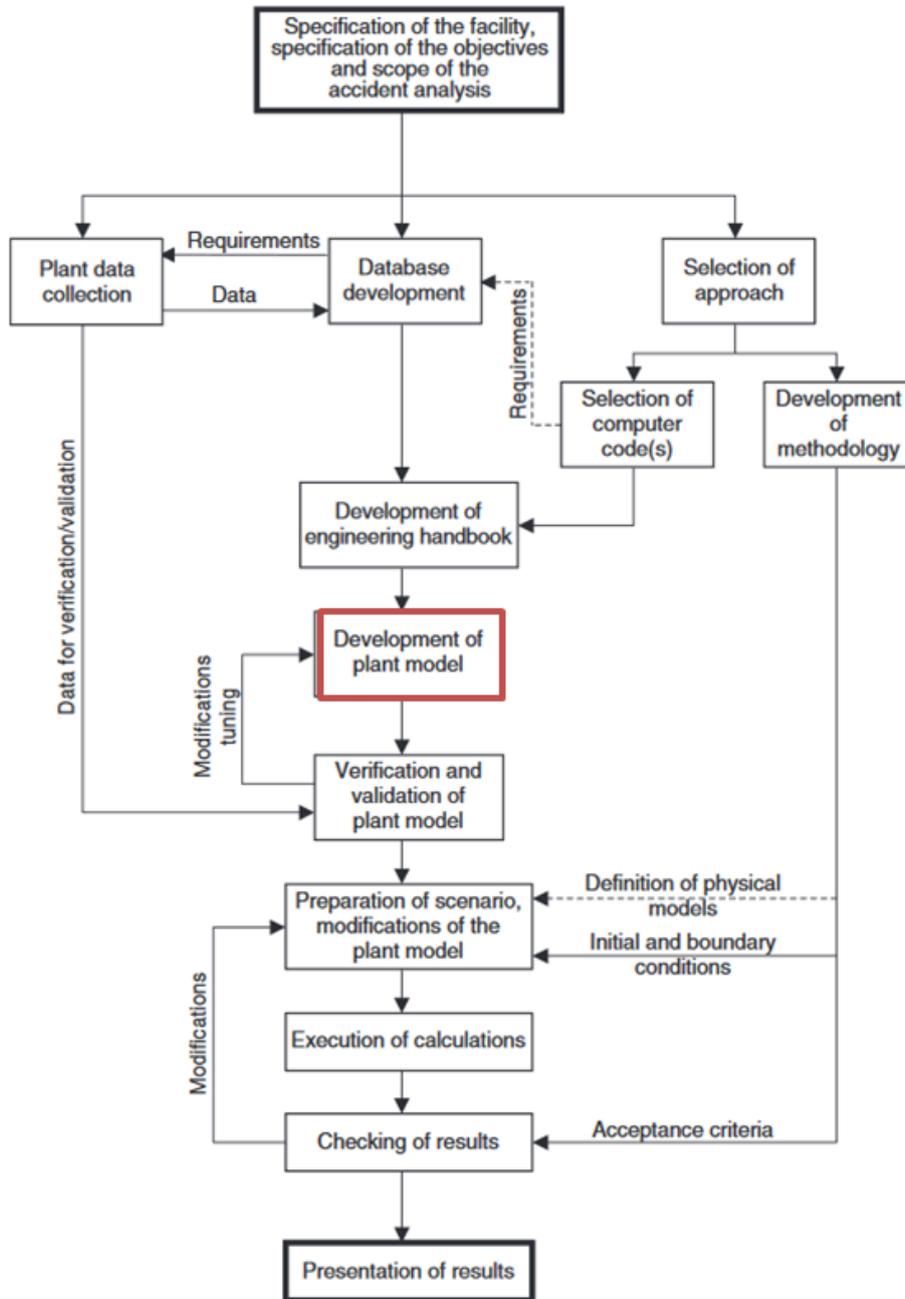
Im IAEA Bericht SRS-No. 55 werden die allgemeinen Methoden und Typen von Sicherheitsanalysen sowie die Durchführung und Dokumentation näher beschrieben /IAE 08/. Die Durchführung der deterministischen Sicherheitsanalyse gliedert die IAEA dabei in folgende Hauptschritte:

- Identifikation und Selektion der postulierten auslösenden Ereignisse
- Simulation der Ereignisabläufe
- Auswertung der Ereignisabfolgen
- Gegenüberstellung der Ergebnisse und der Akzeptanzkriterien

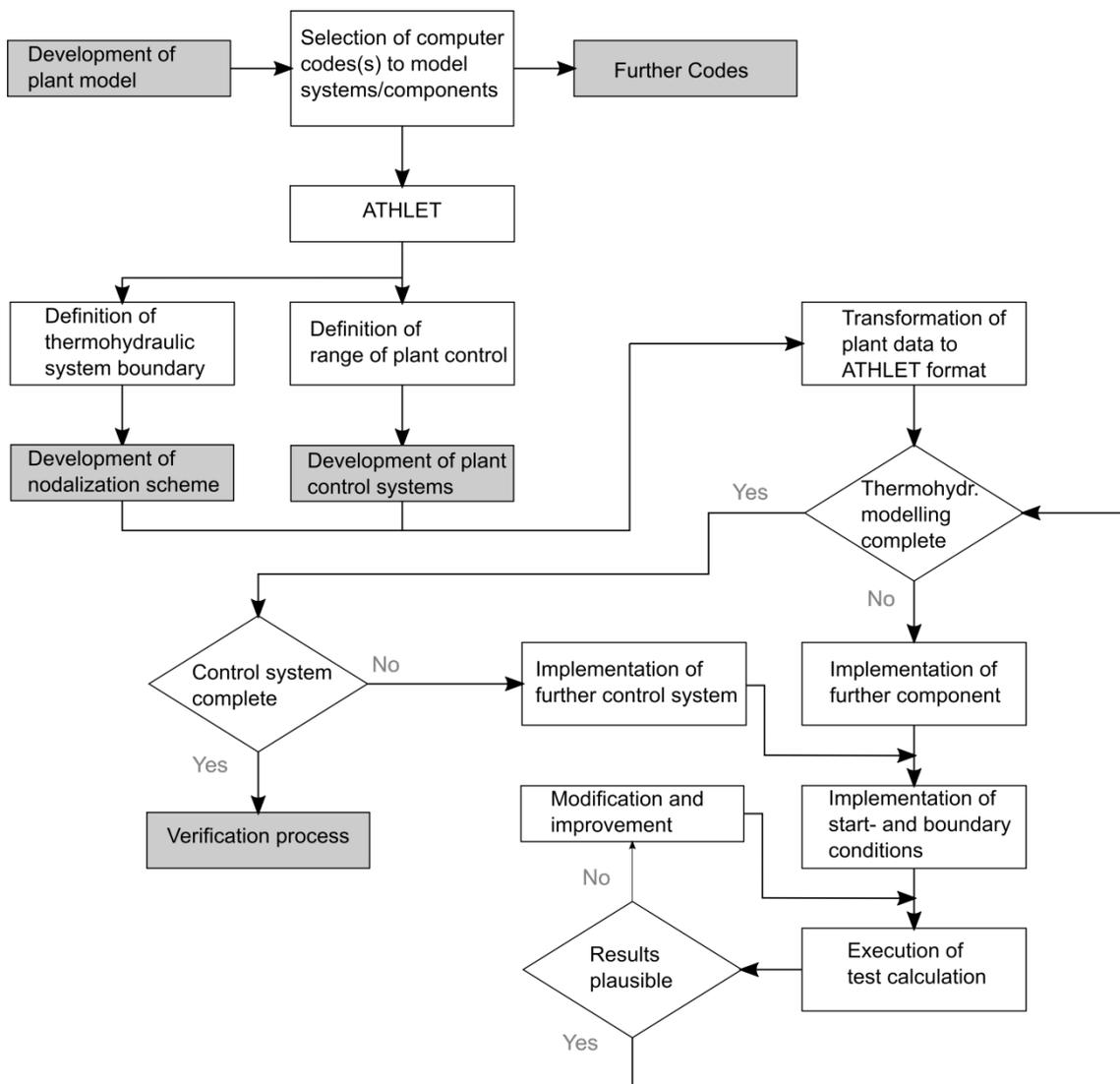
Bevor mit den Analysen gestartet werden kann, muss das Anlagenmodell erstellt werden. Hierzu ist die übergeordnete Vorgehensweise zur Erstellung eines Anlagenmodells für Leistungsreaktoren auf Forschungsreaktoren übertragbar. Die IAEA empfiehlt die Durchführung der folgenden Schritte /IAE 02/ (auch in Abb. 2.1 dargestellt):

- Festlegung der zu modellierenden Anlage und Ziel der Analyse
- Auswahl der Analysemethoden (z. B. konservativ, best-estimate)
- Auswahl des Analyseprogramms
- Sammlung der Anlagendaten
- Aufbereitung der Anlagendaten
- Dokumentation
- Entwicklung des Anlagenmodells/Eingabedatensatzes
- Verifizierung und Validierung des Anlagenmodells/Eingabedatensatzes

Innerhalb der GRS wird das von der IAEA empfohlene Verfahren für die Entwicklung von Anlagendatensätzen verwendet. Der Prozessschritt der Datensatzerstellung (in Abb. 2.1 rot umrandet) lässt sich jedoch spezifisch für ATHLET weiter verfeinern. In Abb. 2.2 ist dieser Schritt daher als weiterer Prozess dargestellt. Grau eingefärbte Schritte stellen wiederum weitere Unterprozesse dar. Der thermohydraulische Code basiert auf der Finite-Volumen-Methode und löst das gewöhnliche Differentialgleichungssystem an diskreten Kontrollvolumina der Nodalisierung. Der Anwender muss die abzubildende Anlage in diesem Netzwerk von thermohydraulischen Kontrollvolumina abbilden. Dabei können den Kontrollvolumina auch Wandstrukturen hinzugefügt werden. Neben dem thermohydraulischen Teil stellt ATHLET auch ein Leittechnikmodul zur Simulation von Leit- und Regelungstechnik zur Verfügung. Ein typisches System, was dort abgebildet wird, ist beispielsweise das Reaktorschutzsystem. Unter der Verwendung der analogen und logischen Signale lassen sich auch teilweise thermohydraulische Systeme vereinfacht repräsentieren. Der Anwender muss anhand der verfügbaren technischen Anlagendokumentation die thermohydraulischen und leittechnischen Systemgrenzen festlegen und dokumentieren, innerhalb derer er die Anlage modelliert. Nach Definition der Systemgrenzen erfolgt die Entwicklung eines Nodalisierungsschemas und Entwicklung logischer Schaltsysteme. Diese Entwicklungsschritte sind sehr ressourcenintensiv und erfordern ein hohes Maß an Erfahrung seitens des Anwenders. Nach Entwicklung des Nodalisierungsschemas werden die Anlagendaten in ein von ATHLET verarbeitbares Format transformiert. Beispielsweise müssen Geometriewerte der freien Strömungsfläche berechnet werden. Danach werden die Komponenten in ATHLET-Format in ein ASCII-Textdokument implementiert. Aufgrund der Komplexität einer Datensatzentwicklung wird innerhalb der GRS ein „bottom-up“-Ansatz für die Erstellung verfolgt. Dies bedeutet, dass die Modellierung zunächst mit einer einzelnen Komponente beginnt und schrittweise weitere Komponenten hinzugefügt werden. Die Entwicklung einzelner Modelle von Komponenten kann dabei auch parallel erfolgen. Zwischen jeder Erweiterung sollten Funktionstests durchgeführt werden, damit Fehler frühzeitig erkannt und beseitigt werden können. Dies ist in Abb. 2.2 im Bereich unten rechts als iterativer Prozess dargestellt. Hierdurch werden eine höhere Qualität des Eingabedatensatzes und weniger Eingabefehler gewährleistet.



**Abb. 2.1** Prozess zur Beschreibung der grundlegenden Schritte zur Entwicklung eines Anlagenmodells /IAE 02/



**Abb. 2.2** Prozess zur ATHLET-Datensatzerstellung /KOP 18/

Nach Fertigstellung des Anlagenmodells erfolgt die übergeordnete Validierung und Verifizierung, die wiederum eine Überarbeitung des Anlagenmodells erforderlich machen können. Zur Qualitätssicherung von Sicherheitsanalysen empfiehlt die IAEA ein standardisiertes Verfahren, das zum einen die Güte der Simulationsergebnisse sicherstellt und zum anderen die Anforderungen an die Anlage berücksichtigt /IAE 08/. Nach Verifikation der verwendeten Anlagen- bzw. Eingabedaten bedarf es laut IAEA einer Über- sowie Gegenprüfung des Datensatzes, um Fehler aus der Entwicklungsphase zu korrigieren. Zudem sind die angewandten Anlagenmodelle zu validieren /IAE 08/. D'Auria listet für verschiedene Systeme und Strukturen akzeptable Fehler für die Nodalisierung auf /DAU 93/. In der folgenden Tabelle sind einige Größen wiedergegeben (es werden nur Systeme aufgelistet, die auch bei Forschungsreaktoren vorkommen). Liegen die Größen

im Vergleich mit Referenzwerten innerhalb der Fehlertoleranz kann das Anlagenmodell als qualifiziert angesehen werden.

**Tab. 2.1** Akzeptable Fehler in der Nodalisierung nach /DAU 93/

<b>Größe</b>	<b>Akzeptabler Fehler</b>
Volumen [m <sup>3</sup> ]	≤ 1 %
Wärmeübertragungsfläche im Kern [m <sup>2</sup> ]	≤ 0,1 %
Kühlmittelmasse [kg]	≤ 2 %
Energiebilanz [MW]	≤ 2 %
Temperatur Kerneintritt [°C]	≤ 0,5 %
Oberflächentemperatur Brennstab/Platte [°C]	≤ 10 K
Pumpengeschwindigkeit [rad/s]	≤ 1 %
Druckverlust über den Kern [Pa]	≤ 10 %
Massenströme [kg/s]	≤ 2 %
Massenströme Kernbypass [kg/s]	≤ 10 %
Kühlmittelgeschwindigkeit im Kern [m/s]	≤ 2 %
Druck Kernaustritt [Pa]	≤ 0,1 %

In der GRS wurde im Rahmen eines Vorhabens ein Verifikationsprozess für Druckwasserreaktoren entwickelt /PAL 18/. Dieses teilt sich in drei Phasen auf:

1. Überprüfung der physikalischen Parameter im stationären Zustand durch einen Vergleich mit der Anlagendokumentation,
2. Überprüfung der Funktionalität der betrieblichen Systeme und der Begrenzungs-systeme durch die Simulation von Ereignissen der Sicherheitsebene 2,
3. Überprüfung der Sicherheitssysteme durch die Simulation von Ereignissen der Sicherheitsebenen 2 – 4a.

Verschiedene zu simulierende Ereignisse werden für jede der drei genannten Phasen empfohlen, um eine gute Qualifizierung zu gewährleisten. Diese konkreten Ereignislisten sind aktuell nur für Druckwasserreaktoren vorhanden. Die Methode lässt sich jedoch auf Forschungsreaktoren übertragen.

Mit dem fertiggestellten Anlagendatensatz werden deterministische Sicherheitsanalysen durchgeführt. In den nationalen Regelwerksdokumenten werden die aktuellen Anforderungen an die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke beschrieben. Die technischen Regelwerke sind zwar für Forschungsreaktoren nicht verbindlich, werden aber unter Berücksichtigung des Gefährdungspotentials zur Überprüfung und Bewertung der jeweiligen Anlage herangezogen. Als wichtige nationale Quellen sind die „Sicherheitsstatusanalyse (BAnz. 1997)“, die „Deterministische Sicherungsanalyse (BAnz. 1998)“ sowie die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ (BAnz AT 30.03.2015 B2) hervorzuheben. Die Methodik der deterministischen Sicherheitsanalyse sowie generisch formulierte Anforderungen an diese sind auf Forschungsreaktoren übertragbar. Explizite Anforderungen an Forschungsreaktoren bestehen im deutschen Regelwerk nicht. Spezifikationen, wie beispielsweise die gegenüberzustellenden Akzeptanzkriterien in den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“, beziehen sich auf Leistungsreaktoren. Für Forschungsreaktoren sind die definierten Akzeptanzkriterien und Grenzen zu den Schutzziele „Unterkritikalität“, „Kühlung des Reaktorkerns“, „Integrität des Kühlkreislaufs bzw. des Pools“ quantitativ nicht gültig. Entsprechend müssen zu betrachtende Ereignisse und entsprechende Grenzwerte individuell für die Forschungsanlagen ermittelt werden.

### **2.1.2 Literaturrecherche zu veröffentlichten deterministischen Störfallanalysen für Forschungsreaktoren**

Im Rahmen dieses Arbeitsschrittes wurden internationale Veröffentlichungen verschiedener Fachkonferenzen und Fachzeitschriften zum Thema „Deterministische Sicherheitsanalyse für Forschungsreaktoren“ ausgewertet. Dies schließt beispielsweise die Veröffentlichungen der „Research Reactor Fuel Management RRFM“, „Progress in Nuclear Energy“, „Nuclear Engineering and Design“ sowie „Annals of Nuclear Energy“ ein. Hierbei wurde der Fokus auf Forschungsreaktortypen mit Bezug zu in Deutschland vorhandenen Forschungsreaktoren gelegt. In Deutschland betriebene Null-Leistungsreaktoren wurden nicht berücksichtigt. Die untersuchten Artikel beziehen sich daher maßgeblich auf den Pool-Typ MTR (im Hinblick auf den BER II), Pool-Typ TRIGA (im Hinblick auf den FRMZ) und den Pool-Typ Kompaktkern (im Hinblick auf den FRM II). Nachfolgend wird ein kurzer Auszug aus den drei Veröffentlichungen mit dem größten direkten Bezug zu diesem Vorhaben präsentiert.

1. Däubler, M. et al.: „New Reactor Safety Analysis of FRM II compact core using TRACE/PARCS“, RRFM 2012 /DAE 12/

In dieser Veröffentlichung wird untersucht, ob mit dem best-estimate Code TRACE/PARCS der Kompaktkern des FRM II unter Normalbedingungen zum Zykluszeitpunkt „Begin of Life“ korrekt simuliert werden kann. Die Simulationsergebnisse werden zum einen mit einem SIEMENS KWU Design Bericht sowie mit dem Simulationscode ANSYS CFX verglichen. Es werden verschiedene Ergebnisse, wie beispielsweise Druckverteilung über den Kern oder Wärmestromprofil einer Brennpfanne, präsentiert. Die Veröffentlichung bietet eine gute Referenz zur Simulation der Vorgänge innerhalb des FRM II Kerns.

2. Reis, P.A.L. et al.: „Simulation of a TRIGA Reactor Core Blockage using RELAP5 Code“, Science and Technology of Nuclear Installations, 2015 /REI 15/

In dieser Veröffentlichung wird eine teilweise sowie eine vollständige Blockade der Kernkühlkanäle in einem TRIGA Reaktor mit RELAP5-MOD3.3 simuliert. Es wird das resultierende Verhalten der Anlage untersucht und Ergebnisse zu Kernmassenströmen, Brennstoff- und Hüllmaterial-Temperaturen, etc. präsentiert. Als Randbedingungen werden nominale Parameter verwendet. Mit der Blockade des Heißkanals wird hier im Abschnitt 2.4 ein verwandter Fall betrachtet.

3. Hainoun, A. et al.: “Simulation of LOFA and RIA for the IEA-R1 research reactor using the code MERSAT”, Annals of Nuclear Energy 35, 2008, /HAI 08/

In dieser Veröffentlichung werden Ergebnisse der Simulationen „Strömungsverlust mit Reaktorschnellabschaltung“ und „Reaktivitätszuführung ohne Reaktorschnellabschaltung“ präsentiert. Als Randbedingungen werden nominale Parameter verwendet. Die Ergebnisse umfassen u. a. stationäre Kerndaten sowie die Leistung, Kernmassenstrom und Temperaturen im Kern während der Störfallsimulation. Das Anlagenverhalten in dieser Arbeit wird im Abschnitt 2.3.3 mit der Simulation einer Reaktivitätszufuhr verifiziert.

Die gesichteten Artikel geben Aufschluss über genutzte Anfangs- und Randbedingungen sowie über untersuchte Störfälle. Es kann abgeleitet werden, dass im Rahmen einzelner deterministischer Störfallanalysen maßgeblich nominale Zustände als Startbedingungen verwendet werden. Weiterhin werden vorzugsweise Massenstromverluste (beispielsweise durch Blockierung von Kernkanälen), sowie Kühlmittelverluste und Zufügung von

Überschussreaktivität untersucht. Neben diesen Informationen konnten auch Anlagenparameter für den späteren Vergleich zum ATHLET-Modell entnommen werden (siehe Tab. 2.2).

**Tab. 2.2** Referenzwerte aus Literaturrecherche (FRM II)

Parameter	Referenzwert /PAU 01/, /BRE 11/	Einheit
Thermal power	18.18	MW
Mass flow primary circuit	300	kg/s
Mass flow core	280	kg/s
Mass flow bypass	20	kg/s
Coolant pumps $\Delta p$	-	bar
Pressure fuel plate top edge	6.1	bar
Pressure core outlet	2.3	bar
Coolant temperature core inlet	37	°C
Coolant temperature core outlet	52.5	°C
Core temperature rise	15.5	°C
Average core coolant velocity	16-17	m/s

Neben diesen Artikeln wurde auch der Sicherheitsbericht des Forschungsreaktors OPAL gesichtet. Für die durchgeführten deterministischen Sicherheitsanalysen wurden folgende Rahmenbedingungen verwendet /INV 04/:

- Konservativer Ansatz
- Reaktorschnellabschaltung wird erst mit 2. Anrege-Kriterium aktiviert
- Keine Berücksichtigung der Reaktivitätsrückwirkungen
- 20 % Unsicherheit in der Abschaltreaktivität
- Keine Berücksichtigung der Photo-Neutronen aus dem Schwerwasser-Tank
- Zuordnung der Gesamtleistung im Reaktorkern (keine Berücksichtigung der Wärmeerzeugung im Schwerwasser-Tank)
- Grenzwerte zur Aktivierung der Reaktorschnellabschaltung ausgelöst durch erhöhte Reaktorleistung
- Annahme eines Einzelfehlers im ersten Abschaltssystem: 4v5 Kontrollplatten verfügbar
- Teilweise Unterstellung eines Totalausfalls des ersten Abschaltsystems
- Keine Einbringung negativer Reaktivität, bevor das Drainage-Ventil des 2. Abschaltsystems voll geöffnet ist

### **2.1.3 Identifizierung wichtiger sicherheitsrelevanter Störfallereignisse in Forschungsreaktoren**

Zur Identifizierung wichtiger Störfälle werden in /IAE 16/, /IAE 08/ und /ANV 15/ zu postulierende Ereignisse angegeben. Um den Umfang von Sicherheitsanalysen für Forschungsreaktoren zu reduzieren, ist eine Gruppierung der Ereignisse nach IAEA gestattet und aus jeder Kategorie das abdeckende Ereignis für die weitere Analyse zu wählen. Während in dem IAEA Dokument diese übergeordneten Ereignisgruppen gelistet sind, werden im Anhang 6 des niederländischen Regelwerks die spezifischen Ereignislisten den Sicherheitsebenen 2 bis 3b zugeordnet. Nachfolgend ist ein Auszug der übergeordneten Kategorien der Störfallereignisse gelistet. Detaillierte Angaben sind in den genannten Quellen /IAE 16/, /IAE 08/ und /ANV 15/ zu finden.

- Verlust der Energieversorgung
- Änderung in der Reaktivitäts- und Leistungsverteilung
- Änderung des Primärmassenstroms
- Blockierung von Kernkanälen
- Kühlmittelverlust
- Fehlerhafte Handhabung der BE
- Änderung/Verlust der sek. Wärmeabfuhr
- Verlust der Restwärmeabfuhr
- Kühlsystemverluste von Versuchsgeräten
- Versagen des Schnellabschaltsystems
- Interne Ereignisse
- Externe Ereignisse
- Menschliches Versagen

Nachfolgend werden die Störfälle, die im Sicherheitsbericht des Forschungsreaktors OPAL aufgeführt sind, betrachtet. Der Forschungsreaktor OPAL ist der zuletzt in Betrieb gegangene Forschungsreaktor und hat seinen Sicherheitsbericht veröffentlicht. Es wurden folgende Störfälle mit dem thermohydraulischen Code RELAP simuliert:

- Ausfall aller sekundärseitigen Kühlpumpen
- Ausfall der externen Stromversorgung zusammen mit Ausfall aller Notdiesel
- Festsetzen des Rotors einer primärseitigen Kühlpumpe
- Wellenbruch einer primärseitigen Kühlpumpe
- Leck im Primärkühlsystem
- Leck im Reaktorbeckenkühlsystem

Mit dem Code PARET-PC wurden weiterhin folgende Reaktivitätsstörfälle untersucht:

- Auswurf bestrahlten spaltbaren Materials
- Auswurf Kontrollplatte während Reaktoranzahrt
- Auswurf Kontrollplatte bei voller Leistung
- Auswurf Bestrahlungsproben
- Auswurf der Bestrahlungsbüchse der Rohrpost mit Absorbermaterial

In der Vergangenheit sind verschiedene Ereignisse in Schwimmbad-Reaktoren aufgetreten. Ein Auszug ist im Folgenden aufgelistet /INV 04/:

- ISIS, Saclay: Reaktivitätszufuhr durch Auszug einer Experimentiereinheit
- Ford Research Reactor, Michigan: Entnahme eines Brennelements während Kritikalität
- Engineering Test Reactor, USA: Blockierung von Kühlkanälen
- Materials Test Reactor, USA: Blockierung von Kühlkanälen
- Oak Ridge, USA: Blockierung von Kühlkanälen
- Siloe, France: Blockierung von Kühlkanälen
- BR-2, Belgien: Blockierung von Kühlkanälen
- Research Reactor, Michigan: Leck im horizontalen Strahlrohr
- EEUU, Virginia: Rohrbruch
- Texas Agricultural and Mechanical College Reactor, USA: Wasserverlust durch Personenschleuse im Reaktortank
- Siloe, France: Leck im Reaktorbecken-Boden
- Pulstar, USA: Leck im Primärkühlsystem
- MTR Idaho, USA: erhöhte Strahlenexposition infolge fehlerhafter Positionierung eines Brennelementes
- BR-2, Belgien: Hüllmaterial eines Brennelements fehlerhaft
- Ohio State University, USA: Verklemmung eines Abschaltstabs
- MNR, Kanada: Leistungsexkursion während Neubeladung

Insbesondere ist das Ereignis „Blockade von Kühlkanälen“ häufiger aufgetreten.

## 2.2           **Aufbereitung der erforderlichen Anlagendokumentation**

Ziel dieses Arbeitsschrittes ist die Auswahl eines Forschungsreaktor-Typs, der als Vorbild für die Entwicklung des Analysesimulators verwendet wird. Weiterhin dient dieser Schritt der Aufbereitung der Anlagendokumentation derart, dass sich die Informationen in das ATHLET-Eingabeformat übertragen lassen.

Zur Erstellung des generischen Anlagendatensatzes bedarf es eines Forschungsreaktor-Typs, an dessen Design sich das Anlagenmodell orientiert. Die für dieses Projekt interessanten Forschungsreaktoren sind die in Deutschland betriebenen Anlagen BER II, FRM II und FRMZ. Zur Erstellung eines Anlagenmodells sind insbesondere Sicherheitsberichte, Betriebshandbücher, Systembeschreibungen und Systemschaltpläne sowie Konstruktionszeichnungen interessant. Der GRS liegen zu den genannten Anlagen verschiedene dieser Dokumente vor. Weitere Informationen, wie beispielweise Weiterleitungsnachrichten sind für dieses Projekt von untergeordneter Bedeutung. Die Dokumente wurden anhand ihrer Verwendbarkeit im Hinblick auf eine direkte Nutzbarkeit bei der Erstellung des generischen Anlagendatensatzes bewertet. Auf Informationen zum Reaktorbecken, Kern, Kühlkreislauf, Notkühlung, Sekundärleitungen und Wärmetauscher wurde vordergründig geachtet, Angaben der Nenndaten der Anlage, sowie zu Materialien und deren Parameter und zur Konstruktion der Anlage, insbesondere des Reaktorkerns, sollten möglichst vollständig vorliegen. Nebenanlagen und -systeme oder experimentelle Einrichtungen wurden im Rahmen dieses Projektes nicht berücksichtigt.

Bei einer ersten Sichtung der Unterlagen, wurde deutlich, dass der GRS zu dem BER II und dem FRM II die meisten Informationen vorliegen. Für die hier dokumentierten Arbeiten wurde eine weitere Betrachtung, insbesondere zu den eingesetzten Brennelementen angestellt, um eine endgültige Entscheidung zwischen den drei Anlagen zu treffen. Eine Gegenüberstellung von charakteristischen Merkmalen u.a. der Leistungsdichte, der Gesamtleistung und das Schutzzielkonzept, ergab, dass sich der FRM-II Reaktor als sicherheitstechnisch am relevantesten darstellt und daher die verfügbare Datenbasis des FRM II für die Erstellung eines generischen Analysesimulators ausgewählt wurde.

### 2.3 Entwicklung des generischen Analysesimulators

Die Geometrien und Systeme sind auf Basis von Unterlagen modelliert, welche bei GRS verfügbar sind. Bei Unverfügbarkeit von erforderlichen Daten wurden auf Basis der bisherigen Erfahrung der GRS bei der Modellierung von Kernkraftwerken begründete Annahmen getroffen.

Zur Modellierung der Referenzanlage wurde der Systemcode ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) verwendet, der in der GRS entwickelt und zur Berechnung von Strömungs- und Wärmeübergangsprozessen im Kühlkreislauf von kerntechnischen Anlagen eingesetzt wird. Der Anwendungsbereich umfasst den gesamten Störfallbereich von betrieblichen Störungen über Transienten und Kühlmittelverluststörfälle bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen. ATHLET ist modular aufgebaut, wobei die zentralen Komponenten folgende sind:

- Thermofluiddynamik TFD
- Wärmeleitung und Wärmeübertragung HECU
- Neutronenkinetik NEUKIN
- Steuerung und Regelung GCSM
- Zeitintegration FEBE

Der Kühlkreislauf wird in ATHLET als Netzwerk einzelner Komponenten dargestellt, wobei drei grundlegende Netzwerkbausteine, sogenannte thermo-fluiddynamische Objekte (TFO), Verwendung finden:

- PIPE-Objekte werden zur Simulation eindimensionaler Strömungswege verwendet und bestehen in der Regel aus mehreren Zellen (Kontrollvolumen), die durch Strömungswege (Leitungen) miteinander verbunden sind.
- BRANCH-Objekte bestehen aus einem einzigen Kontrollvolumen und werden zur Simulation von Behältern und Verzweigungen genutzt.
- Spezialobjekte dienen zur Abbildung von Kühlkreislaufkomponenten mit speziellen Eigenschaften oder zur Erfassung komplexer Geometrien mit mehrdimensionalen Strömungen.

Die einzelnen thermo-fluiddynamischen Objekte werden durch die vom Anwender vorzunehmende Definition von Strömungswegen (Prioritätsketten) vernetzt und erzeugen die Geometrie des gesamten Kühlkreislaufs. Innerhalb einzelner Objekte finden einheit-

liche physikalische Modelle und numerische Methoden Anwendung. Die räumliche Diskretisierung des Rechengebiets wird durch einen Finite-Volumen-Ansatz realisiert. Innerhalb der Kontrollvolumen werden die Bilanzgleichungen für Masse und Energie gelöst. Die Kontrollvolumen werden durch Strömungsverbindungen miteinander verbunden. Über die Strömungsverbindungen werden die Impulsbilanzen aufgestellt. Die Lösungsvariablen sind hierbei der Druck, die Dampftemperatur, die Wassertemperatur, die Dampfqualität sowie die Massenströme des Wasser-Dampf-Gemischs (5-Gleichungsmodell) beziehungsweise die beiden mit dem Strömungsquerschnitt multiplizierten Phasengeschwindigkeiten (6-Gleichungsmodell).

Das Modul HECU ermöglicht die Darstellung fester Anlagenteile als Wärmeleitobjekte, sogenannte Heat Conduction Objects (HCO). Als Objektgeometrien stehen Platte, Hohl- oder Vollzylinder zur Auswahl. HECU simuliert Temperaturprofile in einem Festkörper auf Basis der Fourier-Gleichung. Durch Kopplung eines HCO mit einem TFO kann der Energietransport zwischen Struktur und Fluid erfasst werden.

Die nukleare Wärmeleistung wird mit dem Modul NEUKIN simuliert. Die kinetische Zerfallsenergie wird entweder mit einem Punktkinetikmodell oder mit einem eindimensionalen Neutronendynamikmodell berechnet. Die in den Brennelementen erzeugte Zerfallswärme kann mit speziellen GCSM-Signalen modelliert werden.

Das Modul GCSM (General Control Simulation Module) basiert auf einer blockorientierten Systembeschreibungssprache und dient zur Darstellung von Steuerungen und Regelkreisen. Es ermöglicht die Nachbildung der Leittechnik einer Reaktoranlage. Außerdem können einzelne Anlagenkomponenten mit GCSM vereinfacht modelliert werden. Randbedingungen wie beispielsweise Ein- und Ausströmraten oder Druck-Enthalpie-Randbedingungen können als Kontrollsignale implementiert werden.

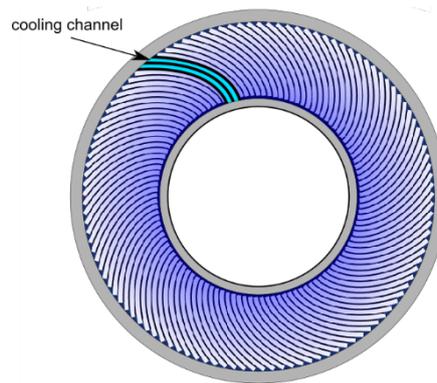
### 2.3.1 Modellierung der Thermohydraulik

Die thermohydraulische Modellierung der Referenzanlage umfasst ein Modell des Primärkühlsystems mit dem Reaktorkern, Rohrleitungen des Primärkühlsystems, Rückschlagklappen, Pumpen und Wärmetauscher. Das Sekundärkühlsystem ist aufgrund fehlender Daten vereinfacht dargestellt und mit Randbedingungen (Fill und Time-Dependent Volume) versehen. Das Not- und Nachkühlsystem ist mit drei Strängen und Pumpen modelliert. Weiterhin sind die Naturumlaufklappen als Verbindung zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf modelliert. Ebenso wird das Reaktorgebäude vereinfacht dargestellt.

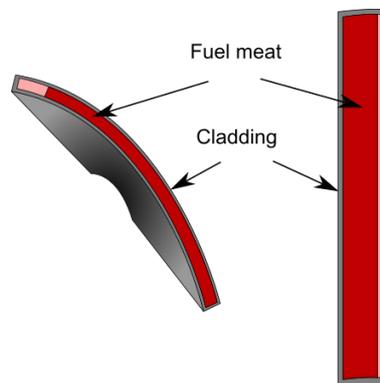
Für alle im Eingabedatensatz definierten Thermofluidobjekte wurde das 6-Gleichungsmodell mit separater Impulsbilanz für Wasser und Wasserdampf eingesetzt. Die Reibungsdruckverluste wurden mit dem Martinelli-Nelson Modell berücksichtigt. Für die Berechnung des kritischen Wärmestroms wird die Korrelation nach Mirshak verwendet. Abhängig von dieser Korrelation wird die kritische Oberflächentemperatur der Brennpfatten bestimmt, ab der Departure from Nuclear Boiling (DNB) oder Dry-Out initiiert und der Übergang zum Filmsieden gestartet wird.

#### 2.3.1.1 Reaktorkern

Das Brennelement befindet sich zusammen mit verschiedenen experimentellen Einrichtungen in einem mit Schwerwasser gefüllten Moderator tank, an den auch die Strahlrohre einbinden. Das zylindrische Brennelement besteht aus 113 evolventenförmigen Brennpfatten. Eine Darstellung des Kompaktkerns mit der Hervorhebung zweier Kühlkanäle ist in Abb. 2.3 dargestellt. Die Brennstoffpfatten enthalten eine zu 93 % mit U235 angereicherte  $U_3Si_2$ -Al-Legierung, in die als Hülle eine Aluminiumschicht eingewalzt ist. Im Brennstoff ist mit  $3 \text{ g/cm}^3$  eine hohe Urandichte verarbeitet, wobei im Randbereich eine Urandichte von  $1,5 \text{ g/cm}^3$  vorhanden ist. Der Dichtesprung reduziert die Leistungsdichte am äußeren Kernrand. In Abb. 2.4 ist eine Brennstoffplatte in Draufsicht und Frontansicht abgebildet. Der Dichtesprung am äußeren Rand der Kernplatte ist in hellrot markiert. Die Kühlkanäle haben eine konstante Breite von ca. 2,2 mm. Die Länge der Pfatten beträgt 72 cm, wobei der aktive Bereich 70 cm einnimmt.



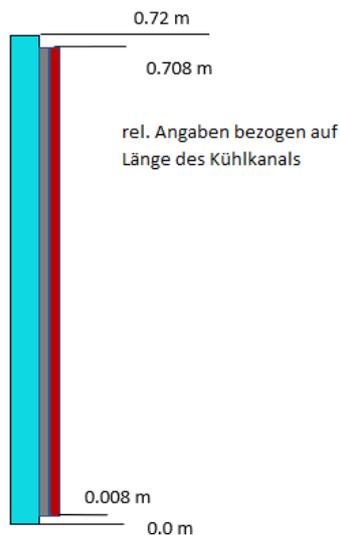
**Abb. 2.3** Kompaktkern der Referenzanlage; zwei Kühlkanäle sind in hellblau hervorgehoben



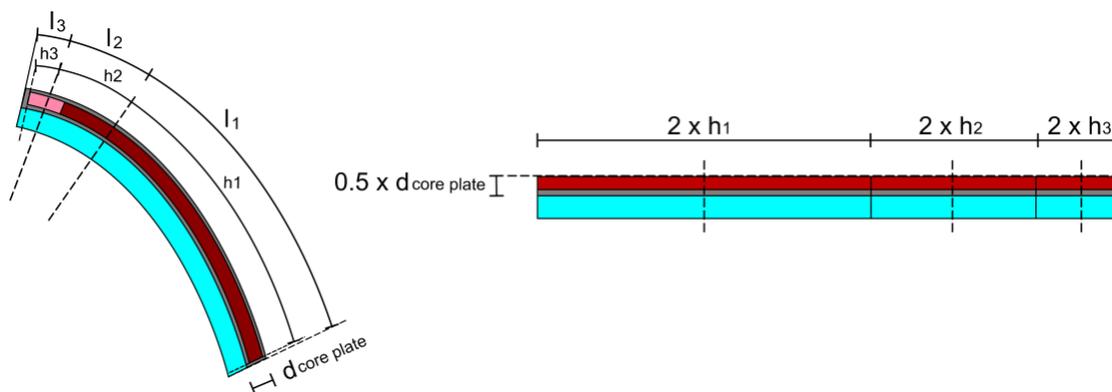
**Abb. 2.4** Draufsicht (links) und Frontansicht (rechts) einer Brennpalte; der Dichtesprung ist in hellrot markiert

Durch die rotationssymmetrische Kerngeometrie wird ein Kernkanal zur Repräsentation von 112 Kühlkanälen mit nominaler Leistung modelliert. Ein weiterer Kühlkanal wird zur Berücksichtigung von Abweichungen in der Konstruktion (kleinerer Kühlkanal) und Fertigung (höhere Leistung durch höheren Brennstoffgehalt) modelliert. Dieser Kanal wird im weiteren Verlauf „Heißkanal“ genannt. Insbesondere im Zentralkanal, in dem auch der Regelstab verfahren wird kommt es zu Bypass-Strömungen (Strömungen, die parallel zu den Kühlkanälen verlaufen). Diese Strömungen werden im Modell mit einem extra Kanal, genannt „Bypass“ berücksichtigt. Zur Darstellung der radialen Leistungsverteilung wird eine Nodalisierung des Kernkanals mittels dreier Unterkanäle gewählt, da in ATHLET kein Modell zur Simulation eines solchen Leistungsprofils vorhanden ist. Allerdings sind lediglich grobe räumliche Angaben über die radiale Position des Profils gegeben. Aufgrund dessen wurden Abschätzungen getroffen, die zu der in Abb. 2.6 links

dargestellten radialen Einteilung führt. Hierbei beträgt die radiale Länge des 1. Unterkanals  $l_1 = 0.0485$  m, die radiale Länge des 2. Unterkanals  $l_2 = 0.0109$  m und die radiale Länge des 3. Unterkanals  $l_3 = 0.0089$  m (siehe Abb. 2.5). Die parallelen Thermofluidobjekte werden mit sog. Cross-connections verbunden, um einen Strömungsaustausch zu ermöglichen. Die Breite der TFOs haben eine Breite von 2.2 mm. Der Heißkanal ist mit einer Breite von lediglich 1.95 mm belegt. An die TFOs wird jeweils eine Wärmeleitstruktur zur Abbildung des Brennstoffs und des Claddings gekoppelt. Auf diese Weise wird die in den Brennstoffplatten erzeugte Leistung in die Kühlkanäle übertragen. Damit die Wärmeübertragungsfläche den korrekten Wert zweier Platten annimmt, wird die Wärmeleitstruktur auf zwei Platten approximiert. An der Mittellinie der Wärmeleitobjekte, wird der Wärmeübergang als adiabat angegeben. Auf diese Weise wird die gesamte produzierte Leistung in den Kühlkanal übertragen. Die Länge der Platte im 1. Unterkanal beträgt  $h_1 = 0.0450$  m, die Länge der 2. Platte  $h_2 = 0.0109$  m und die Länge der 3. Platte  $h_3 = 0.0055$  m. Es wird somit in den Platten nur die aktive Zone berücksichtigt.



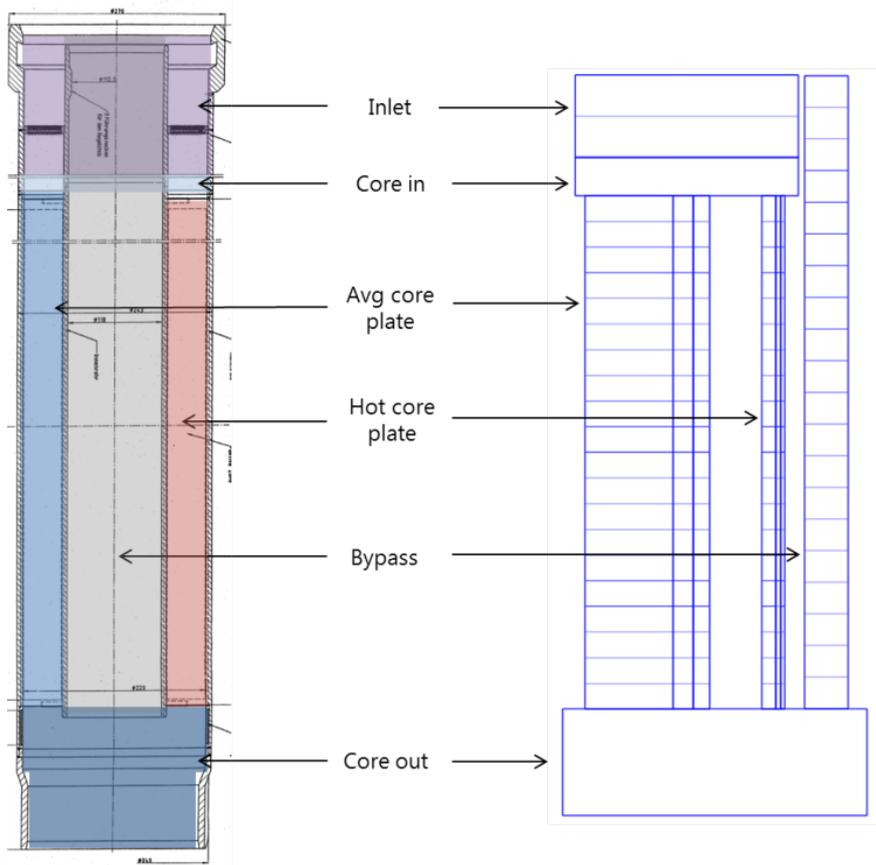
**Abb. 2.5** Axiale Ansicht eines Kühlkanals mit Darstellung einer Platte



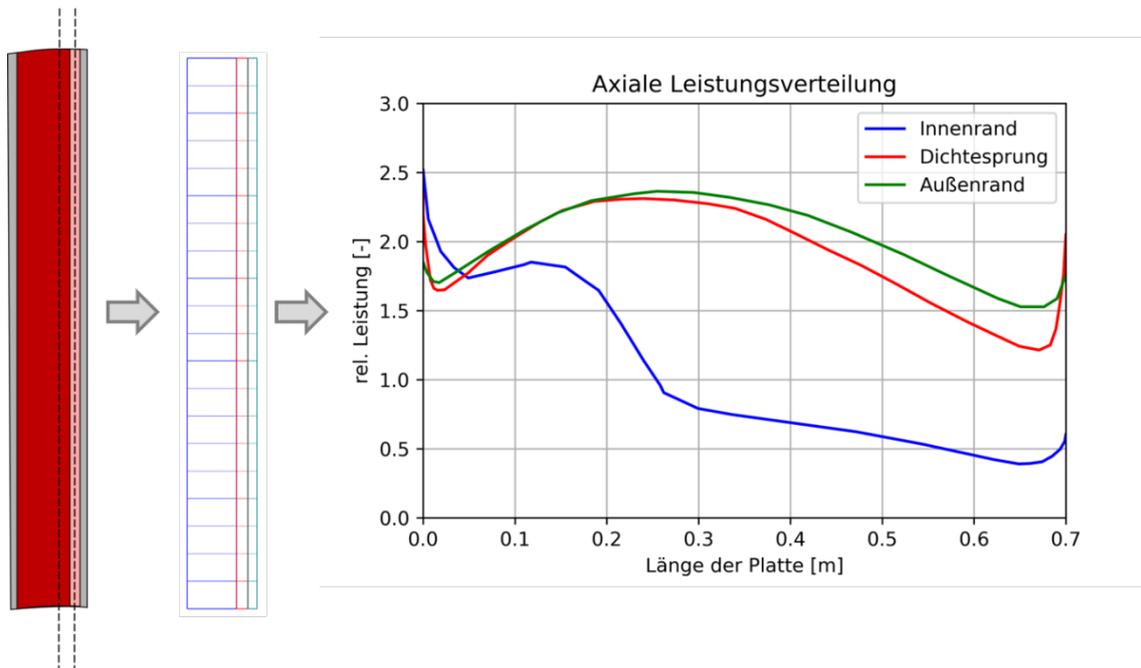
**Abb. 2.6** Radiale Unterteilung eines Kühlkanals in drei Segmente (links) und Modellierungsansatz der zugehörigen Wärmeleitstrukturen (rechts)

In Abb. 2.7 ist die resultierende Nodalisierung aus der Modellierung des Reaktorkerns in ATHLET abgebildet. In axialer Richtung sind die Kernunterkanäle in 20 Knoten eingeteilt. Die anliegenden Wärmestrukturen zur Darstellung der Brennpfatten sind äquivalent in 20 Knoten eingeteilt. Die radiale Unterteilung (s. auch Abb. 2.6) spiegelt sich in der Unterteilung der Kanäle von links nach rechts wider. Die normalen Kernkanäle sind durch die parallele Anordnung von 112 des in Abb. 2.7 dargestellten Kanals (mit „Avg. core plate“ bezeichnet) modelliert. Der zentral liegende Kernbypass, in dem der Kontrollstab verfahren wird, ist ebenfalls mit einem TFO berücksichtigt. Die jeweiligen axialen Leistungsprofile der Brennstoffplatten sind in Abb. 2.8 dargestellt.

Die nukleare Leistungserzeugung wird mittels Punktkinetik dargestellt. Die thermische Gesamtleistung des Reaktors beträgt 20 MW, wobei der Leistungsanteil des Reaktorkerns 18,18 MW beträgt. Die Differenz wird dem Moderator tank zuteil. Dieser hat einen eigenen Kühlkreislauf und ist vom Primärkühlkreislauf getrennt, so dass kein Wärmeeintrag in den Primärkreislauf stattfindet. Durch die Trennung der Systeme würde der Moderator tank und dessen Kühlsystem nur dann interessant, wenn Störfälle betrachtet werden, bei denen die Systeme gekoppelt betrachtet werden müssen (z. B. Lecks zwischen den Tanks), in diesem Vorhaben werden solche Fälle aber nicht betrachtet. Im ATHLET-Modell wird ausschließlich die im Kern erzeugte Leistung mit 18,18 MW berücksichtigt. Der Heißkanal ist mit einem Faktor von 1,7 /TUM 93/ belegt.



**Abb. 2.7** Nodalisierung des Reaktorkerns in ATHLET

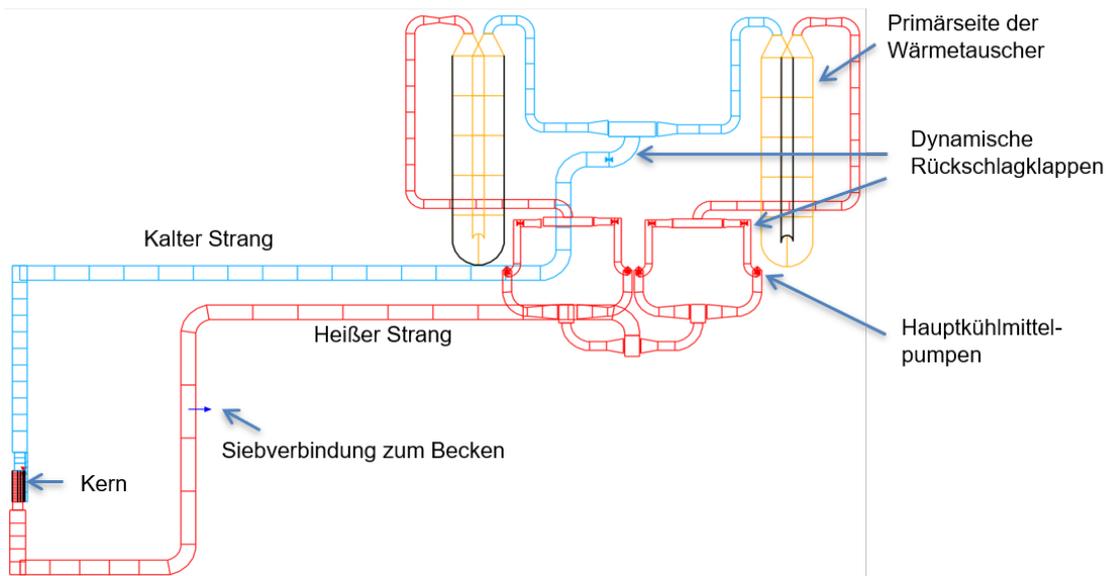


**Abb. 2.8** Axiale Leistungsverteilung der Brennstoffplatten

### 2.3.1.2 Primärkühlkreislauf

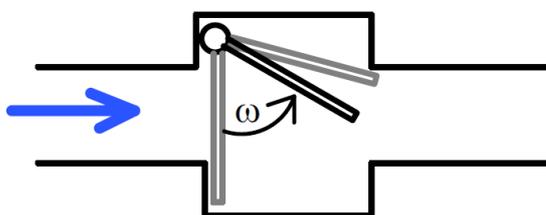
Der Primärkühlkreislauf führt die Wärme aus dem Brennelement ab und fördert das Kühlmittel zum Sekundärkühlkreislauf. Über vier Pumpenstränge wird das Kühlmittel von oben nach unten durch den Kern gepumpt. Der Kern sitzt im Zentralkanal, welcher am oberen und unteren Ende mit dem Primärkreislauf verbunden ist. Das Rohrleitungssystem des Primärkreislaufs teilt sich nach dem Zentralkanal erst in zwei Stränge, dann in vier Stränge auf. In diesen ist jeweils eine Primärpumpe mit Eck-Rückschlagventil an der Druckseite angeordnet. Die vier Pumpenstränge werden anschließend wieder zu zwei Leitungen zusammengeführt und schließen jeweils an einen Wärmetauscher an. Hinter den Wärmetauschern werden die Leitungen im Bereich des Reaktorbeckens zu einer Sammelleitung zusammengeführt. In der Sammelleitung befinden sich zwei Rückschlagklappen. In Strömungsrichtung nach der Rückschlagklappe binden die drei Stränge des Notkühlsystems sowie zwei Rohrleitungen mit je einer Naturumlaufklappe ein. Die Naturumlaufklappen werden durch den Pumpendruck von Primärpumpen oder Notkühlpumpen geschlossen gehalten und öffnen bei Abschalten oder Ausfall der Pumpen selbsttätig durch Gewichtskraft. Die Sammelleitung bindet schließlich wieder in das Zentralrohr ein. Der Nominaldurchsatz beträgt 300 kg/s.

Der Primärkühlkreislauf wird anhand vorliegender Daten in ATHLET modelliert. Die Nodalisierung ist in der folgenden Abb. 2.9 dargestellt. Über die Thermofluidobjekte Pipe und Branch wird das Rohrleitungssystem abgebildet. Im heißen Strang über der Kernhöhe ist die Siebverbindung zum Becken angeordnet. Die Pumpen und Ventile werden innerhalb der Rohrleitungen auf die Strömungsverbindungen zwischen zwei Kontrollvolumina implementiert.



**Abb. 2.9** Modellierung des Primärkühlkreislaufs

Zur Simulation der Ventile sind in ATHLET verschiedene Ventilmodelle vorhanden. Im Standard-Modell wird die relative Fläche des Ventils (vom geöffneten Zustand bis zum geschlossenen Zustand) von einem GCSM-Signal gesteuert. Im Check-Valve-Modell können Ventile über die Definition eines statischen oder dynamischen Drucks geöffnet und offengehalten werden. Ebenso ist es möglich, eine reine Abhängigkeit von der Strömungsrichtung anzugeben (bspw. öffnet bei positiver Strömung, schließt bei negativer Strömung). Neben diesen Optionen besteht weiterhin die Möglichkeit ein dynamisches Modell anzuwenden. Im Gegensatz zu den vorherig genannten Modelloptionen, öffnet und schließt das Ventil nicht instantan, sondern es wird die Bewegung der Rückschlagklappe simuliert und der aktuelle Öffnungswinkel des Ventils bestimmt (siehe Abb. 2.10).



**Abb. 2.10** Rückschlagventil im dynamischen Ventilmodell von ATHLET /LER 16/

Zur korrekten Modellierung der Funktionsweise der Rückschlagklappen im Primärkühl-system der Referenzanlage wird das dynamische Ventilmodell verwendet. Dieses wurde zum ersten Mal in einem ATHLET-Anlagensimulator eingesetzt. Da keine Anlagendokumente zu Rückschlagklappen vorliegen, wurden Annahmen aufgrund von Datenblättern

von Industriekomponenten getroffen. Diese betreffen den minimalen und maximalen Öffnungswinkel der Ventilklappe, die Länge der Ventilklappe, das Gewicht und das Momentum der Ventilkappen.

Zur Simulation der Pumpen stehen in ATHLET vier Pumpenmodelle zur Verfügung. Das einfachste Pumpenmodell beschreibt lediglich den aufgeprägten Differenzdruck der Pumpe. Dieser wird von dem Leittechnikmodul GCSM in ATHLET kontrolliert. Die folgenden drei Modelle erfordern die Eingabe von homologen Pumpenkurven:

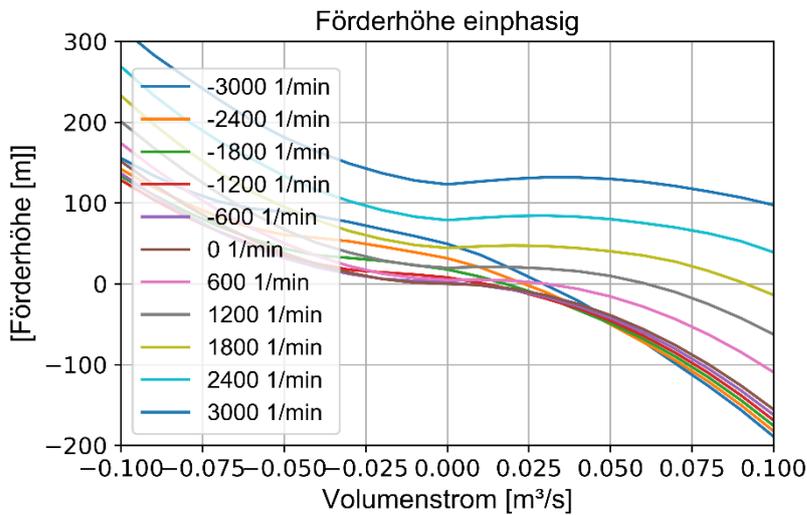
- Pumpenmodell mit Kontrolle der Drehzahl (Berechnung der Förderhöhe anhand homologer Kurven; Berechnung der Druckdifferenz unter Berücksichtigung der Dichte des Fluids und der Förderhöhe)
- Dynamisches Pumpenmodell (Berechnung der Förderhöhe und des Pumpendrehmoments anhand homologer Kurven; Berechnung der Drehzahl unter Berücksichtigung des Restdrehmoments und Trägheitsmoment der Pumpe; Berechnung der Druckdifferenz unter Berücksichtigung der Dichte des Fluids und der Förderhöhe)
- Pumpenmodell mit Kontrolle der Drehzahl und dynamischer Simulation des Auslaufverhaltens (wenn der Motor an ist: Berechnungen wie beim Pumpenmodell mit Kontrolle der Drehzahl; wenn der Motor aus ist: Berechnungen wie beim dynamischen Pumpenmodell)

Die Verläufe der Pumpenkennlinien, die das Betriebsverhalten einer Kreiselpumpe beschreiben, werden vorwiegend von der Größe der spezifischen Drehzahl bestimmt. Die Förderhöhe einer Kreiselpumpe wird durch die Größe  $H$  angegeben. Tendenziell fällt die Förderhöhe mit der Zunahme des Förderstroms  $Q$  ab. Der Leistungsbedarf einer Kreiselpumpe wird mit  $P$  angegeben. Der Wirkungsgrad wird mit  $\eta$  beschrieben.

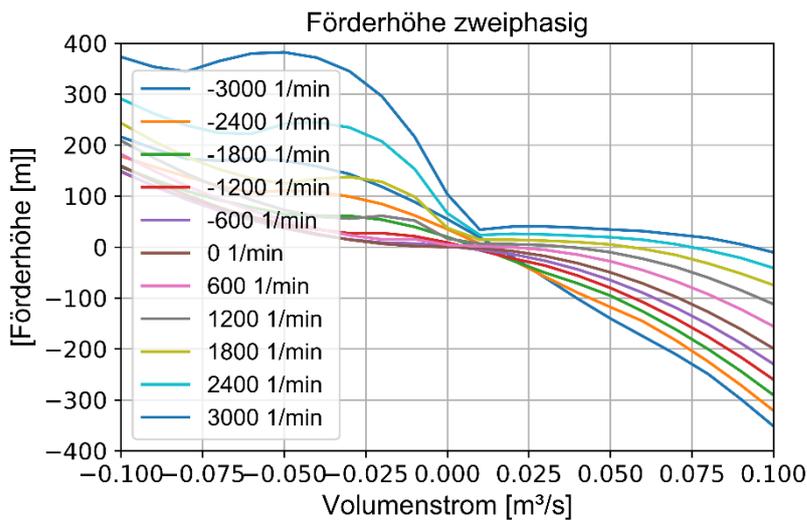
Da keine ausreichende Datenlage der Kreiselpumpen für die Referenzanlage vorliegt, wird das Ähnlichkeitsgesetz genutzt und die spezifische Drehzahl berechnet, um nach vergleichbaren Pumpen zu recherchieren. Die spezifische Drehzahl wird mit folgender Gleichung bestimmt:

$$n_s = n * \frac{Q_{opt}^{0,5}}{H_{opt}^{0,75}} \quad (2.1)$$

Werden vorliegende Daten des Volumenstroms und der Förderhöhe der Kreiselpumpen der Referenzanlage in die Gleichung (2.1) eingesetzt, ergibt sich ein Wert von ca. 23. Ein vergleichbarer Wert ( $n_s \approx 29$ ) hat die Pumpe der LOBI-Versuchsanlage (Loop-Blow-down-Investigation Anlage in Italien /OHL 85/). Der GRS lagen hierzu Daten vor, mit denen das Pumpenmodell mit Kontrolle der Drehzahl genutzt werden kann. Die entsprechenden homologen Kurven der LOBI-Pumpen wurden in das Modell des Forschungsreaktors implementiert. Die folgenden Abb. 2.11 und Abb. 2.12 zeigen die Verläufe der Förderhöhe über den Volumenstrom für den einphasigen und zweiphasigen (fully degraded) Zustand.



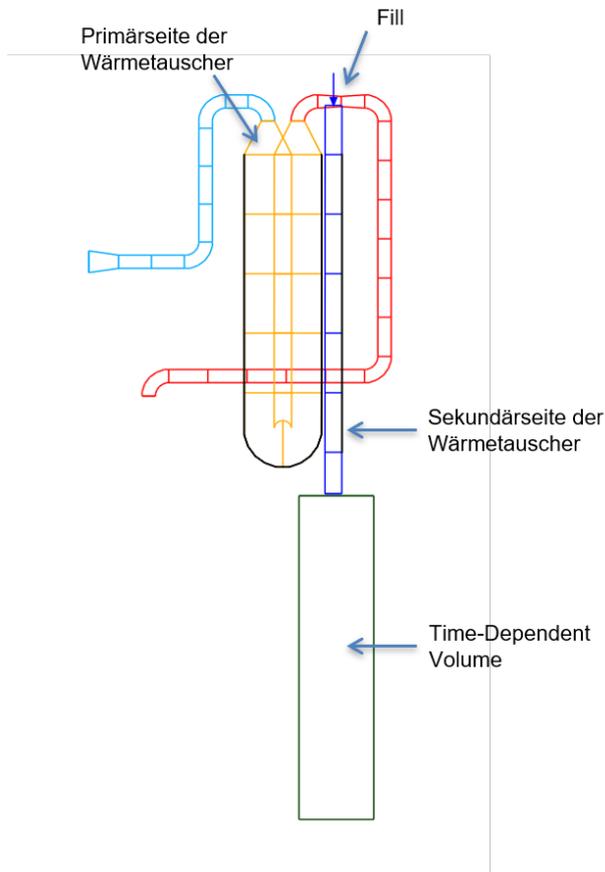
**Abb. 2.11** Homologe Kurven der Förderhöhe (einphasig)



**Abb. 2.12** Homologe Kurven der Förderhöhe (zweiphasig)

### 2.3.1.3 Wärmetauscher und vereinfachtes Sekundärkühlsystem

Zwei Primärwärmetauscher verbinden das Primär- und das Sekundärkühlsystem zum Abtransport der Wärmeenergie über die Sekundärwärmetauscher in das Tertiärkühlsystem. Das Sekundärsystem besteht aus zwei Strängen mit jeweils der sekundären Seite der Primärwärmetauscher, einer Sekundärkühlpumpe, einer Rückschlagklappe und einem Sekundärwärmetauscher.



**Abb. 2.13** Modellierung der Wärmetauscher und Sekundärseite

### 2.3.1.4 Not- und Nachkühlsystem mit Reaktorbecken

Das Reaktorbecken besteht aus Stahlbeton mit einer inneren Stahlauskleidung. Das gesamte Wasservolumen reicht aus, die Nachwärme ohne aktive Kühlung zu speichern. Die Wärmeabfuhr aus dem Becken erfolgt dabei nur über natürliche Wärmeverluste über die Wände und durch Beckenwasserverdunstung. Im Absetzbecken befinden sich drei Notkühlumpen, die nach Abschaltung des Reaktors für mindestens drei Stunden über drei Stränge Wasser in die Sammelleitung des Primärsystems oberhalb des Reaktor-kerns einspeisen. Die Aktivierung des Systems erfolgt durch den Reaktorschutz. Die

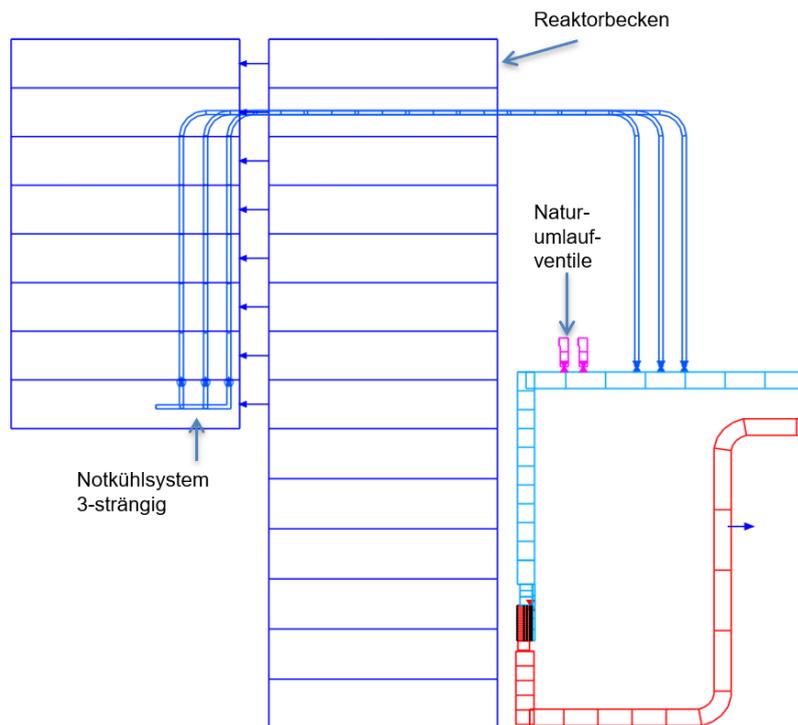
Einspeisung in die Sammelleitung erfolgt jeweils über eine Rückschlagarmatur, die bei sinkendem Gegendruck in der Sammelleitung öffnet. Werden die Notkühlpumpen ebenfalls abgeschaltet öffnen sich infolge des Eigengewichts beide Naturumlaufklappen selbsttätig. Die Strömung kehrt sich im Kern um, so dass die Nachzerfallsleistung aus dem Kern über die Naturumlaufklappen in das Reaktorbecken abgeführt wird. Über die Verbindungsöffnung des Siebs strömt kühles Beckenwasser von unten wieder in den Reaktorkern.

In Abb. 2.14 ist die Modellierung des Not- und Nachkühlsystems mit Reaktorbecken visualisiert.

Angaben zu der Wassertiefe und des Wasservolumens konnten den Berichten des ausgewählten Forschungsreaktor-Typs entnommen werden. Die Verbindung zwischen dem Reaktor- und Absetzbecken wurde mit einer sogenannten Cross-Connection umgesetzt. In Abb. 2.14 ist das Reaktorbecken und die Cross-Connection in dunkelblau dargestellt.

Die Rohrleitungsinne Durchmesser und die Länge des Rohrleitungssystems wurden aufgrund der restlichen Anlagendimensionen geschätzt. In Abb. 2.13 ist das Not- und Nachkühlsystem in dunkelblau abgebildet. Die Rückschlagklappen wurden als Typ „Check Valve“ modelliert.

Die Naturumlaufklappen zur natürlichen Konvektion durch den Reaktorkern sind als Standardventil im Datensatz modelliert worden. Nachfolgend werden diese Naturumlaufventile genannt. Diese sind in einer kurzen Hilfsleitung von 0.6 m implementiert, welche die Verbindung zwischen dem Reaktorbecken und dem kalten Strang herstellen (siehe Abb. 2.14 in pink dargestellte TFOs). Die Naturumlaufventile öffnen selbsttätig, wenn der Druck in der kalten Leitung sinkt. Angaben zur Druckdifferenz zwischen kaltem Strang und dem Reaktorbecken, bei dem die Naturumlaufventile öffnen, lagen nicht vor. Hier wurde ein Wert von 4 kPa angenommen. Der Wert ist so festgelegt, dass das Öffnen der Ventile bei einem Erliegen des Massenstroms durch die Pumpen sichergestellt ist.



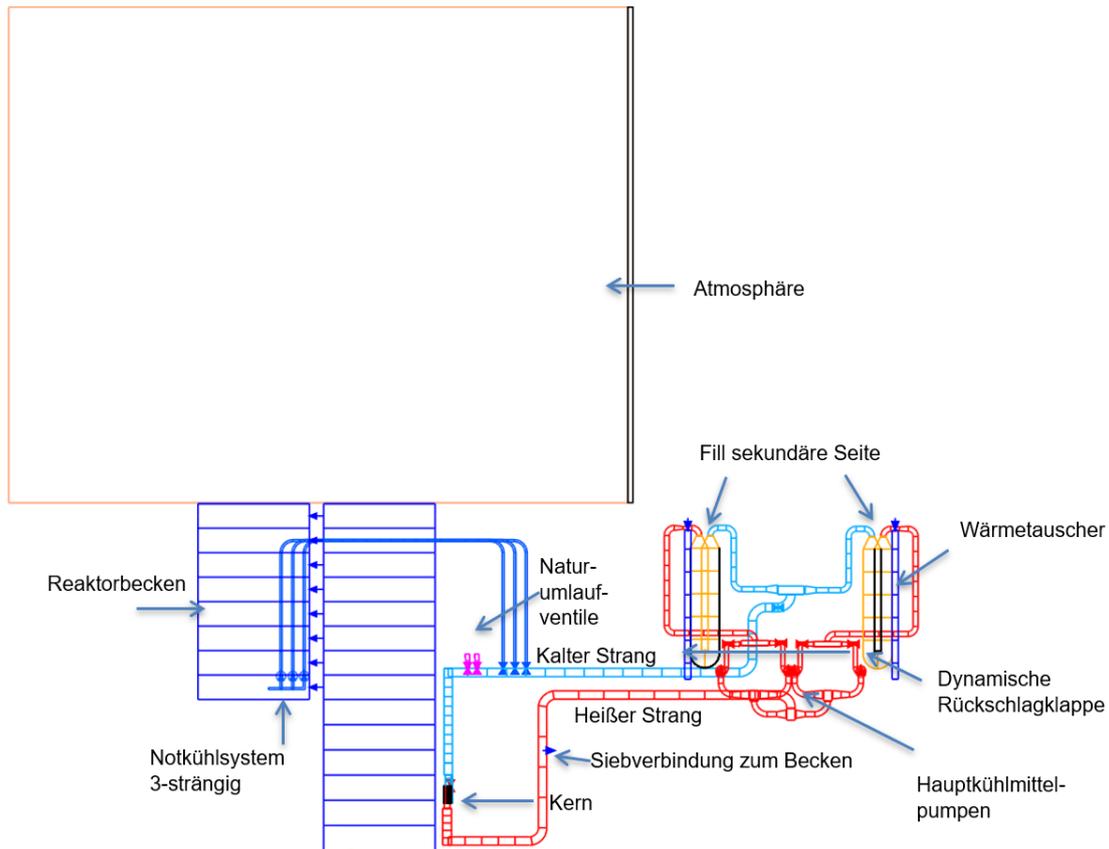
**Abb. 2.14** Modellierung des Not- und Nachkühlsystems sowie der Naturumlaufventile und des Reaktorbeckens

### 2.3.1.5 Atmosphäre

Die Atmosphäre oberhalb des Reaktor- und Absetzbeckens innerhalb des Sicherheitsbehälters wird mit einem Branch dargestellt. Zur Initialisierung mit Luft wird das Multi-comp-Modell in ATHLET verwendet. Es wird orientiert an den Standardbedingungen ein Atmosphärendruck von 1,02 bar und einer Temperatur von 25 °C angenommen.

### 2.3.1.6 Gesamtübersicht des thermohydraulischen Anlagenmodells

Abb. 2.15 zeigt einen Überblick über das gesamte Anlagenmodell. Hier sind die zuvor beschriebenen Teilsysteme zusammen dargestellt. Nicht sichtbar sind hier die Details der Modellierung des Reaktorkerns.



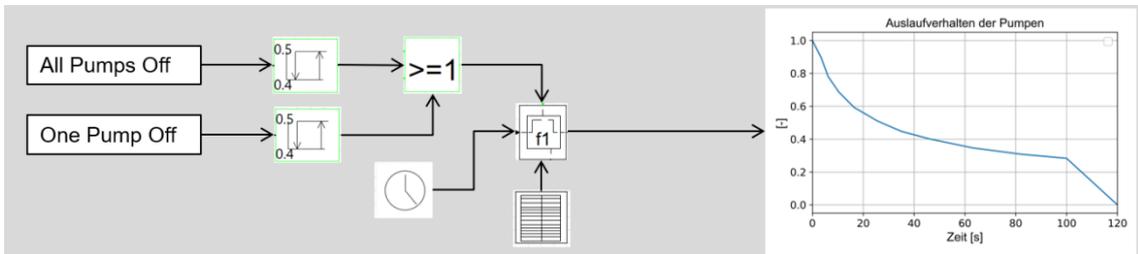
**Abb. 2.15** Überblick über das Anlagenmodell

### 2.3.2 Modellierung der Leittechnik

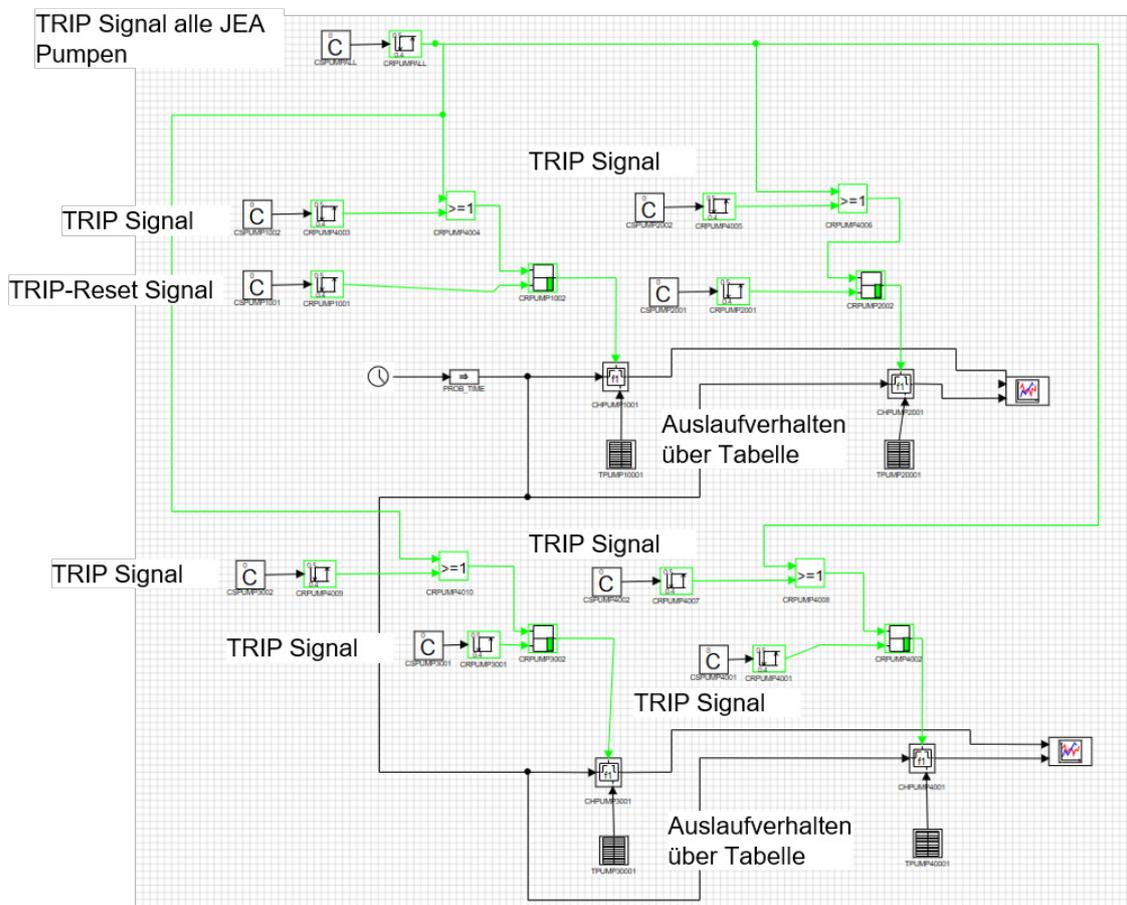
Nach Modellierung der wichtigsten thermohydraulischen Systeme ist die Grundfunktionalität der regelungstechnischen Systeme und der störfallrelevanten Sicherheitssysteme entwickelt worden. Hierzu wurde der Pre-Prozessor AGM (**ATHLET GCSM Modeller**) verwendet, der von der GRS entwickelt wird. Zur besseren Übersicht wird neben der bildlichen Darstellung der entwickelten Regelung in AGM ein Funktionsschema für jedes System nachfolgend präsentiert.

Die Modellierung der Primärpumpenregelung erfolgt derart, dass über ein Pumpentrip-Signal ein Funktionsgenerator aktiviert wird, der einen zeitabhängigen Ausgabewert zur Kontrolle der Drehzahl an das modellierte Pumpenmodell übergibt. Die Auslaufkurve wurde hierzu aus den vorliegenden Berichten abgeleitet. Es ist möglich, jede Pumpe separat über ein spezifisches Trip-Signal zu deaktivieren. Zur Simulation des Abschaltens oder Ausfallens aller Pumpen, ist auch ein gemeinsames Signal zur Deaktivierung

implementiert worden. In ist die übergeordnete Funktionsbeschreibung der vereinfachten Primärpumpenregelung abgebildet. Abb. 2.17 zeigt die vereinfachte Primärpumpenregelung in AGM.



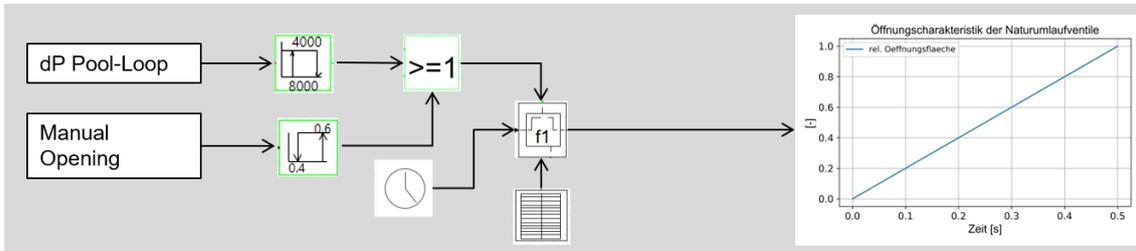
**Abb. 2.16** Übergeordnete Funktionsbeschreibung der vereinfachten Primärpumpenregelung



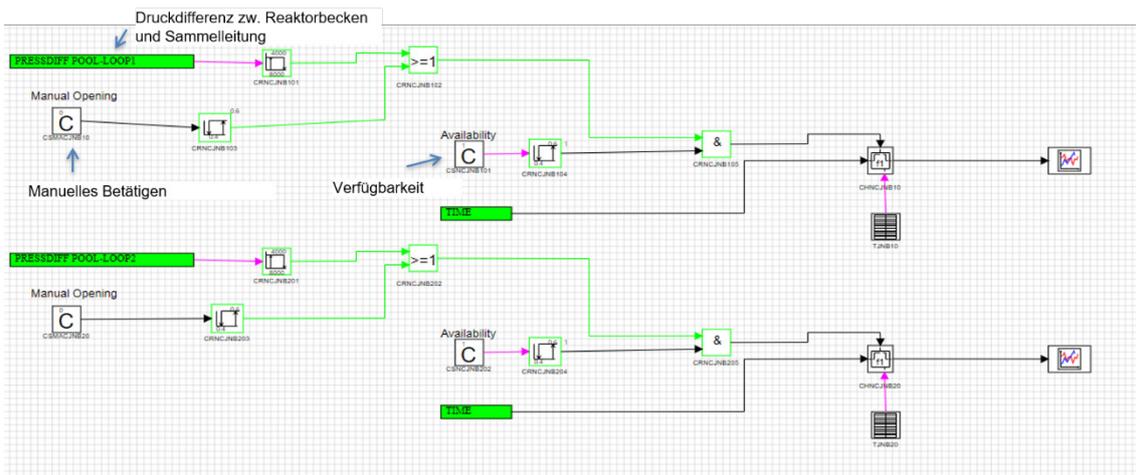
**Abb. 2.17** Darstellung der vereinfachten Primärpumpenregelung in AGM

Zur Modellierung der Öffnungscharakteristiken der Naturumlaufventile wird ein Signal aus der Druckdifferenz zwischen Reaktorbecken und kaltem Strang an der Ventilposition bestimmt. Dieses Signal wird auf einen Funktionsgenerator durchgeschaltet, sobald

4 kPa unterschritten werden. Vereinfacht wird eine lineare Öffnung des Ventils über einen Zeitraum von 0,5 s angenommen. Das genaue Öffnungsverhalten der Klappen lag nicht vor. Für die später betrachtete Simulation ist die genaue Öffnungszeit jedoch nicht ausschlaggebend, da sie auf jeden Fall deutlich kürzer ist als die Zeit, in der sich der Naturumlauf einstellt, Abb. 2.18 zeigt die übergeordnete Funktionsbeschreibung der Öffnungscharakteristik der Naturumlaufventile. In Abb. 2.19 ist diese in AGM dargestellt.



**Abb. 2.18** Übergeordnete Funktionsbeschreibung der Öffnungscharakteristik der Naturumlaufventile



**Abb. 2.19** Darstellung der Öffnungscharakteristik der Naturumlaufventile in AGM

In Abb. 2.21 ist die Modellierung der Reaktorschnellabschaltung als übergeordnete Funktionsbeschreibung dargestellt. Mit Erreichung der implementierten Grenzsensoren im Datensatz wird der Einwurf des Kontrollstabs und der Abschaltstäbe aktiviert. Folgende Grenzsensoren sind in der Modellierung berücksichtigt worden:

- Neutronenflussdichte  $\approx$  Reaktorleistung  $>$  max
- Druckdifferenz Sammler/Becken  $<$  min
- Temperatur Primärsystem hinter Wärmetauscher  $>$  max
- Temperatur Kernaustritt  $>$  max
- Niveau Reaktorbecken  $<$  min
- Massendurchsatz Primärsystem  $<$  min

Es wird eine Verzögerung von 0.2 s zur Berücksichtigung der Signallaufzeit sowie eine weitere Verzögerung von 0.2 s zur Berücksichtigung der Aktivierung des Einfahrens des Kontrollstabs und der Abschaltstäbe implementiert. Die maximal mögliche Gesamtverzögerung beträgt bis zu einer Sekunde /TUM 93/. Es wird vereinfacht ein lineares Verhalten der durch die Einfuhr resultierenden negativen Reaktivität unterstellt. Damit im Rahmen der Simulation ein Ausfall des Kontrollstabs bzw. der Abschaltstäbe unterstellt werden kann, ist entsprechend jeweils ein Signal zum Setzen der Verfügbarkeiten modelliert worden.

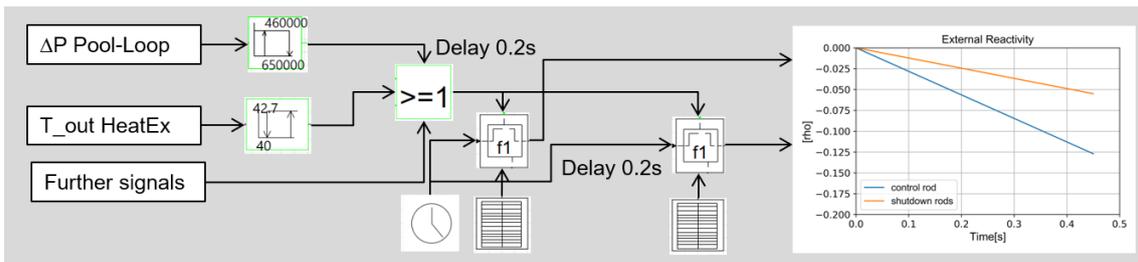


Abb. 2.20 Übergeordnete Funktionsbeschreibung der Reaktorschnellabschaltung

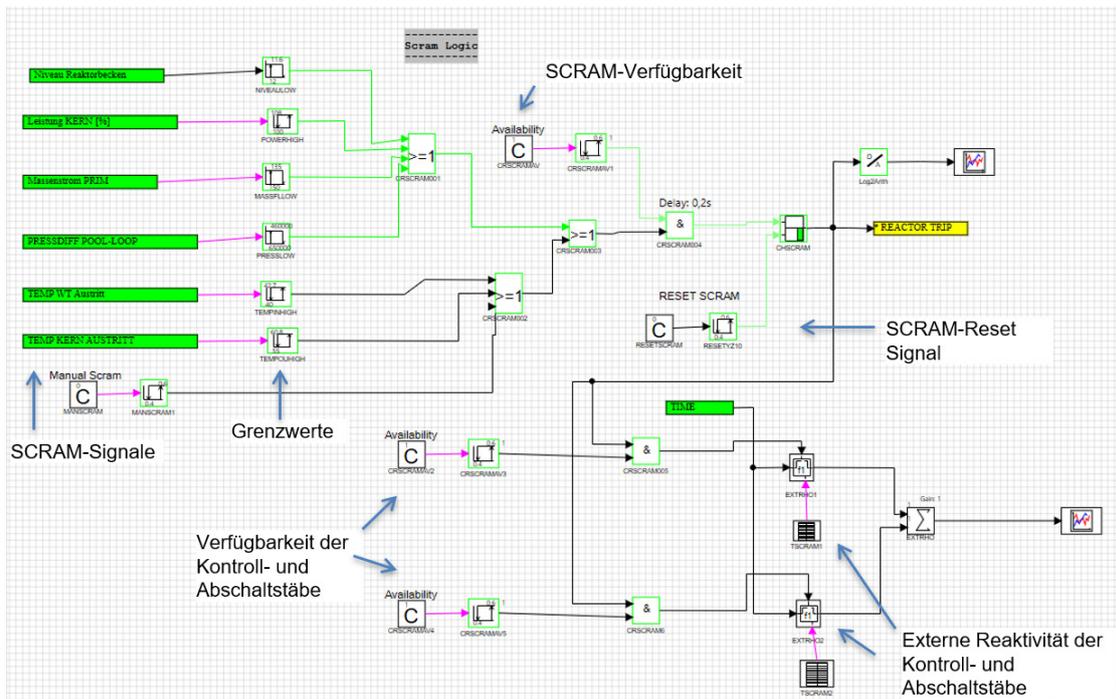


Abb. 2.21 Darstellung der Reaktorschnellabschaltung in AGM

### 2.3.3 Simulation zur Verifizierung des Anlagenmodells

Zur Verifizierung des Anlagenmodells sind wiederkehrende Plausibilitätsrechnungen in der Entwicklungsphase des Anlagenmodells sowohl für die thermohydraulischen als auch für die leittechnischen Systeme durchgeführt worden. Hierbei wurden zunächst einzelne Systeme getestet und mit Erreichung der Fertigstellung des Datensatzes (im Sinne der Angebotsdefinition) Testsimulationen im Gesamtkomplex des Anlagenmodells durchgeführt. Hierbei wurden im Laufe des Vorhabens viele Verbesserungen durchgeführt, die u. a. folgende Punkte umfassen:

- Änderung des Pumpenmodells
- Anpassung im Branching
- Anpassung der Druckverlustbeiwerte
- Anpassung des Volumens

Darüber hinaus wurden Verbesserungen im Systemcode ATHLET selbst vorangetrieben. Diese betreffen das Modell zur Simulation dynamischer Ventile. Durch umfangreiche Tests wurde das Modell hinsichtlich folgender Punkte optimiert:

- Modellierung mehrerer dynamischer Ventile in einem System,
- Korrekturen in der Parametereingabe im Eingabedatensatz,
- Korrekturen innerhalb der Modellprogrammierung.

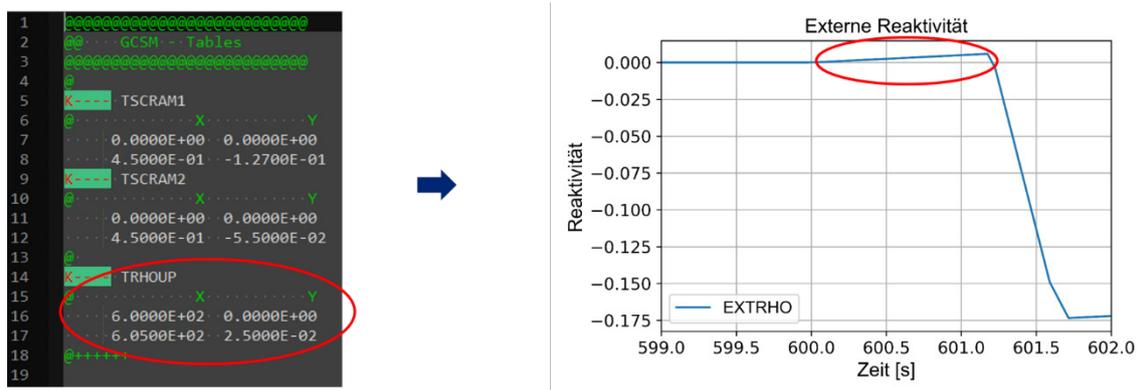
In Tab. 2.3 sind die nach den Testrechnungen erzielten stationären Simulationsergebnisse mit Referenzwerten des ausgewählten Forschungsreaktortyps gegenübergestellt.

Die meisten der Parameter zeigen eine gute Übereinstimmung mit den Referenzwerten, allerdings konnten die Druckverhältnisse nicht genauer abgebildet werden. Auch der Temperaturabfall über den Kern weist eine Abweichung von 6,5 % auf. Ursächlich hierfür scheint die getroffene Modellierung des Reaktorkerns zu sein. Um den Druckabfall über den Reaktorkern zu verändern ließen sich z. B. die Reibungsbeiwerte der Kühlkanalwände anpassen. Allerdings würde diese Anpassung dazu führen, dass sich die Abweichungen bei anderen Parametern zu den Referenzwerten wiederum erhöht.

**Tab. 2.3** Gegenüberstellung der stationären Simulationsergebnisse des erstellten Anlagenmodells mit Referenzwerten des ausgewählten Forschungsreaktor-typs (\*Quellen: /PAU 01/, /BRE 11/)

Th. Parameter	Modell	Ref. Wert*	Fehler	Einheit
Thermische Leistung	18.19	18.18	0,05 %	MW
Primärmassenstrom	300.4	300	0,13 %	Kg/s
Kernmassenstrom	279.6	275	1,67 %	Kg/s
Bypassmassenstrom	20.8	20	4 %	Kg/s
Druck am oberen Ende Kernplatte	6.9	6.1	13,1 %	bar
Druck Kernaustritt	2.24	2.3	2,6 %	bar
Kerneintrittstemperatur	310.75	310.15	0,2 %	K
Kernaustrittstemperatur	325.25	325.65	0,12 %	K
$\Delta T$ über dem Kern	14.5	15.5	6,5 %	K
Kühlmittelgeschwindigkeit im Kern	16.65	16 – 17	-	m/s

Zur Überprüfung der Funktionalität des Anlagenmodells unter Störfallbedingungen wurde ein Reaktivitätsstörfall mit einer Reaktivitätszufuhr von  $0.66\$/s$  über 5 s bei einem beta von  $7,617 \cdot 10^{-3}$  unterstellt. Zur Überprüfung der Repräsentation der Strömungswege werden zeitgleich mit der Reaktivitätszufuhr auch die HKM-Pumpen bei  $t = 600$  s abgeschaltet. Darüber hinaus werden nach 1200 s die Not- und Nachkühlpumpen ausgeschaltet. In Abb. 2.22 ist die Zufuhr der externen positiven Reaktivität und deren Umsetzung dargestellt. Abb. 2.23 zeigt das Auslaufverhalten der HKM-Pumpen, das durch das manuelle Abschalten der HKM-Pumpen bei 600 s initiiert wird.



**Abb. 2.22** Zuführung externer Reaktivität

Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Überschreiten der maximal zulässigen Austrittstemperatur ausgelöst. Die Temperaturüberschreitung geschieht bei ca. 600,8 s. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt mit einer Verzögerung von 0,4 s. Dies ist in der

Abb. 2.24 zu erkennen. Dort ist der Verlauf der thermischen Reaktorleistung abgebildet. Mit Zufuhr externer Reaktivität steigt die thermische Reaktorleistung an. Der Zeitpunkt der Aktivierung des Signals „Temperatur Kernaustritt > max“ ist mit einer schwarzen vertikalen Linie gekennzeichnet. Die Einfuhr der Abschaltstäbe und des Kontrollstabs ist ebenfalls mit der zweiten schwarzen vertikalen Linie markiert. Mit Zufuhr der negativen Reaktivität aus dem Abschaltssystem reduziert sich die Reaktorleistung auf die Nachzerfallsleistung. Entsprechend der thermischen Reaktorleistung steigt auch die Kernaustrittstemperatur im Reaktorkern. Dies ist in Abb. 2.25 dargestellt. Die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung mit Erreichen der maximalen Kernaustrittstemperatur ist in Abb. 2.25 mit einer roten horizontalen Linie markiert.

Abb. 2.26 bis Abb. 2.28 zeigen die funktionierende Nachbildung der drei verschiedenen Strömungswege im ATHLET-Modell. Vor Störfallinitialisierung bei  $t = 590$  s wird der Reaktorkern über die Primärkühlmittelpumpen mit Wärmeabfuhr über die Wärmetauscher gekühlt. Sobald die Primärkühlmittelpumpen ausgelaufen sind, übernimmt das Not- und Nachkühlsystem die Kernkühlung mit dem Reaktorbecken als Wärmesenke. Nach 1200 s werden die Not- und Nachkühlpumpen im Rahmen dieser Simulation manuell abgeschaltet, um das Öffnen der modellierten Naturumlaufventile und die resultierende Etablierung des Naturumlafs zu überprüfen. Die Kühlung des Reaktorkerns mittels Naturumlauf ist in Abb. 2.28 bei  $t = 2000$  s dargestellt, zu diesem Zeitpunkt hat sich ein hinreichend stationärer Zustand für diesen Strömungsweg eingestellt.

Die drei verschiedenen Phasen der Kernkühlung in dieser Störfallsimulation zum Testen des Anlagenmodells sind auch gut in Abb. 2.29 und Abb. 2.31 zu erkennen. Der Kern- und Bypass-Massenstrom strömt zunächst von oben nach unten durch den Reaktorkern. Nach Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen laufen diese über 100 s (600 s – 700 s) aus. Die Not- und Nachkühlpumpen übernehmen anschließend die Kernkühlung (700 s – 1200 s). Mit Abschalten der Not- und Nachkühlpumpen stellt sich der Naturumlauf ein und der Massenstrom durch den Kern dreht sich um und erreicht einen positiven Wert, der die Strömungsrichtung von unten nach oben darstellt. Die Kerntemperaturen geben diese Phasen ebenfalls gut wieder. Insbesondere der Prozess der Strömungsumkehr, wenn der Kernmassenstrom sich kurzzeitig stark reduziert und auf null fällt, ist ein zweiter Temperaturanstieg zu erkennen.

Das Anlagenmodell gibt alle Strömungswege plausibel wieder.

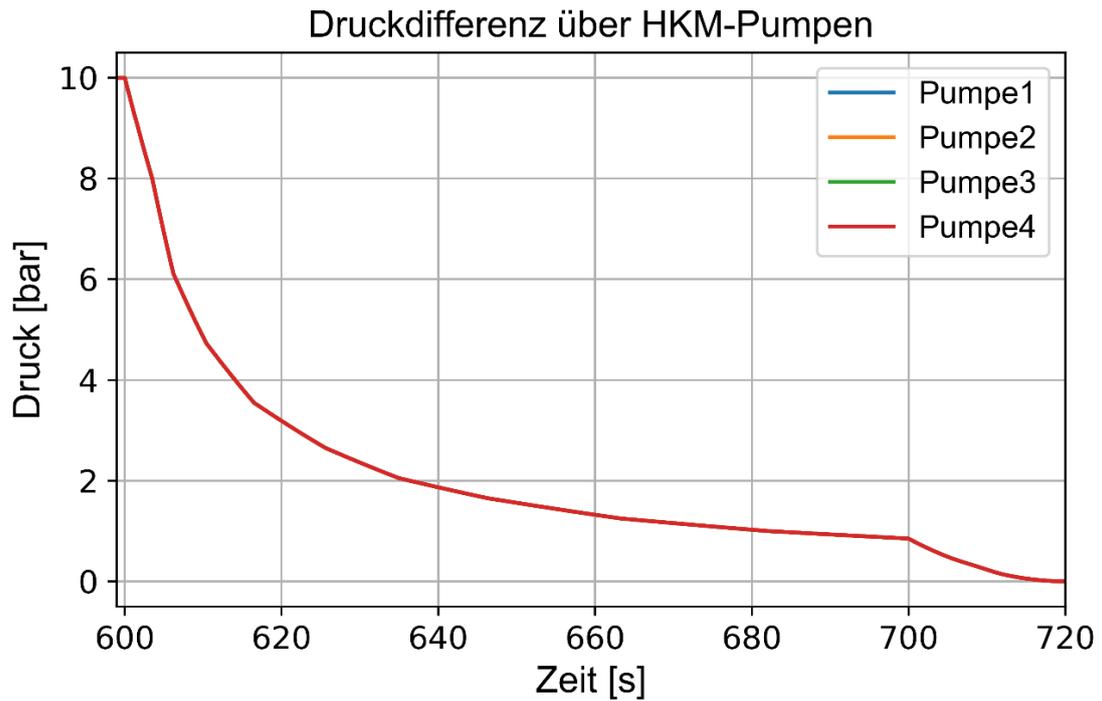


Abb. 2.23 Druckdifferenz über HKM-Pumpen (Verläufe für alle Pumpen identisch)

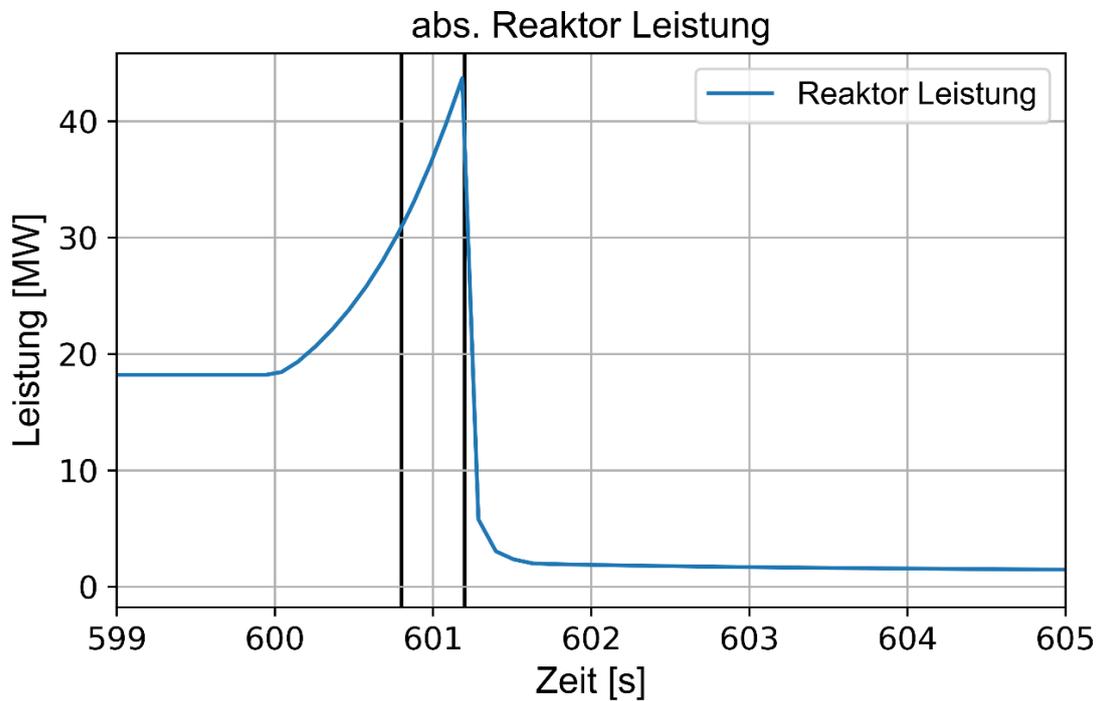
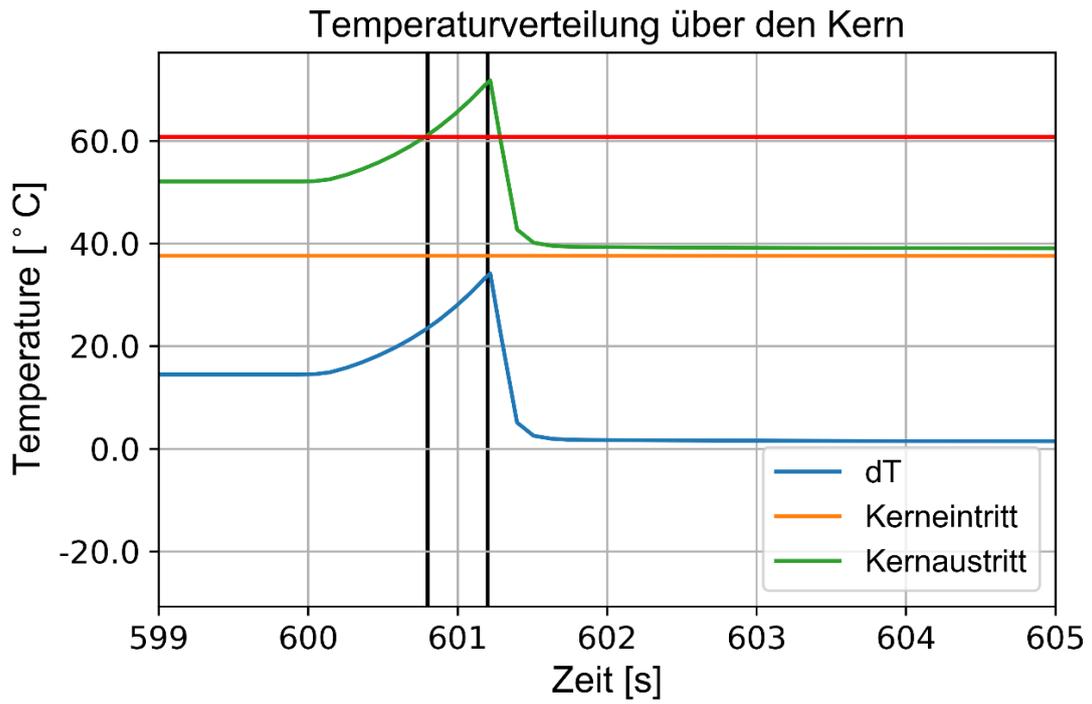
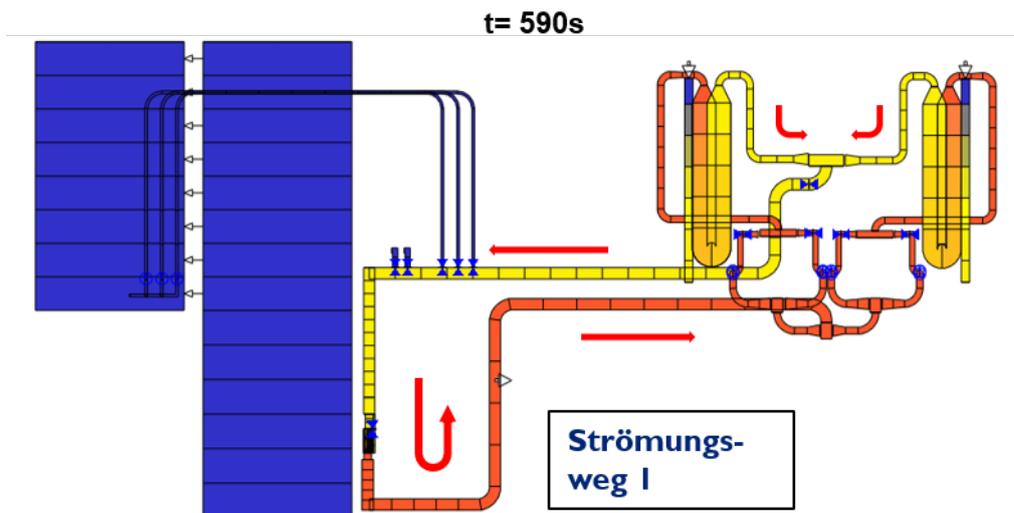


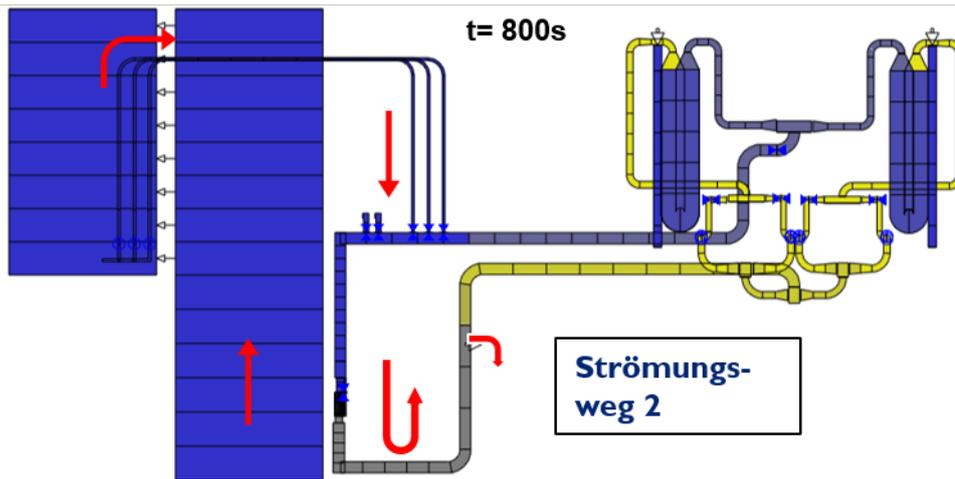
Abb. 2.24 Verlauf der absoluten thermischen Reaktorleistung



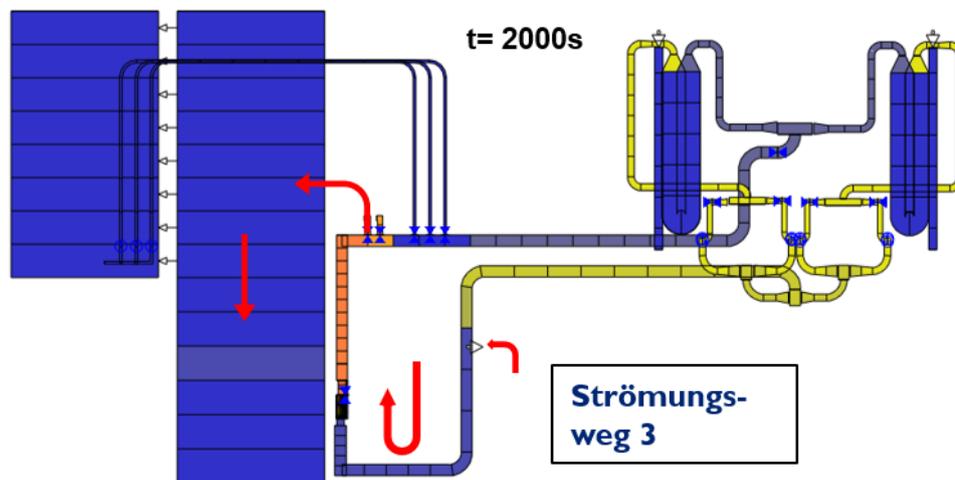
**Abb. 2.25** Verlauf der Temperaturen am Kern-Ein- und austritt (599 s – 605 s)



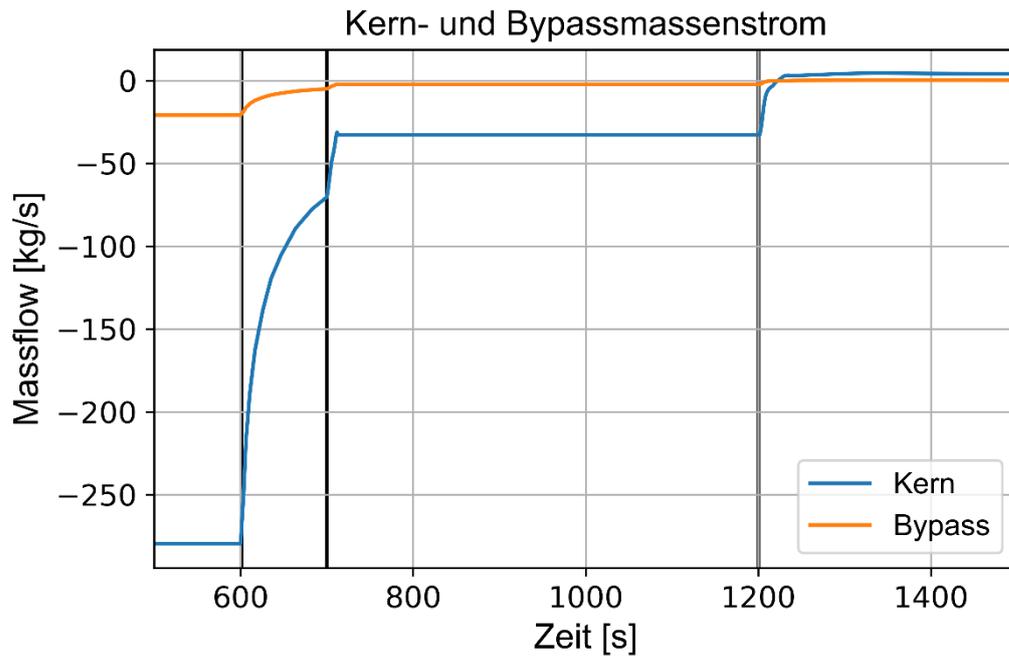
**Abb. 2.26** Strömungsweg I – Kernkühlung über die Hauptkühlmittelpumpen



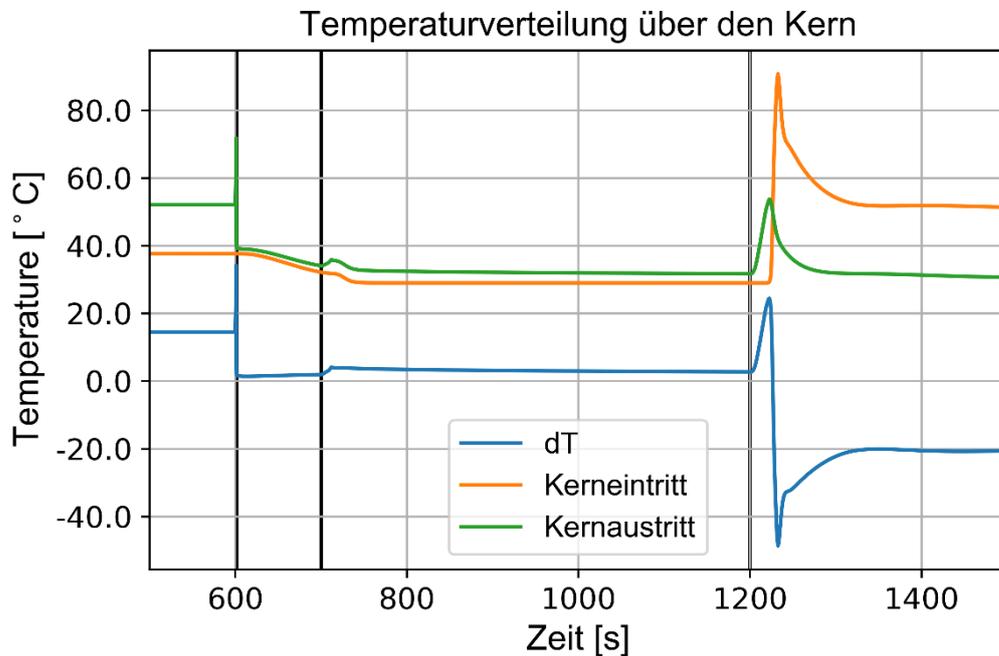
**Abb. 2.27** Strömungsweg II – Kernkühlung über die Not- und Nachkühlpumpen



**Abb. 2.28** Kernkühlung durch Naturumlauf über die Naturumlaufventile



**Abb. 2.29** Verlauf des Kern- und Bypass-Massenstroms (Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen 600 s – 700 s, Betrieb der Not- und Nachkühlpumpen 700 s – 1200 s, Naturumlauf ab 1200 s)



**Abb. 2.30** Verlauf der Temperaturen am Kern-Ein- und austritt (Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen 600 s – 700 s, Betrieb der Not- und Nachkühlpumpen 700 s – 1200 s, Naturumlauf ab 1200 s)

## 2.4 Störfallsimulation und Ergebnisbewertung

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes findet die Störfallsimulation und Bewertung statt. Um die Ergebnisse der Störfallanalyse bewerten zu können, müssen diese Akzeptanzkriterien gegenübergestellt werden. Die Akzeptanzkriterien stellen sicher, dass die Schutzziele „Sicherstellung der Unterkritikalität“, „Sicherstellung der Kernkühlung“ und „Sicherstellung des Einschlusses des Brennstoffes“ eingehalten werden. Im niederländischen Regelwerk wird beispielsweise geschrieben, dass die Akzeptanzkriterien der Leistungsreaktoren zunächst angewendet werden sollen. Wo dies nicht möglich ist, muss der Antragsteller adäquate Kriterien liefern. Ein von Leistungsreaktoren zu übernehmendes Akzeptanzkriterium ist der Verbleib des Reaktorkerns im unterkritischen Bereich mit einem Betrag der Abschaltreaktivität  $\geq 1$  %. Weitere quantifizierte Kriterien können für Forschungsreaktoren aufgrund der vorherrschenden Diversität in der Anlagenkonstruktion nicht übernommen werden. Es gelten daher folgende allgemeine Bedingungen /IAE 08/:

- Maximale Brennstofftemperatur < Blistering Temperatur
- Maximaler Wärmestrom < Kritischer Wärmestrom
- Maximaler Wärmestrom < Beginn von signifikanter Verdampfung
- Strömungsbedingungen < Beginn von Strömungsinstabilitäten

Gemäß NUREG-1313 (Safety Evaluation Reports der U.S. NRC) /NUR 88/ beginnt das Phänomen der Blasenbildung (Blistering) in den Brennpfatten aus  $U_3Si_2$  im Bereich von  $515\text{ °C} - 575\text{ °C}$  /NRC 88/. Dieser Temperaturbereich ist weitestgehend unabhängig vom Abbrand oder Anreicherung des Brennstoffs. Es kann unterstellt werden, dass eine erste Freisetzung von Spaltprodukten bei etwa  $515\text{ °C}$  auftritt.

Departure from Nucleate Boiling (DNB) ist eine Größe, mit der der kritische Wärmestrom mit dem aktuell vorherrschenden Wärmestrom ins Verhältnis gesetzt wird. In ATHLET ist die Korrelation von Mirshak implementiert, um das DNB-Verhältnis bei thermohydraulischen Bedingungen von Forschungsreaktoren zu bestimmen. Um Filmsieden oder eine Freilegung der Brennpfatten auszuschließen, muss das DNB-Verhältnis  $> 1$  sein.

Strömungsinstabilitäten müssen in beheizten Kanälen vermieden werden, da Oszillationen den lokalen Wärmeübergang negativ beeinflussen und zu einem Freilegen der Brennpfatten führen können. Strömungsinstabilitäten treten nicht in einphasiger Strömung auf. Daher führt das Phänomen des Beginns von signifikanter Verdampfung (OSV)

zum Beginn von Strömungsinstabilitäten (OFI). Experimente haben gezeigt, dass OSV und OFI sehr nahe beieinander liegen /ELM 12/. Das Problem der Vorhersage von OSV wird somit zum Problem zur Vorhersage von OFI. In einer Zweiphasenströmung beeinflussen Dampfblasen die Durchsatz-Druckverlust-Kennlinie eines beheizten Kanals. Mit abnehmendem Durchsatz wird ein Minimum des Druckverlustes durchlaufen. Wird der Druckverlust durch Dampfblasen auf das Minimum der Kennlinie verschoben, tritt eine spontane Durchsatzreduktion auf, die zu einem zyklischen Ausstoßen und Eindringen von Kühlmittel aus dem Kühlkanal führt. Dies verschlechtert die Kühlung des Kanals und die Temperatur der Brennpfannen steigt auf unzulässig hohe Werte. Zur Bestimmung des OFI-Phänomens kann der Blasenablöseparameter verwendet werden.

$$\eta = \frac{(T_S - T_K) * v}{q} \quad (2.2)$$

$T_S$  beschreibt die Sättigungs- und  $T_K$  die Kühlmitteltemperatur.  $v$  ist die Kühlmittelgeschwindigkeit und  $q$  die Wärmestromdichte. Der Blasenablöseparameter darf entlang des Strömungskanals einen empirischen Grenzwert nicht unterschreiten, um eine stabile Strömung sicher zu stellen.

Zur Auswahl des Störfalls wurden zunächst die übergeordneten Kategorien der Störfallereignisse gesichtet. Dabei wurden nur Kategorien berücksichtigt, aus denen ein Störfall mit ATHLET simuliert werden kann. Weiterhin wurden die dokumentierten Störfallbetrachtungen im Sicherheitsbericht des ausgewählten Forschungsreaktor-Typs auf durchgeführte Simulationen mit einem Analysecode geprüft. Die resultierenden Analysen sind in Tab. 2.4 den Störfallkategorien gegenübergestellt. Weiterhin werden bereits mit ATHLET simulierte Störfälle, deren Analyse im Rahmen des PSA-Projektes 4716R01325 /MAY 19/ erfolgte, aufgelistet.

Bisher nicht in weiteren Analysen untersucht wurden Störfälle aus den Kategorien „Blockierung von Kernkanälen“, „Kühlmittelverlust“ und „Versagen des Schnellabschaltsystems“. Im Rahmen dieses Projektes wurde eine Blockade eines Kernkanals simuliert. Auch wenn konstruktiv mit der Installierung mehrerer Gitter gegen dieses Ereignis Maßnahmen getroffen wurden, wird hier eine teilweise Verblockung des heißen Kanals zu analytischen Zwecken unterstellt, um das Verhalten der Anlage unter diesen postulierten Bedingungen zu simulieren.

**Tab. 2.4** Gegenüberstellung einiger Störfallkategorien mit untersuchten Störfällen im Sicherheitsbericht des ausgewählten Forschungsreaktor-Typs und im Rahmen des PSA-Projektes

<b>Mögliche zu simulierende Störfallkategorien</b> <i>/IAE 16/, /IAE 08/, /ANV 15/</i>	<b>Simulierte Störfälle im Sicherheitsbericht des Forschungsreaktor-Typs</b> <i>/TUM 93/</i>	<b>Simulierte Störfälle im Rahmen des PSA-Projektes</b> <i>4716R01325 /MAY 19/</i>
Verlust der Energieversorgung	Ausfall aller Primär-Pumpen (Notstromfall)	Ausfall aller Primär-Pumpen (Notstromfall) Station Blackout
Änderung in der Reaktivitäts- und Leistungsverteilung	Anfahrstörfall durch Regelstabwehlfahren Leistungsstörfall durch Regelstabwehlfahren	/
Änderung des Primärmassestroms	Ausfall einer Primärpumpe (Blockade) Primärdurchsatzreduktion durch Leckage oder Bruch (25 cm <sup>2</sup> Leck vor Zentralkanal)	Primärdurchsatzreduktion durch Leckage oder Bruch (2F Bruch im Zentralkanal)
Blockierung von Kernkanälen	/	/
Kühlmittelverlust	/	/
Änderung/Verlust der sek. Wärmeabfuhr	/	Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Sekundär- oder Tertiärsystem
Verlust der Restwärmeabfuhr	/	Fehlerhaftes Offenbleiben von Rückschlagklappen im Primärsystem
Versagen des Schnellabschaltsystems	/	/

In den Störfallanalysen in */TUM 93/* werden ungünstige Randbedingungen bei Störfalleintritt berücksichtigt und der Störfallablauf mit einem zusätzlichen ungünstigen Einzelfehler in den zur Störfallbeherrschung angeforderten Sicherheitssystemen überlagert. Hier wurde ebenso vorgegangen.

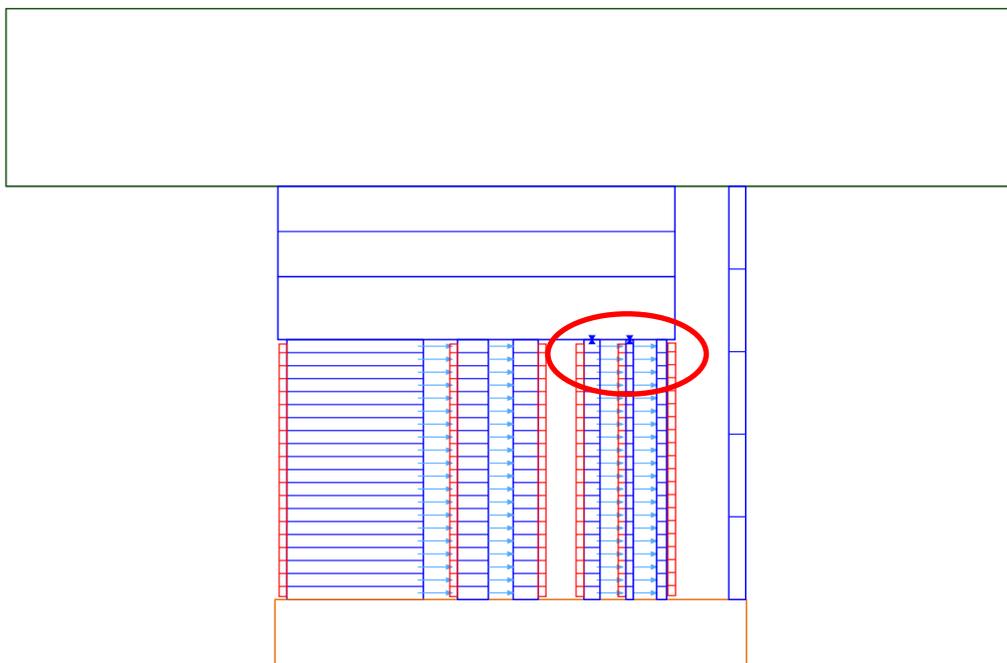
Für die Simulation wird aus diesem Grund der Ausfall der reaktivitätswirksamsten Einheit der Abschaltstäbe angenommen. Die Reaktivität nimmt aus diesem Grund von  $\rho = -12,7 \%$  auf  $\rho = -5,5 \%$  ab. Die Anpassung wurde im Datensatz implementiert.

Zur Simulation der teilweisen Blockade eines Kühlkanals wurden zwei Ventile in den Datensatz implementiert. Ein Ventil befindet sich im ersten und ein weiteres im zweiten der drei Kanäle des Heißkanals (Abb. 2.31). Hierzu mussten neben dem eigentlichen Ventil, auch die Ventilsteuerung in GCSM modelliert werden. Darüber hinaus wurde der Druckverlustbeiwert an den Ventilpositionen im Kernkanal angepasst, damit keine doppelte Berücksichtigung durch das Ventil besteht.

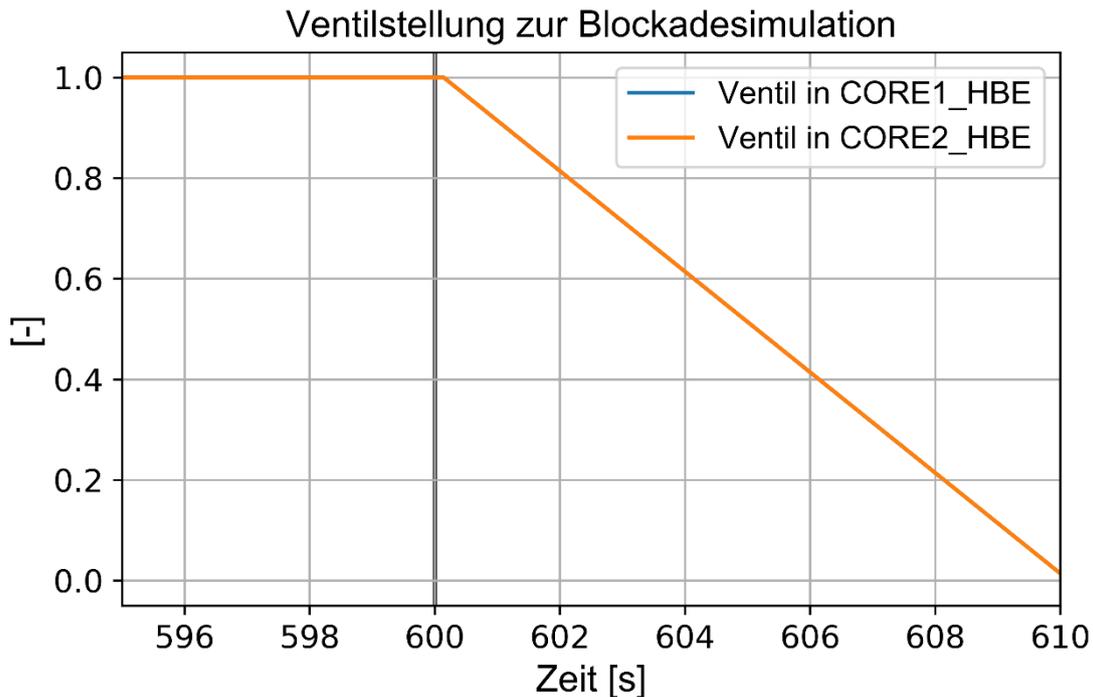
Es werden zwei Fälle gerechnet:

- Fall 1: Postulat Schließung des 1. Unterkanals des Heißkanals
- Fall 2: Postulat Schließung des 1. Und 2. Unterkanals des Heißkanals

In der Simulation wird nach ca. 600 s die Teilblockade des heißen Kernkanals initiiert. Zur Gewährleistung der numerischen Stabilität erfolgt die Schließung der dafür implementierten Ventile über einen Zeitraum von 10 s. Dies ist in Abb. 2.32 nachzuvollziehen.



**Abb. 2.31** Darstellung der Ventilpositionen zur Simulation der teilweisen Kühlkanalverblockung



**Abb. 2.32** Ventilstellung zur Modellierung der teilweisen Kühlkanalblockade (Beide Kurven verlaufen identisch)

## 2.4.1 Simulationsergebnisse

### 2.4.1.1 Fall 1: Postulat Schließung des 1. Unterkanals des Heißkanals

Im ersten Fall wird das Ventil im 1. Unterkanal des Heißkanals geschlossen. Damit reduziert sich die Querschnittsfläche des Heißkanals um 70 %. Der relative Leistungsanteil in diesem Kanal beträgt ca. 60 %. Über die Cross-Connections fließt trotz Schließung des Ventils Wasser in diesen Unterkanal, jedoch mit einem reduzierten Massenstrom. Dies ist in Abb. 2.33 wiedergegeben. Der reduzierte Massenstrom durch den Heißkanal ist ausreichend, die in den angrenzenden Brennpfatten erzeugte thermische Leistung abzuführen. Es kommt nicht zur Verdampfung, wie Abb. 2.34 zeigt. In Abb. 2.35 sind die zeitlichen Verläufe der maximal auftretenden Temperaturen in den Brennpfatten und dem Hüllmaterial aufgezeigt. Durch die Teilverblockung des Heißkanals steigt die Brennstofftemperatur auf etwa 150 °C und die Hüllmaterialtemperatur auf 133 °C an. Der reduzierte Massenstrom ist jedoch ausreichend, um die Brennstofftemperatur und die Temperatur des Hüllmaterials unterhalb kritischer Parameter (Brennstofftemperatur (~150 °C) << Blistering Temperatur (515 °C); Hüllmaterialtemperatur (~133 °C) << Schmelztemperatur (660 °C)) zu halten. Dies gilt über die gesamte axiale Länge, die

in Abb. 2.36 dargestellt ist. Die Blistering Temperatur ist in Abb. 2.35 und in Abb. 2.36 mit einer horizontalen roten Linie markiert.

In Abb. 2.38 ist der Verlauf der Reaktivitäten dargestellt. Infolge des negativen Dichte- und Temperaturreckwirkungskoeffizienten (siehe Abb. 2.38) reduziert sich die Reaktorleistung von ca. 18.19~MW auf 18.17~MW (Abb. 2.37). Die Auswirkung der Blockade des 1. Unterkanals auf die Fluidtemperatur unterhalb des Kerns sind minimal. Infolge der Leistungsreduzierung reduziert sich die Austrittstemperatur von ca. 52.10 °C auf 52.08 °C. Die Kernein- und austrittstemperatur ist in Abb. 2.39 dargestellt. Eine Reaktorschnellabschaltung wird entsprechend nicht ausgelöst, wie in Abb. 2.40 gezeigt wird, da der Grenzwert für die max. Kernaustrittstemperatur nicht erreicht wird. Mit Betrachtung der Sicherheiten gegen Departure from Nucleate Boiling (DNB) (Abb. 2.41) und Strömungsinstabilitäten (Abb. 2.42, Abb. 2.43 und Abb. 2.44) wird keine Unterschreitung der Grenzwerte (in den Abbildungen in rot markiert) festgestellt. Zusammenfassend zeigt die thermohydraulische Analyse der Verblockung des 1. Unterkanals, dass

- lediglich geringe Auswirkungen auf das simulierte Anlagenverhalten festzustellen sind,
- sicherheitstechnische Parameter, wie bspw. die Hüllmaterial- und Brennstofftemperaturen unterhalb der Sicherheitskriterien verbleiben,
- kein Auftreten von Strömungsinstabilitäten festgestellt werden kann.

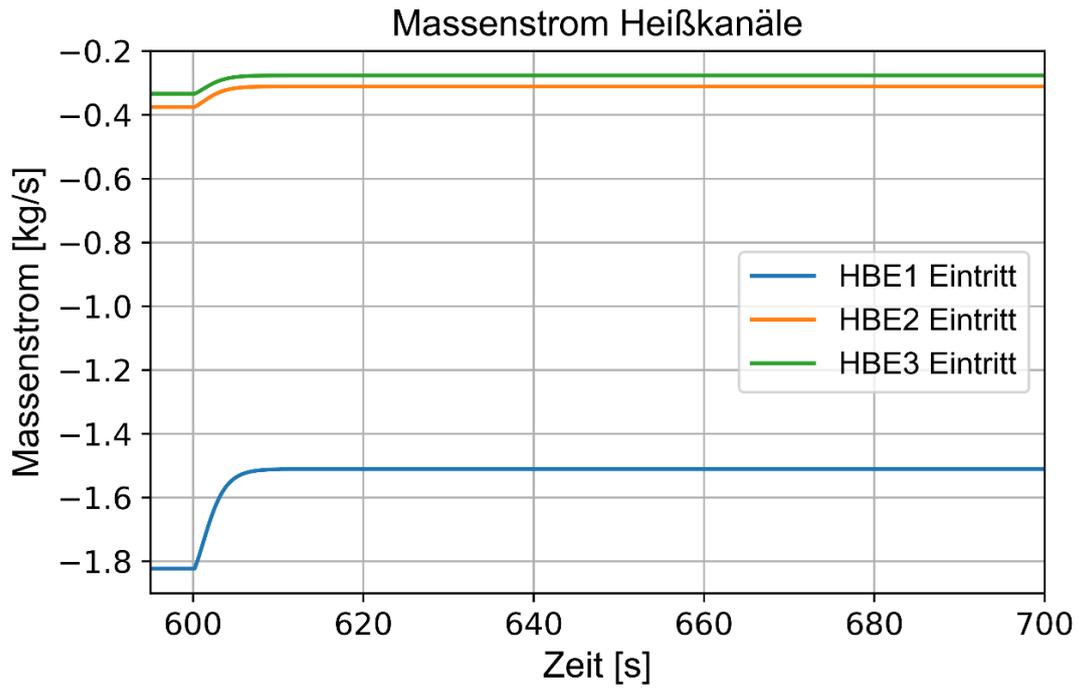


Abb. 2.33 Massenstrom im Heißkanal

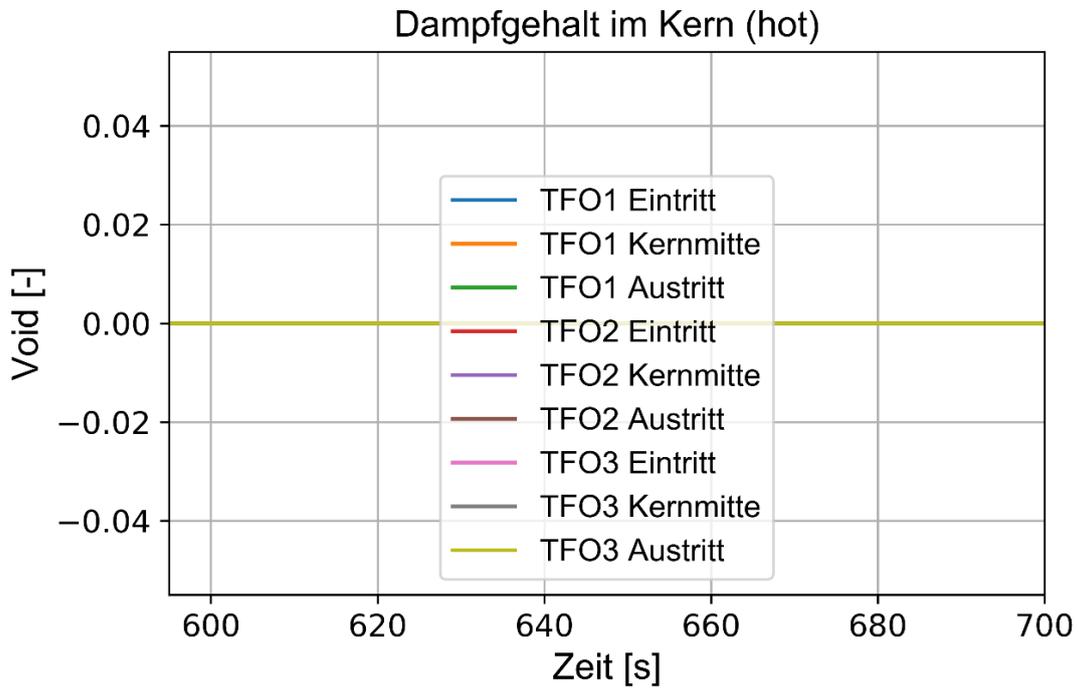


Abb. 2.34 Dampfgehalt im Heißkanal (identischer Verlauf aller Kurven)

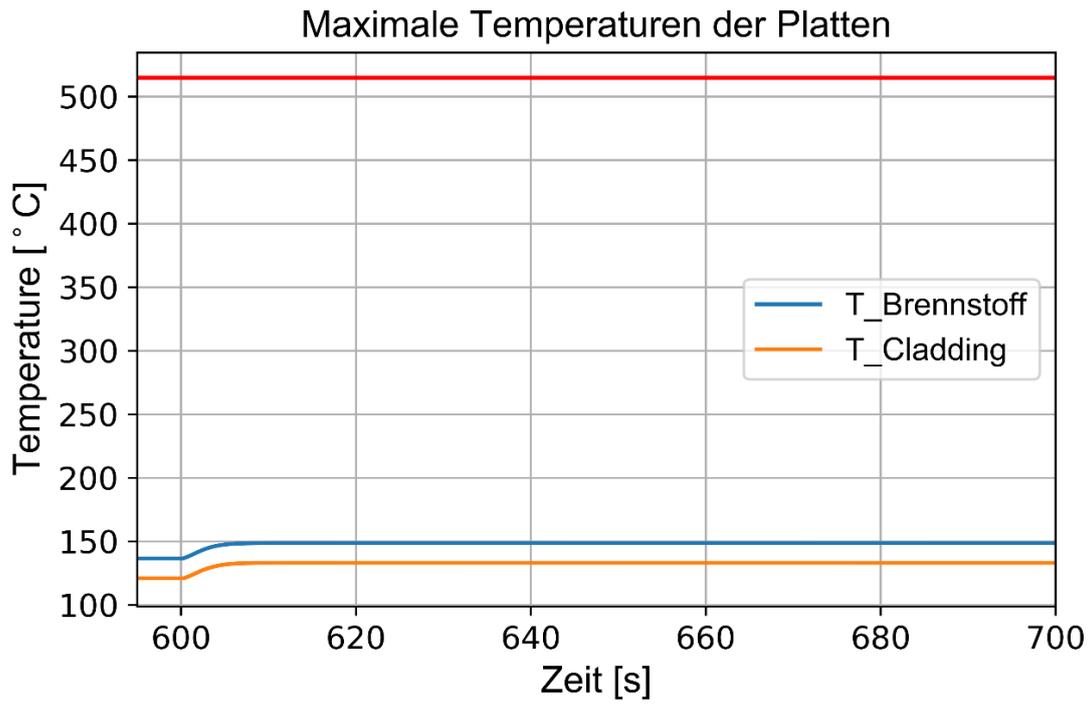


Abb. 2.35 Maximale Brennstoff- und Hüllmaterialtemperaturen

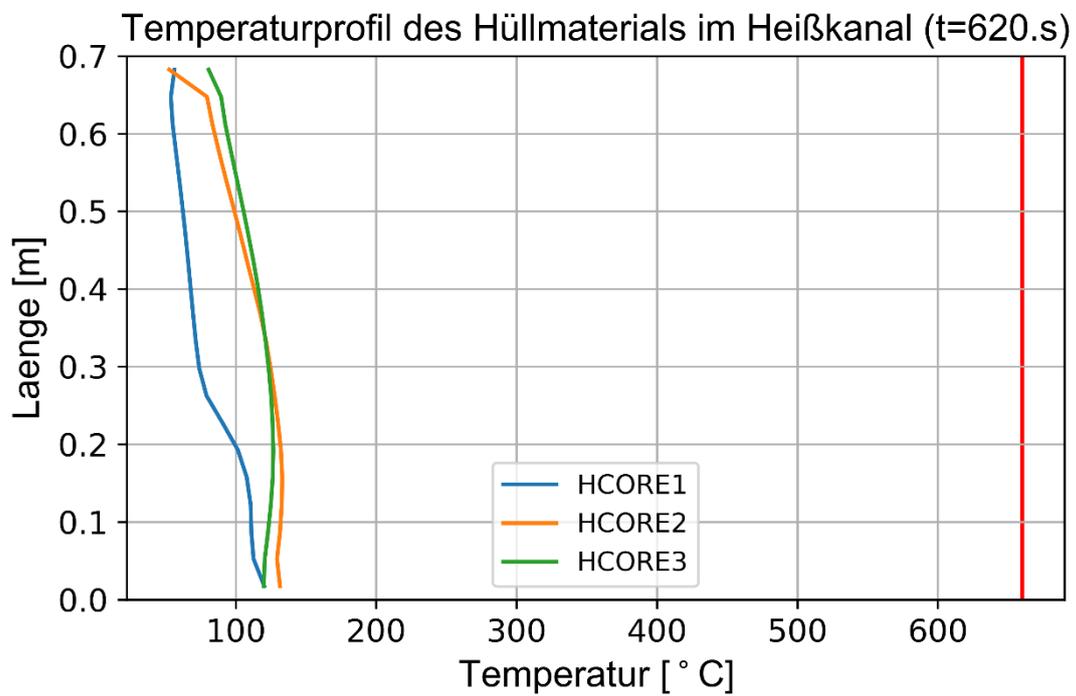


Abb. 2.36 Axiales Temperaturprofil des Hüllmaterials im Heißkanal bei t = 620 s

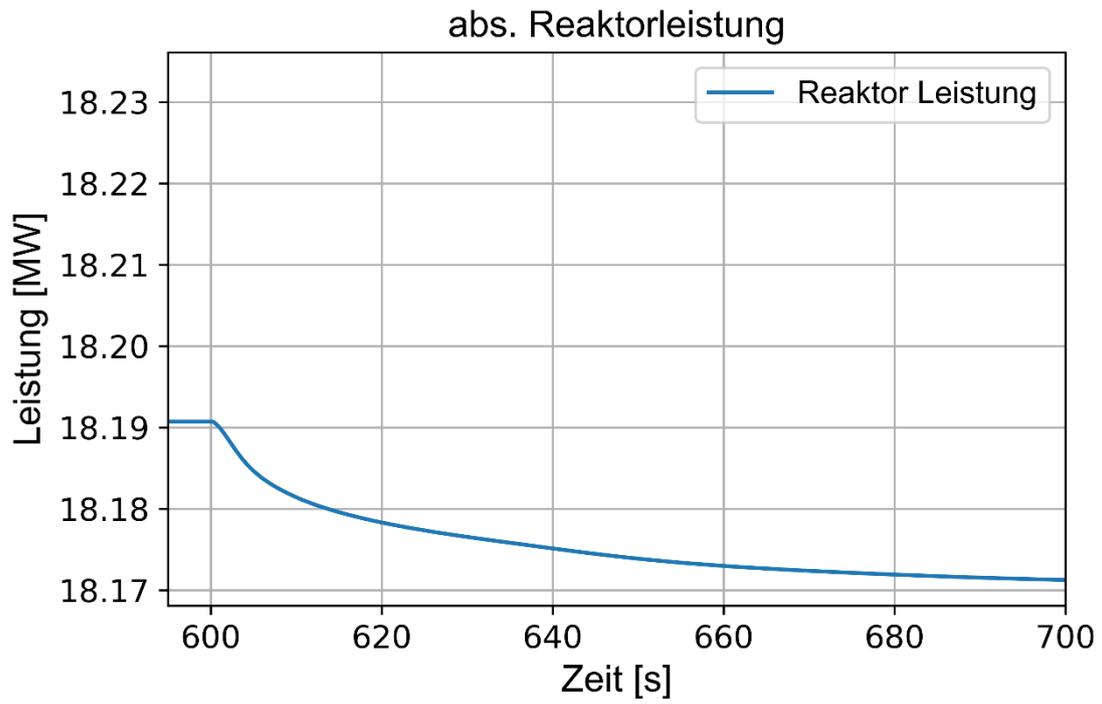


Abb. 2.37 Absolute thermische Reaktorleistung

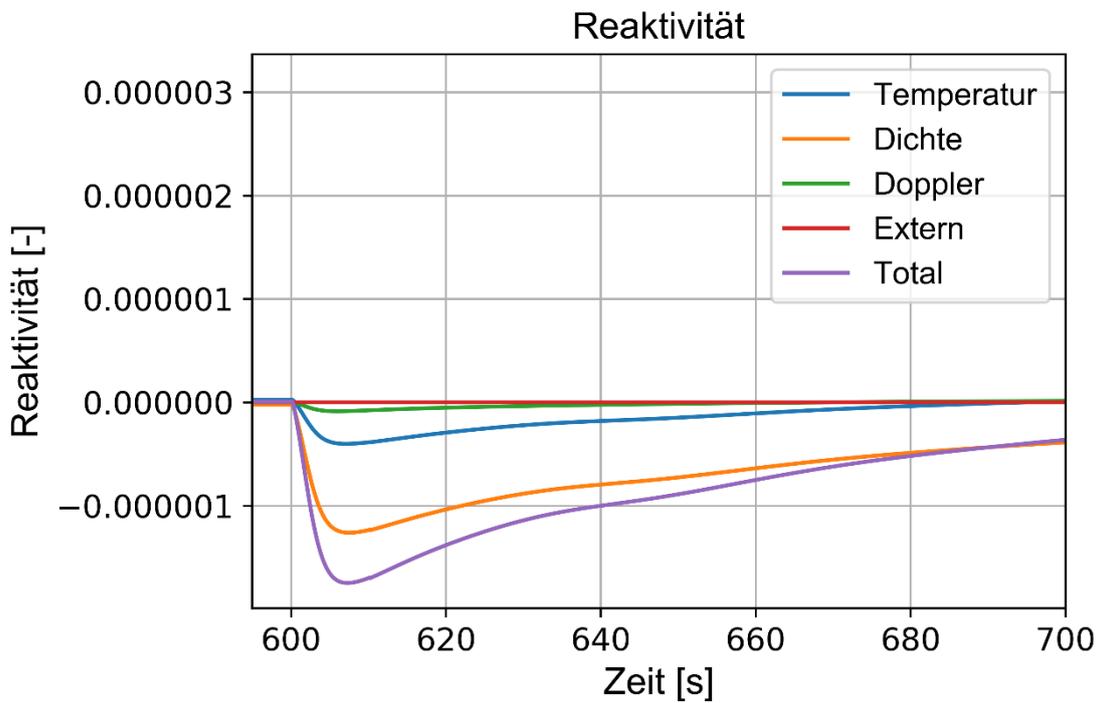
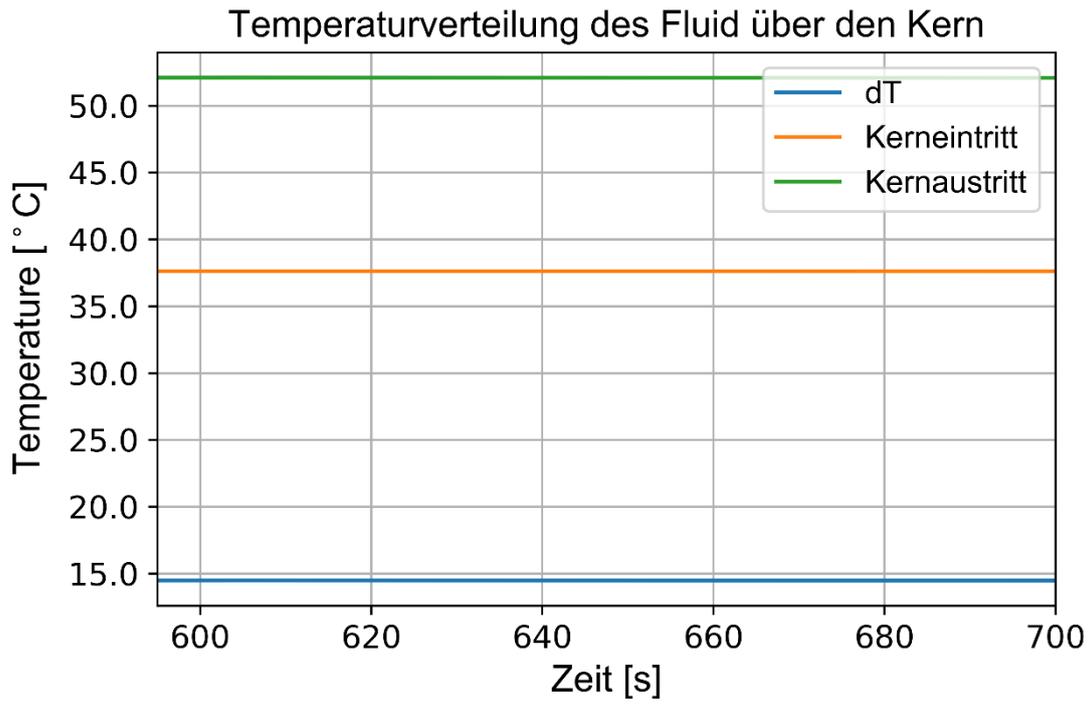
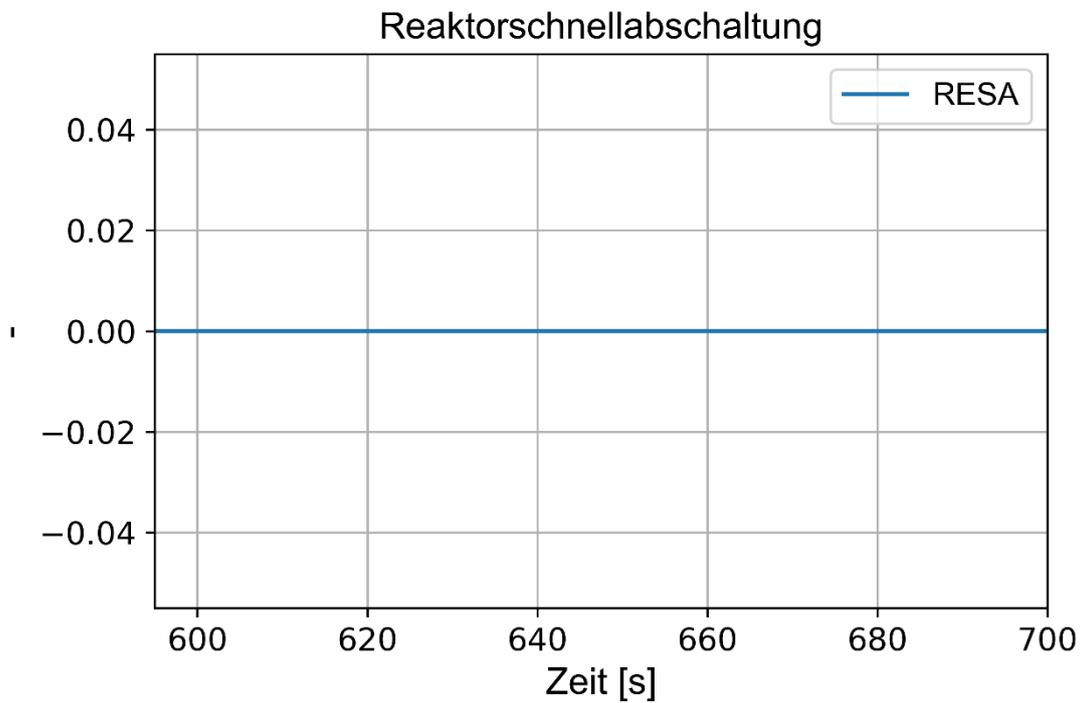


Abb. 2.38 Reaktivität



**Abb. 2.39** Kernein- und austrittstemperatur



**Abb. 2.40** Signal Reaktorschnellabschaltung

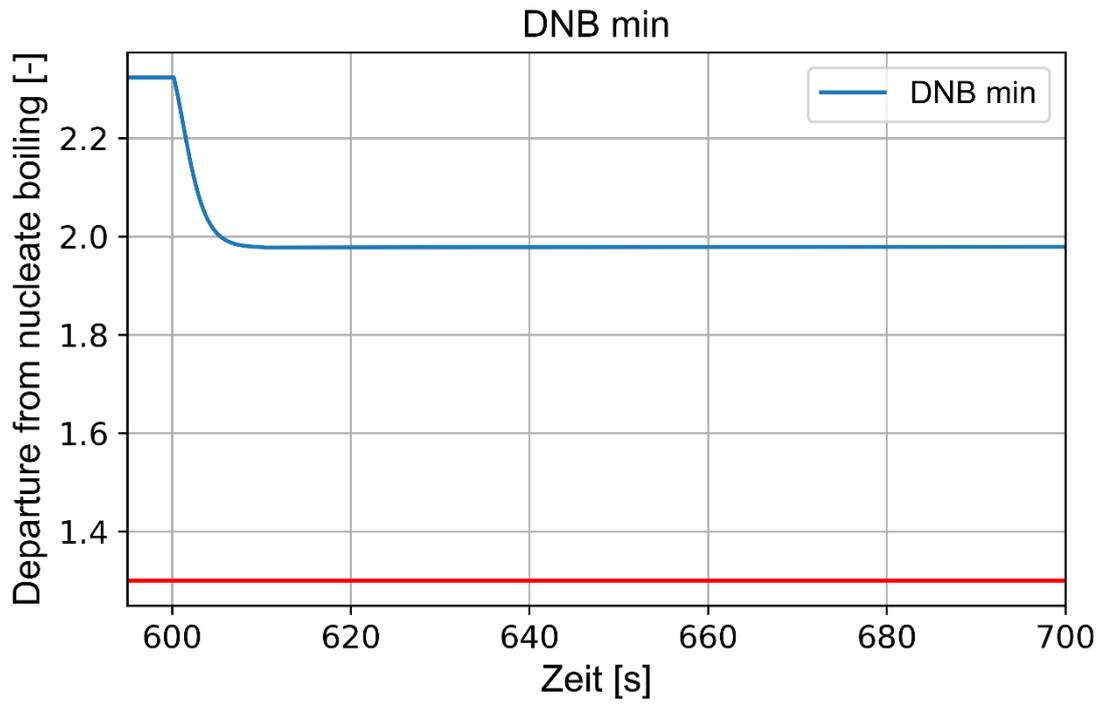


Abb. 2.41 Departure from Nucleate Boiling (DNB)

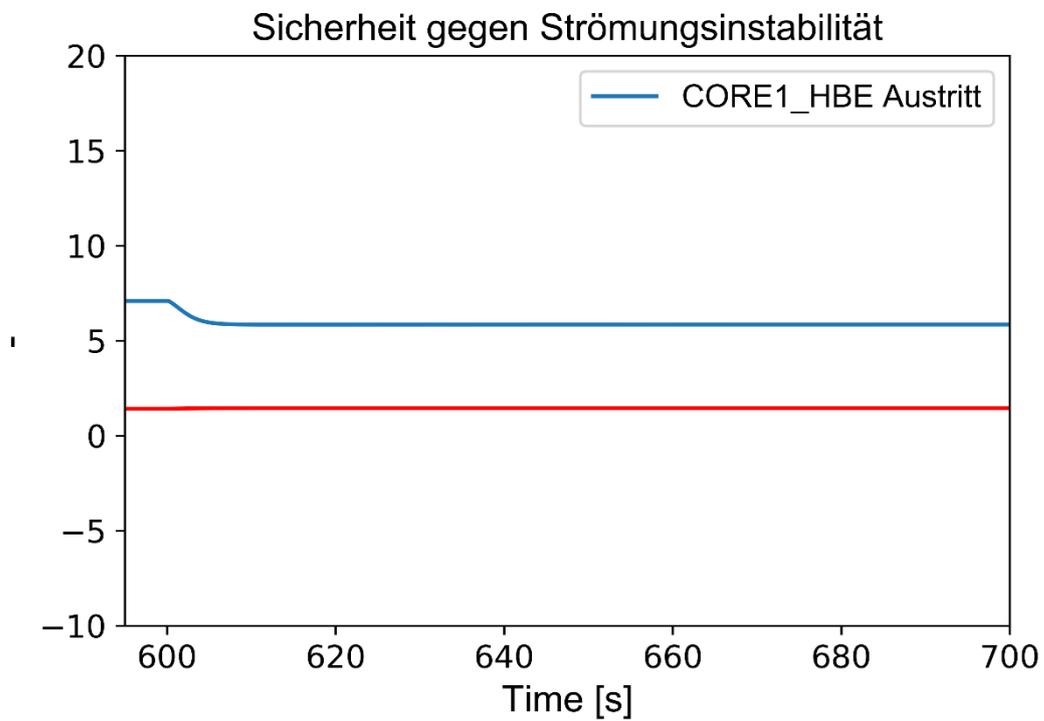
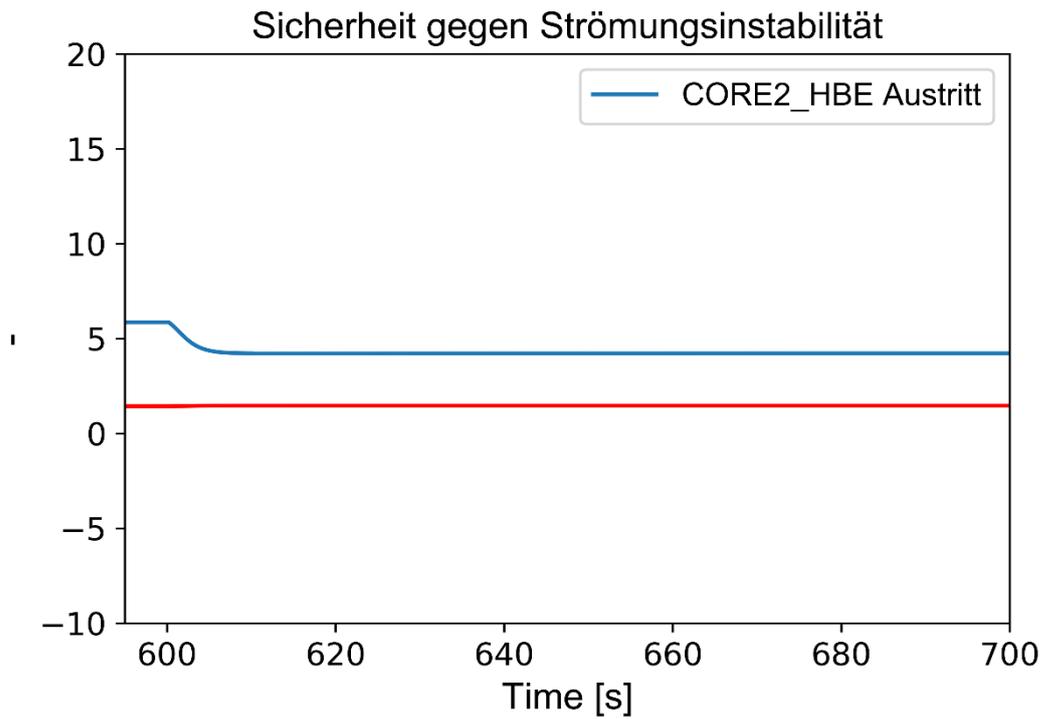
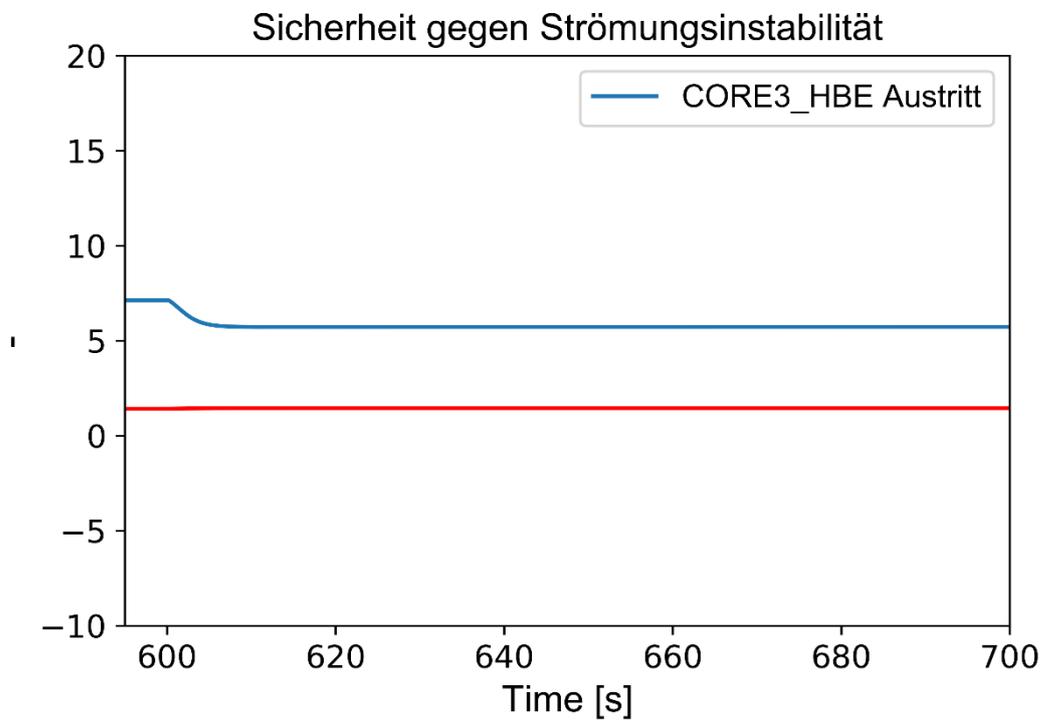


Abb. 2.42 Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 1 des Heißkanals



**Abb. 2.43** Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 2 des Heißkanals



**Abb. 2.44** Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 3 des Heißkanals

#### 2.4.1.2 Fall 2: Postulat Schließung des 1. und 2. Unterkanals des Heißkanals

Im zweiten Fall wird das Ventil im 1. und 2. Unterkanal des Heißkanals geschlossen. Damit reduziert sich die Querschnittsfläche des Heißkanals um 86 %. Der relative Leistungsanteil im 1. Kanal beträgt ca. 60 %, im 2. Kanal sind es 25 %. Über die Cross-Connections fließt, wie bereits im Fall 1, trotz Schließung des Ventils Wasser in diese Unterkanäle, jedoch mit einem deutlich reduzierten Massenstrom (siehe Abb. 2.45). Am unteren Ende der Platten weist das axiale Leistungsprofil nach 4 s ein Maximum auf, wie aus Abb. 2.48 entnommen werden kann. Infolge der starken Massenstromreduzierung und des Maximums im Leistungsprofil findet entsprechend Verdampfung am unteren Ende im Heißkanal statt (siehe Abb. 2.48). Die Temperatur des Hüllmaterials überschreitet infolge der nicht ausreichenden Wärmeabfuhr bereits 4 s nach Störfalleintritt in diesem Bereich die Schmelztemperatur (660 °C) (Abb. 2.47, Abb. 2.48). Infolge der auftretenden Verdampfung (Abb. 2.46) und des negativen Dichterückwirkungskoeffizienten (Abb. 2.50) reduziert sich die Reaktorleistung (Abb. 2.49) von ca. 18.19 MW ( $t = 600$  s) auf 17.4 MW (bei  $t = 610$  s). Aus der Leistungsreduzierung resultierend reduziert sich auch die Austrittstemperatur des Kühlmittels unterhalb des Kerns von ca. 52.1 °C ( $t = 600$  s) auf 51.5 °C ( $t = 610$  s) (Abb. 2.53). Eine Reaktorschnellabschaltung wird entsprechend auch in diesem Fall nicht ausgelöst (Abb. 2.54), da die in Abschnitt 2.3.2 beschriebenen Grenzwerte zur Auslösung der Schnellabschaltung nicht verletzt werden. Die Werte für die Massenströme und den Dampfgehalt in den nicht betroffenen Kernkanälen ändern sich nicht (siehe Abb. 2.51 und Abb. 2.52)

Dass die Reaktorschnellabschaltung nicht ausgelöst wird ist jedoch unter der Randbedingung zu betrachten, dass in ATHLET keine Messung der Gamma-Dosisleistung im Primär-Kühlsystem simuliert ist. Diese Messung würde in der realen Anlage bei Aktivitätsfreisetzung im Primärkühlsystem sowie in der Reaktorhalle infolge eines Brennelement-Defekts oder Schmelzen einer Brennstoffplatte den Reaktor abschalten. Weiterhin ist zu berücksichtigen, dass infolge der Kühlkanalmodellierung beide angrenzenden Kühlkanäle der Platte betroffen sind.

Zusammenfassend zeigt die thermohydraulische Analyse der Verblockung des 1. und des 2. Unterkanals, dass unter dem getroffenen Postulat die Schmelztemperatur von 660 °C der betroffenen Platte im unteren Kernbereich bereits 4 s nach Störfalleintritt erreicht wird (Abb. 2.47).

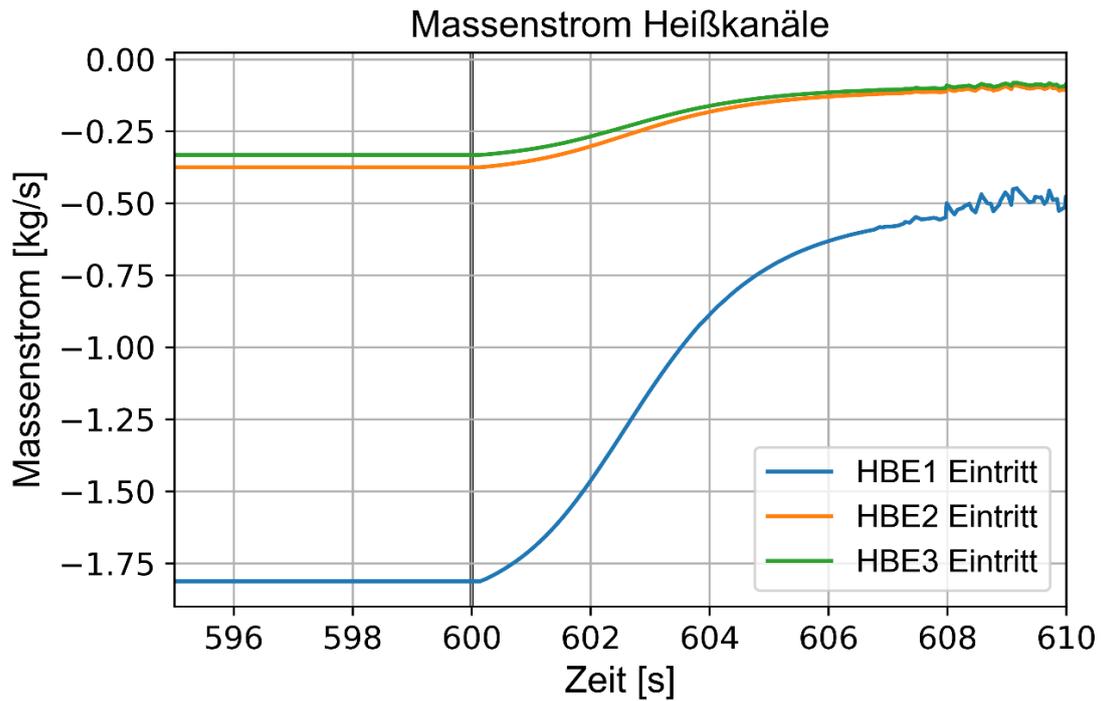


Abb. 2.45 Massenstrom in den Unterkanälen des Heißkanals

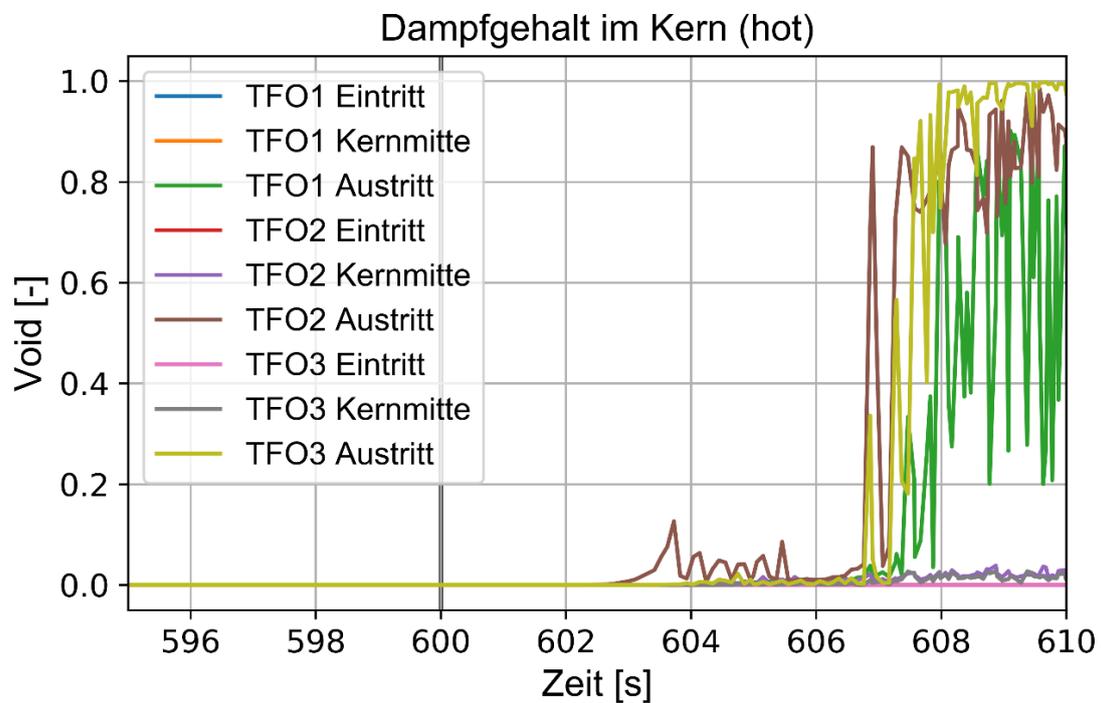


Abb. 2.46 Dampfgehalt in den Unterkanälen des Heißkanals (Die Kerneintrittskurven sind überlagert; Die Kurve TFO1 Kernmitte ist von der entsprechenden TFO2 Kurve verdeckt)

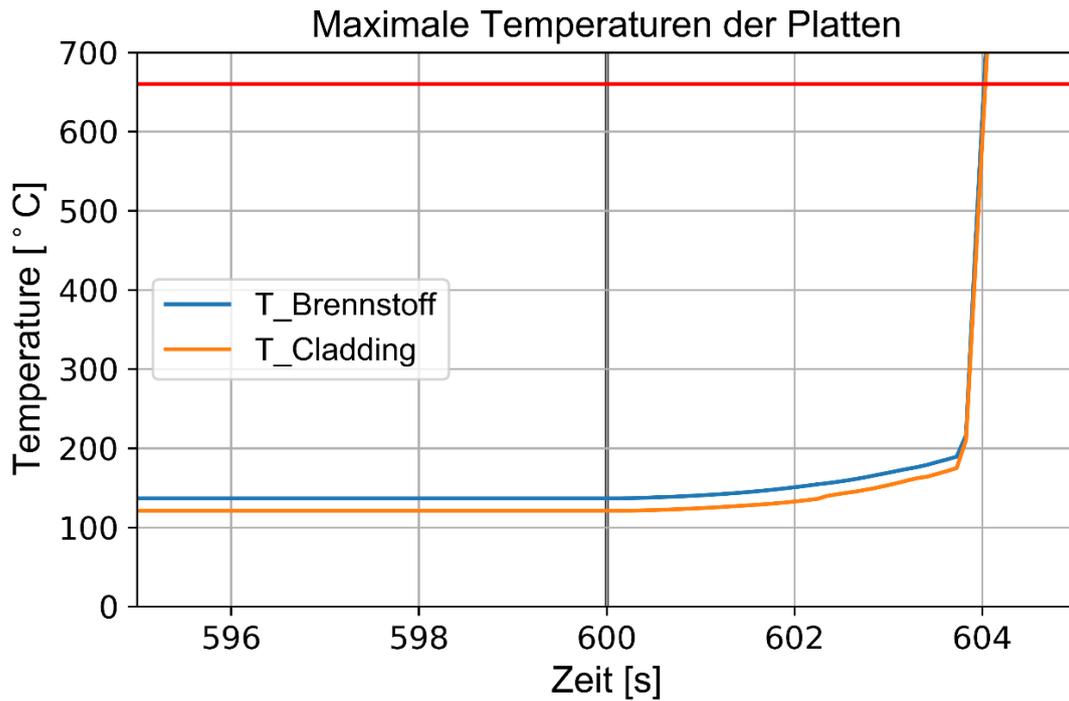


Abb. 2.47 Maximal auftretende Temperaturen in den Kernplatten

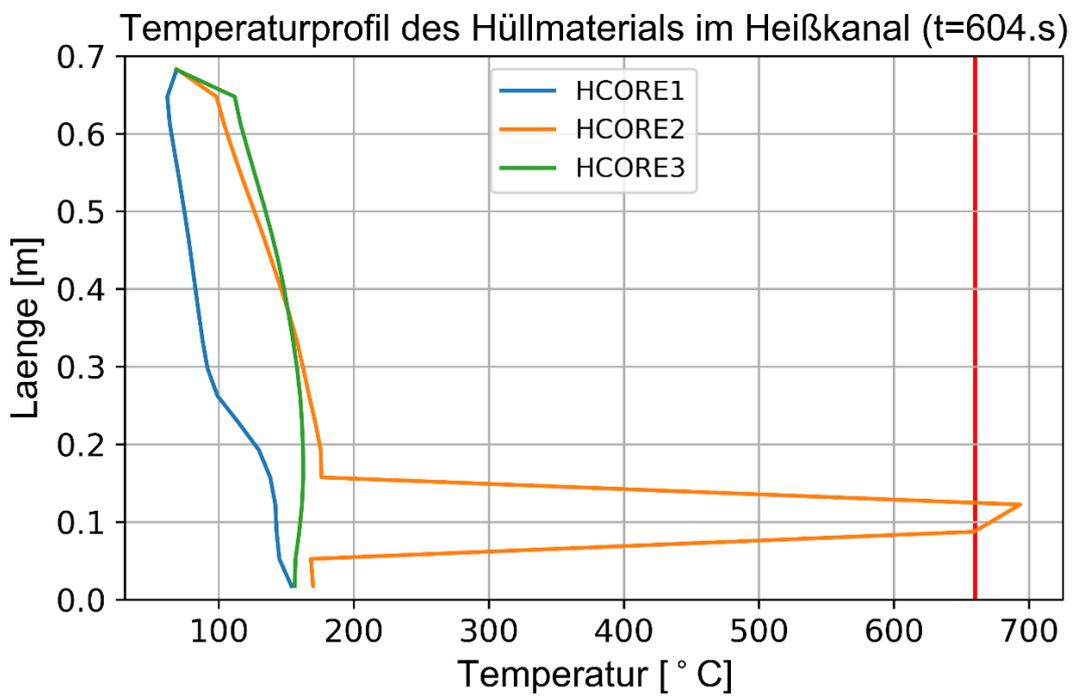


Abb. 2.48 Temperaturprofil des Hüllmaterials im Heißkanal nach Blockade

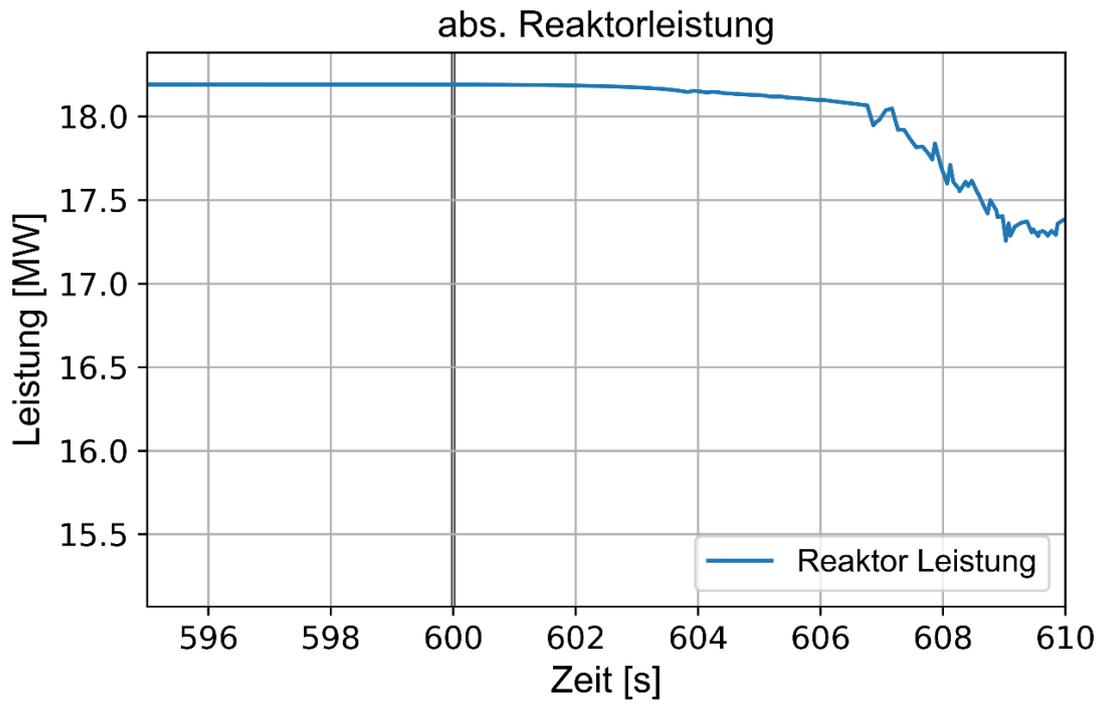


Abb. 2.49 Absolute thermische Reaktorleistung

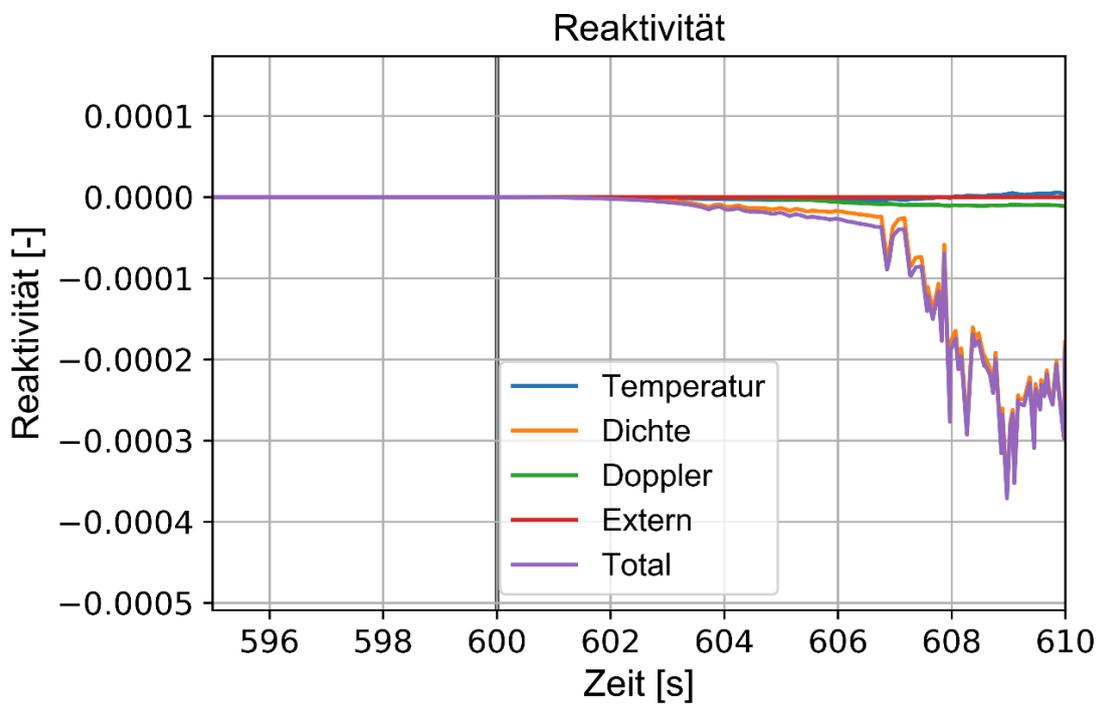


Abb. 2.50 Reaktivität

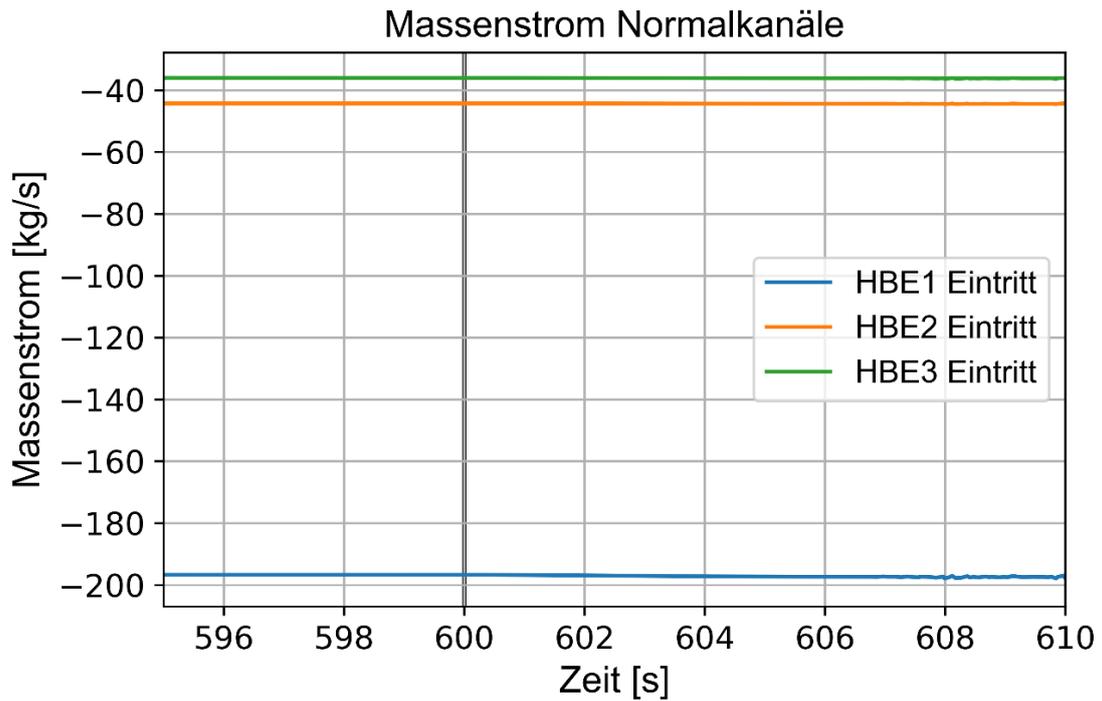


Abb. 2.51 Massenstrom in den nicht betroffenen Kernkanälen

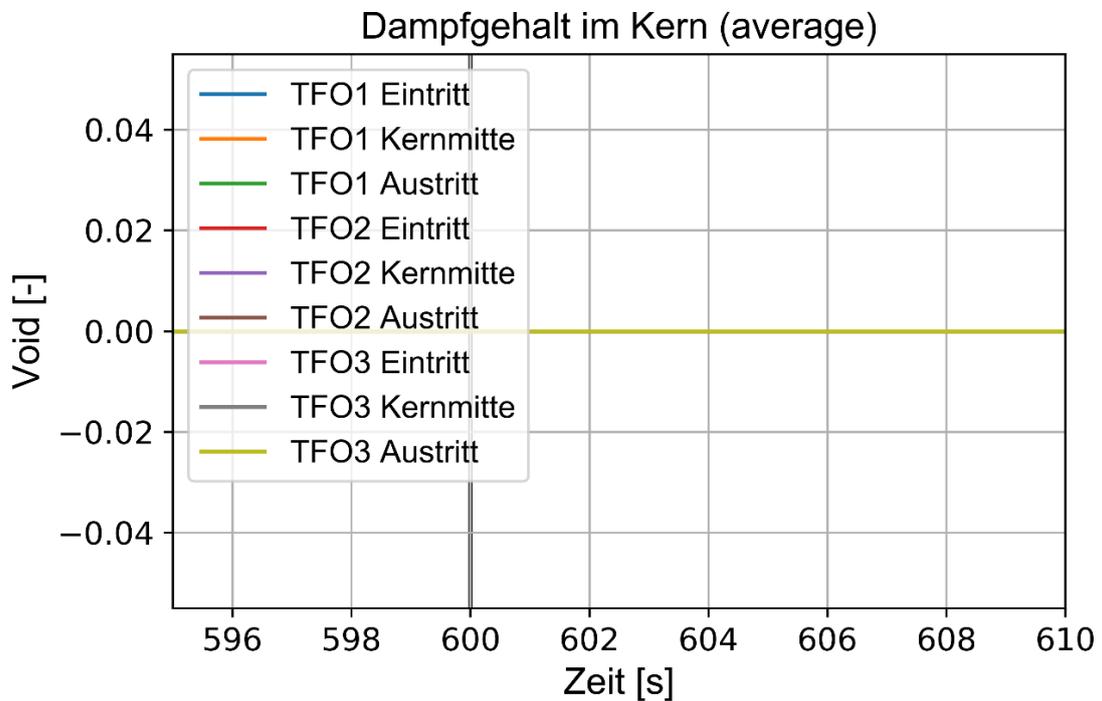
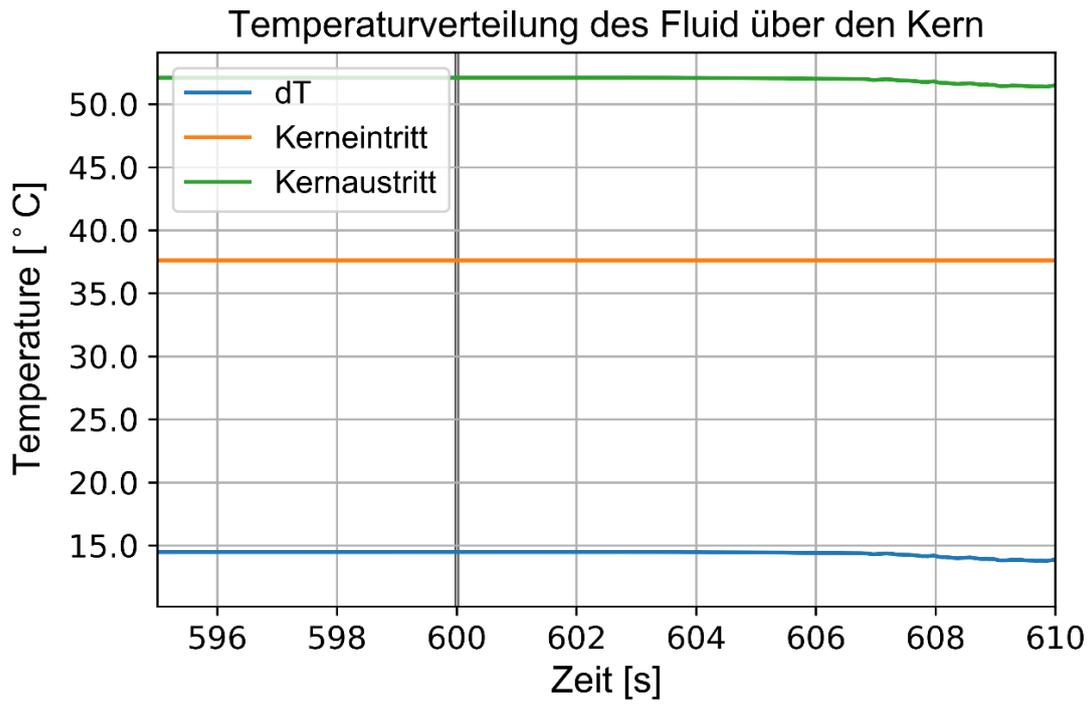
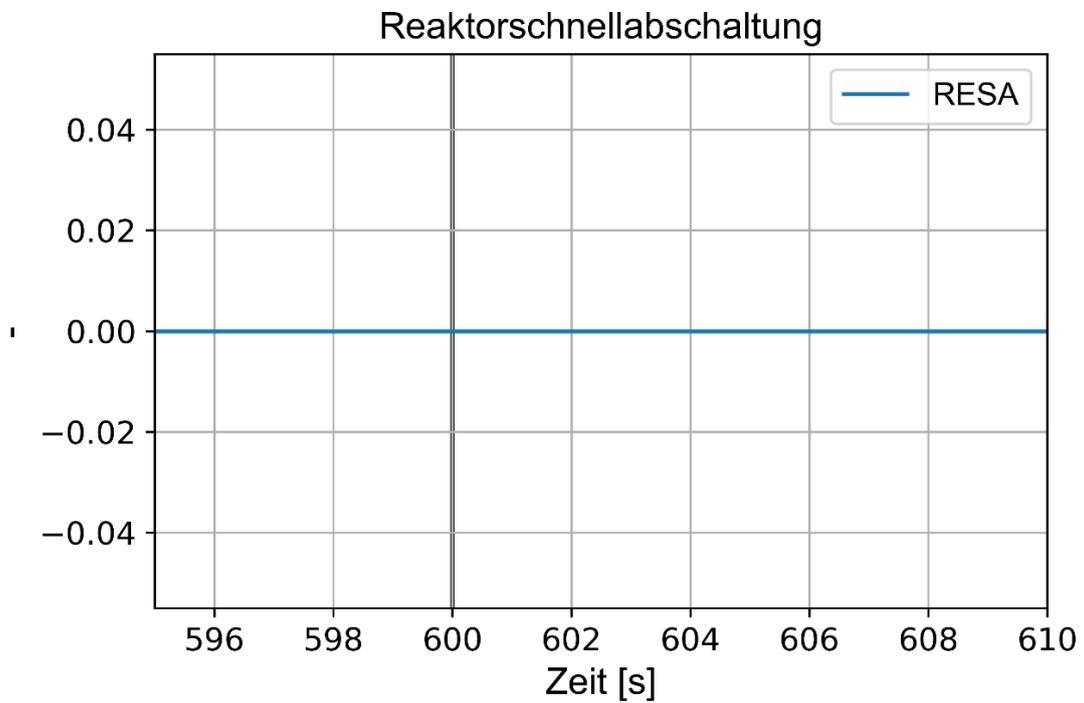


Abb. 2.52 Dampfgehalt in den nicht betroffenen Kernkanälen (identischer Verlauf aller Kurven)



**Abb. 2.53** Kernein- und austrittstemperatur



**Abb. 2.54** Reaktorschnellabschaltung



### 3 Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die durchgeführten Arbeiten und erzielten Ergebnisse eines Eigenforschungsvorhabens, in dem ein generischer Analysesimulator für einen Forschungsreaktor vom sogenannten „Open-Pool“-Typ mit einem Kompaktkern erstellt wurde. Der Analysesimulator wurde für den in der GRS entwickelten thermohydraulischen Code ATHLET entwickelt. Die thermohydraulische Modellierung umfasst ein Modell des Primärkühlsystems mit dem Reaktorkern, Rohrleitungen des Primärkühlsystem, Rückschlagklappen, Pumpen und Wärmetauscher. Das Sekundärkühlsystem ist aufgrund fehlender Daten vereinfacht modelliert und mit Randbedingungen (Fill und Time-Dependent Volume) versehen. Das Not- und Nachkühlsystem ist mit drei Strängen und Pumpen sowie dem Reaktorbecken modelliert. Weiterhin sind die Naturumlaufklappen als Verbindung zwischen Reaktorbecken und Primärkreislauf in der Modellierung berücksichtigt. Ebenso wird das Reaktorgebäude vereinfacht dargestellt. Die leittechnische Modellierung umfasst Grundfunktionalitäten relevanter betrieblicher und sicherheitstechnischer Systeme. Dies schließt eine vereinfachte Logik zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen sowie eine vereinfachte Logik zur Steuerung der Not- und Nachkühlpumpen ein. Weiterhin ist das Öffnungsverhalten der Naturumlaufventile als Logikbaustein nachgebildet. Zur Simulation der Reaktorschnellabschaltung wird ein vereinfachtes Reaktorschutzsystem modelliert.

Zur Verifizierung des Anlagenmodells wurde sowohl eine stationäre Simulation zur Gegenüberstellung der berechneten Anlagenparameter mit Nominalwerten als auch eine Störfallanalyse zur Überprüfung der Funktionalität der Systeme im Anlagenmodell durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen ein plausibles Anlagenverhalten. Im Hinblick auf die Belastbarkeit der Analyseergebnisse ist allerdings zu berücksichtigen, dass viele Parameter bei der Modellerstellung geschätzt werden mussten.

Im Anschluss wurden zwei Fälle einer teilweisen Blockade eines Kühlkanals simuliert. Auch wenn konstruktiv mit der Installierung mehrerer Gitter gegen dieses Ereignis Maßnahmen getroffen sind, wird zu analytischen Zwecken eine teilweise Verblockung des heißen Kanals postuliert, um das Anlagenverhalten unter diesen Bedingungen zu simulieren. Im ersten Fall wird die Schließung eines von drei Unterkanälen zur Darstellung eines Kanals betrachtet. In diesem Fall sind lediglich geringe Auswirkungen auf das Anlagenmodell festzustellen. Sicherheitstechnische Parameter, wie bspw. die Hüllmaterial- und Brennstofftemperaturen verbleiben unterhalb der Sicherheitskriterien. Darüber hinaus ist auch kein Auftreten von Strömungsinstabilitäten festzustellen. Im zweiten Fall

wird die Schließung des ersten und zweiten Unterkanals der drei Unterkanäle simuliert. Die thermohydraulische Analyse der Verblockung des 1. und des 2. Unterkanals zeigt, dass unter den getroffenen postulierten Annahmen nach 4 s nach Störfalleintritt die Schmelztemperatur der betroffenen Platte im unteren Kernbereich erreicht wurde.

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Prozess zur Beschreibung der grundlegenden Schritte zur Entwicklung eines Anlagenmodells /IAE 02/ .....	10
Abb. 2.2	Prozess zur ATHLET-Datensatzerstellung /KOP 18/ .....	11
Abb. 2.3	Kompaktkern der Referenzanlage; zwei Kühlkanäle sind in hellblau hervorgehoben .....	22
Abb. 2.4	Draufsicht (links) und Frontansicht (rechts) einer Brennpfanne; der Dichtesprung ist in hellrot markiert.....	22
Abb. 2.5	Axiale Ansicht eines Kühlkanals mit Darstellung einer Platte .....	23
Abb. 2.6	Radiale Unterteilung eines Kühlkanals in drei Segmente (links) und Modellierungsansatz der zugehörigen Wärmeleitstrukturen (rechts).....	24
Abb. 2.7	Nodalisierung des Reaktorkerns in ATHLET.....	25
Abb. 2.8	Axiale Leistungsverteilung der Brennstoffplatten .....	25
Abb. 2.9	Modellierung des Primärkühlkreislaufs.....	27
Abb. 2.10	Rückschlagventil im dynamischen Ventilmodell von ATHLET /LER 16/ .....	27
Abb. 2.11	Homologe Kurven der Förderhöhe (einphasig) .....	29
Abb. 2.12	Homologe Kurven der Förderhöhe (zweiphasig).....	29
Abb. 2.13	Modellierung der Wärmetauscher und Sekundärseite.....	30
Abb. 2.14	Modellierung des Not- und Nachkühlsystems sowie der Naturumlaufventile und des Reaktorbeckens.....	32
Abb. 2.15	Überblick über das Anlagenmodell .....	33
Abb. 2.16	Übergeordnete Funktionsbeschreibung der vereinfachten Primärpumpenregelung .....	34
Abb. 2.17	Darstellung der vereinfachten Primärpumpenregelung in AGM.....	34
Abb. 2.18	Übergeordnete Funktionsbeschreibung der Öffnungscharakteristik der Naturumlaufventile.....	35
Abb. 2.19	Darstellung der Öffnungscharakteristik der Naturumlaufventile in AGM .....	35
Abb. 2.20	Übergeordnete Funktionsbeschreibung der Reaktorschnellabschaltung.....	36

Abb. 2.21	Darstellung der Reaktorschnellabschaltung in AGM .....	36
Abb. 2.22	Zuführung externer Reaktivität.....	38
Abb. 2.23	Druckdifferenz über HKM-Pumpen (Verläufe für alle Pumpen identisch) .....	40
Abb. 2.24	Verlauf der absoluten thermischen Reaktorleistung .....	40
Abb. 2.25	Verlauf der Temperaturen am Kernein- und austritt (599 s – 605 s).....	41
Abb. 2.26	Strömungsweg I – Kernkühlung über die Hauptkühlmittelpumpen .....	41
Abb. 2.27	Strömungsweg II – Kernkühlung über die Not- und Nachkühlpumpen ....	42
Abb. 2.28	Kernkühlung durch Naturumlauf über die Naturumlaufventile .....	42
Abb. 2.29	Verlauf des Kern- und Bypassmassenstroms (Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen 600 s – 700 s, Betrieb der Not- und Nachkühlpumpen 700 s – 1200 s, Naturumlauf ab 1200 s).....	43
Abb. 2.30	Verlauf der Temperaturen am Kernein- und austritt (Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen 600 s – 700 s, Betrieb der Not- und Nachkühlpumpen 700 s – 1200 s, Naturumlauf ab 1200 s).....	43
Abb. 2.31	Darstellung der Ventilpositionen zur Simulation der teilweisen Kühlkanalverblockung.....	47
Abb. 2.32	Ventilstellung zur Modellierung der teilweisen Kühlkanalblockade (Beide Kurven verlaufen identisch) .....	48
Abb. 2.33	Massenstrom im Heißkanal .....	50
Abb. 2.34	Dampfgehalt im Heißkanal (identischer Verlauf aller Kurven) .....	50
Abb. 2.35	Maximale Brennstoff- und Hüllmaterialtemperaturen .....	51
Abb. 2.36	Axiales Temperaturprofil des Hüllmaterials im Heißkanal bei $t = 620$ s ....	51
Abb. 2.37	Absolute thermische Reaktorleistung.....	52
Abb. 2.38	Reaktivität.....	52
Abb. 2.39	Kernein- und austrittstemperatur.....	53
Abb. 2.40	Signal Reaktorschnellabschaltung .....	53
Abb. 2.41	Departure from Nucleate Boiling (DNB) .....	54
Abb. 2.42	Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 1 des Heißkanals.....	54

Abb. 2.43	Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 2 des Heißkanals.....	55
Abb. 2.44	Sicherheit gegen Strömungsinstabilität im Unterkanal 3 des Heißkanals.....	55
Abb. 2.45	Massenstrom in den Unterkanälen des Heißkanals .....	57
Abb. 2.46	Dampfgehalt in den Unterkanälen des Heißkanals (Die Kerneintrittskurven sind überlagert; Die Kurve TFO1 Kernmitte ist von der entsprechenden TFO2 Kurve verdeckt) .....	57
Abb. 2.47	Maximal auftretende Temperaturen in den Kernplatten.....	58
Abb. 2.48	Temperaturprofil des Hüllmaterials im Heißkanal nach Blockade.....	58
Abb. 2.49	Absolute thermische Reaktorleistung.....	59
Abb. 2.50	Reaktivität.....	59
Abb. 2.51	Massenstrom in den nicht betroffenen Kernkanälen .....	60
Abb. 2.52	Dampfgehalt in den nicht betroffenen Kernkanälen (identischer Verlauf aller Kurven).....	60
Abb. 2.53	Kernein- und austrittstemperatur.....	61
Abb. 2.54	Reaktorschnellabschaltung.....	61



## **Tabellenverzeichnis**

Tab. 2.1	Akzeptable Fehler in der Nodalisierung nach /DAU 93/.....	12
Tab. 2.2	Referenzwerte aus Literaturrecherche (FRM II) .....	15
Tab. 2.3	Gegenüberstellung der stationären Simulationsergebnisse des erstellten Anlagenmodells mit Referenzwerten des ausgewählten Forschungsreakortyps (*Quellen: /PAU 01/, /BRE 11/) .....	38
Tab. 2.4	Gegenüberstellung einiger Störfallkategorien mit untersuchten Störfällen im Sicherheitsbericht des ausgewählten Forschungsreaktor-Typs und im Rahmen des PSA-Projektes.....	46



## Literaturverzeichnis

- /ANV 15/ ANVS: Dutch Safety Requirements for Nuclear Reactors: Fundamental Safety Requirements, 19.03.2015.
- /BMU 98/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, Bonn, den 25. Juni 1998, Stand 12/98.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, vom 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2), RSHandbuch 3-0.1, Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3), RS-Handbuch 3-0.2.
- /BRE 11/ Breitzkreutz, H.: "Coupled Neutronics and Thermal Hydraulics of High-Density Cores for FRM II", Dissertation TUM, 2011.
- /DAE 12/ Däubler, M. et al.: "New Reactor Safety Analysis of FRM II compact core using TRACE/PARCS", RRFM 2012.
- /DAU 93/ D'Auria, F.; Galassi, G.; Bonuccelli, M.; Debrecin, N.: "A Methodology for the Qualification of Thermalhydraulic Code Nodalizations", 1993.
- /ELM 12/ El-Morshedy, S.: "Flow Instability in Material Testing Reactors", 2012.
- /HAI 08/ Hainoun, A. et al.: "Simulation of LOFA and RIA for the IEA-R1 research reactor using the code MERSAT", Annals of Nuclear Energy 35, 2008.
- /IAE 02/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Accident Analysis for Nuclear Power Plants", Safety Reports Series 23, IAEA, 92-0-115602-2, Vienna, 2002.

- /IAE 08/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Safety Analysis for Research Reactors", Safety Reports Series No. 55, IAEA, 978-92-0-101008-7, Vienna, 2008.
- /IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants", Specific Safety Guides SSG-2, IAEA978-92-0-113309-0, Vienna, 2010.
- /IAE 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Safety assessment for research reactors and preparation of the safety analysis report: specific safety guide", IAEA Safety Standards Series SSG-20, ISBN 978-92-0-115410-1, Vienna, 2012.
- /IAE 12a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Use of a graded approach in the application of the safety requirements for research reactors", Specific Safety Guide No. SSG-22, IAEA, ISBN 978-92-0-127310-9, Vienna, 2012.
- /IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): "Safety of Research Reactors", IAEA Safety Standards SSR-3, ISBN 978-92-0-104816-5, Vienna, 2016.
- /INV 04/ INVAP, ANSTO: Safety Analysis Report Chapter 16 – safety analysis, 2004.
- /KOP 18/ Koppers, V., Cuesta, A.: "Concept for developing a research reactor analysis simulator based on a German reference reactor", 2018, RRFM 2018.
- /LER 16/ Lerchl, G.; Austregesilo, H. et al.: "ATHLET 3.1A User's Manual", GRS, GRS-P-1 / Vol. 1, Ref. 7, March 2016.
- /MAY 19/ Mayer, G.; Utschick, M.; Babst, S.; Heckmann, K.: „PSA der Stufe 1 für einen Forschungsreaktor“, Technischer Abschlussbericht, 4716R01325, GRS-544, Mai 2019.

- /NRC 88/ NRC: "Safety Evaluation Report related to the Evaluation of low-enriched uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", NUREG-1313, July 1988.
- /NUR 88/ United States Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1313, "Safety Evaluation Report Related to the Evaluation of Low-Enriched Uranium Silicide-Aluminum Dispersion Fuel for Use in Non-Power Reactors", 1988.
- /OHL 85/ Ohlmer E. and Sanders J.: "Experimental Data Report on LOBI Test A2-77A", ISPRA LEC 85-33, Communication No. 4024, April 1985.
- /PAL 18/ Palazzo, S.; Koppers, V.; Liao, Y.: „Verifizierung von Analysesimulatoren“, Köln, Garching bei München, GRS gGmbH, Forschungsbericht, Vorhaben 4715R01345, GRS-A-3920, 2018.
- /PAU 01/ Pautz, A.: „Rechenmodellentwicklung für die Analyse von Reaktivitätstransienten mit Neutronentransporttheorie und gekoppelter Thermofluid-dynamik für Hochfluss-Forschungsreaktoren“, Dissertation TUM, 2001.
- /REI 15/ Reis, P.A.L. et al.: „Simulation of a TRIGA Reactor Core Blockage using RELAP5 Code“, Science and Technology of Nuclear Installations, 2015.
- /TUM 93/ TUM, Siemens: Sicherheitsbericht Neutronenquelle München FRM-II in Garching, Okt. 1993.
- /TUM 17/ TUM: Betriebshandbuch Hochflussneutronenquelle München, Stand 23.01.2017.

**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)