

**Entwicklung und
Validierung von
Werkzeugen zur
Durchführung von
Störfallanalysen für
WWER-Reaktoren**

Wissenschaftlich-technische
Zusammenarbeit mit Russland
und WWER-Ländern

Entwicklung und Validierung von Werkzeugen zur Durchführung von Störfallanalysen für WWER-Reaktoren

Wissenschaftlich-technische
Zusammenarbeit mit Russland
und WWER-Ländern

Anton Travleev
Ivan Bakalov
Dimitar Iliev
Claus Spengler
Jürgen Sievers
Klaus Heckmann
Christian Heckötter
Andreas Wielenberg
Romain Henry
Yann Périn
Robert Kilger

November 2022

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen RS1581 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

AC²/COCOSYS, ATHLET, Autodyn, BIPR-WWER, EGMPEBV, Flugzeugabsturz, Gebäudekondensator- und Kernfängermodelle für WWER-1200, Gebäudestruktur, Leck-vor-Bruch, LSDYNA, PROST, Rostov-2, WinLeck, WWER-1000

Kurzfassung

Die Hauptzielsetzung des vom Bundesministerium für Wirtschaft und Klimaschutz (BMWK, früher Bundesministerium für Wirtschaft und Energie – BMWi) geförderten Forschungsvorhaben RS1581 ist die Bereitstellung, Weiterentwicklung und Validierung moderner Analysewerkzeuge für die Sicherheitsbewertung von WWER-Reaktoren, die Förderung des Einsatzes solcher Werkzeuge bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen in Ländern, in denen WWER betrieben werden, sowie der Informationsaustausch mit Wissenschaftlern aus diesen Ländern zu aktuellen Fragen der WWER-Reaktorsicherheitsforschung.

In Kap. 2 des vorliegenden Abschlussberichtes gibt es einen Überblick der bearbeiteten Aufgaben und erreichten Ergebnisse in dem Zeitraum von Dezember 2019 bis Mai 2022. Die Resultate ausgewählter Arbeiten werden ausführlicher in den Kap. 3.1 bis 5.5 dargestellt.

Kap. 3 beschreibt die Weiterentwicklung und Qualifizierung von Rechenwerkzeugen für WWER-Reaktoren. Kap. 3.1 geht dabei auf die Weiterentwicklung des ATHLET/BIPR-WWER Programmpakets ein.

In Kap. 3.2 wird der Aufbau und die detaillierte Nodalisierung des Brennelements in dem neu entwickelten WWER-1000 ATHLET-Modell analysiert, das bei MEPhI für die Nutzung im Rostov-2 Benchmark vorbereitet wurde. Die Analyse wurde in Rahmen der Arbeiten der Eignung von ATHLET zur Unterkanalrechnung durchgeführt. Das Ziel dieser Arbeiten, der Vergleich mit einem dedizierten Unterkanalcode, wurde wegen des kurz vor Ende des Vorhabens unterbrochenen Kontakts zu dem russischen Partner nicht vollständig erreicht. Dieser Abschnitt dokumentiert den erreichten Zustand.

Kap. 3.4 beschreibt die Anwendung des in der GRS entwickelten Codes FENNECS für große LWR-Systeme am Beispiel eines WWER-1000 Modells. Darüber hinaus wird der Status der Codeentwicklungsarbeiten in Bezug auf die Interpolation von Wirkungsquerschnitten als Funktion der Brennstoffabbbrand dargestellt.

Kap. 3.2 beschreibt das in der GRS entwickelte gekoppelte neutronenkinetische und thermohydraulische Modell des WWER-1000 Reaktors für die Anwendung in der Phase-I des Rostov-2 Benchmarks.

Kap. 4 stellt die Entwicklung der Containment-Modelle für WWER-1200 Anlagen dar. Die Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung (Kap. 4.2) umfasst die Erweiterung der Wärmeübergangsmodelle in COCOSYS für senkrechte Wärmetauscherrohre sowie Beispielrechnungen für eine WWER-1200 orientierte Modellgeometrie. Für die Absicherung des Anwendungsbereiches für das Kernfängermodell (Kap. 4.3), wurden detaillierte Kenntnisse von typischen Anfangs- und Randbedingungen für die Vorgänge in einem WWER-1200 Kernfänger gesammelt, in einem COCOSYS-Datensatz umgesetzt und die mit COCOSYS erzielten Ergebnisse mit Ergebnissen anderer bekannten Simulationen verglichen.

In Kap. 5 sind die im Rahmen des Vorhabens durchgeführten Seminare und Veranstaltungen zum Informationsaustausch zwischen der GRS und russischen Partnern aufgeführt.

Kap. 6 fasst die in dem Vorhaben erzielten Ergebnisse im Überblick zusammen.

Abstract

The main purpose of the project RS1581 founded by the Federal Ministry of Economic Affairs and Climate Action (BMWK, previously Federal Ministry of Economic Affairs and Energy – BMWi) was the provision, development and validation of modern analysis tools for safety assessment of VVER-type reactors, the support of the use of these tools for safety analysis in the countries in which VVER reactors are operated, and the information exchange on recent activities in the field of VVER reactor safety research with scientists and experts from these countries.

Chapter 2 of this final report gives an overview of the carried-out tasks and achieved results for the period from December 2019 to May 2022. Results of some selected activities are presented in detail in chapters 3.1 to 5.5.

Chapter 3 describes the development and qualification of computer codes for VVER-reactors. Herein, chapter 3.1 describes the ongoing development of the ATHLET/BIPR-VVER code package.

Chapter 3.2 describes the coupled neutronics and thermohydraulic model of the VVER-1000 reactor, developed in the GRS for the use in Phase-I of the Rostov-2 Benchmark.

Chapter 3.3 includes the description and detailed nodalization of the fuel assembly in the newly formed VVER-1000 ATHLET-model, developed by MEPhI for use in the Rostov-2 Benchmark. This analysis was within the testing of ATHLET capabilities to serve as a subchannel code. The goal of this task, namely the cross-comparison of the ATHLET results against a dedicated subchannel code, was not fully achieved due to the interrupted cooperation with the Russian partner near the end of the project. This chapter documents the currently achieved state.

Chapter 3.4 describes the use of the self-developed GRS neutronics code FENNECS for large LWR systems for the VVER-1000 model. It also reports on the further code development: within this project the ability to interpolate neutron interaction cross-sections with respect to the fuel burnup was implemented and tested.

Chapter 4 represents the development of the containment models for VVER-1200 reactors. Improvements of the building condensers modelling (chapter 4.2) covers the improvement of the heat exchange models in COCOSYS for heat exchangers with vertical tubes and the example calculations for a generic VVER-1200. For the validation of the core catcher model application range (chapter 4.3), detailed knowledge for typical initial and boundary conditions of the processes taking place in the VVER-1200 core catcher were compiled and assembled in a form of the COCOSYS input deck, and the COCOSYS results were compared against publicly available information.

Chapter 5 describes the seminars and activities for the exchange of information between GRS and Russian partners in the frame of this project.

Chapter 6 briefly summarizes the results of the project at hand.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung	1
2	Zielsetzung und durchgeführte Arbeiten	3
3	Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren	5
3.1	Weiterentwicklung des ATHLET/BIPR-WWER Programmpakets.....	5
3.1.1	Softwareüberlassungsvereinbarung mit dem Kurtschatow-Institut	5
3.1.2	Vorbereitung zur Rezertifizierung von ATHLET und ATHLET/BIPR-WWER in Russland	6
3.1.3	Dokumentation der Verifikation von ATHLET	7
3.1.4	Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren	10
3.1.5	Zusammenfassung	13
3.2	Teilnahme am OECD/NEA Benchmark Rostov-2 Phase-I	14
3.2.1	Zielsetzung und Überblick.....	14
3.2.2	Generierung und Test eigener Wirkungsquerschnittsätze	15
3.2.3	Erstellung des thermohydraulischen Modells in ATHLET	19
3.2.4	Simulation der Rostov-2 Benchmark-Transiente	25
3.2.5	Status der Arbeiten	30
3.3	Erprobung von ATHLET für Unterkanal-Rechnungen	31
3.3.1	Zielsetzung und Überblick.....	31
3.3.2	Analyse eines vollständigen WWER-1000 ATHLET-Modells mit lokaler Auflösung auf Brennstab-Ebene	33
3.3.3	Status der Arbeiten	38
3.4	Anwendung von FENNECS für einen WWER-1000-Kern	39
3.4.1	Zielsetzung und Überblick.....	39
3.4.2	Vergleich zwischen FENNECS und BIPR-WWER	39

3.4.3	Erweiterung von FENNECS zur Berücksichtigung der Abbrandabhängigkeit der Wirkungsquerschnitte	49
3.4.4	Status der Arbeiten	51
4	Containmentmodelle für WWER-1200-Anlagen	53
4.1	Zielsetzung und Überblick.....	53
4.2	Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung	57
4.2.1	Hintergrund.....	57
4.2.2	Notwendige Modellerweiterungen.....	60
4.2.3	Durchgeführte Modellerweiterungen	61
4.2.4	Modellverifikation	62
4.2.5	Modellvalidierung	65
4.2.6	Schlussbemerkung	65
4.3	Absicherung des Anwendungsbereiches für das Kernfängermodell.....	65
5	Informationsaustausch	75
5.1	Seminar zur Hüllrohrkorrosion	75
5.2	Seminare zur Thermohydraulik	75
5.3	Seminare zur Strukturzuverlässigkeit.....	76
5.3.1	Seminar zu Analysemethoden zum Flugzeugabsturz	77
5.3.2	Seminar zur Lebensdauerbewertung druckführender Komponenten.....	78
5.3.3	Schlussbemerkung	79
5.4	Teilnahme an der AER Working Group D	79
5.5	Koordinationssitzung der Expertengruppe von Rosatom und BMWi	80
6	Zusammenfassung	81
6.1	Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren	81
6.2	Containmentmodelle für WWER-1200-Anlagen	82
6.3	Informationsaustausch.....	83
	Literaturverzeichnis.....	85
	Abbildungsverzeichnis.....	97

	Tabellenverzeichnis.....	99
	Abkürzungsverzeichnis.....	101
A	Agenda des Seminars zu Analysemethoden zum Flugzeugabsturz	103
B	Agenda des Seminars zur Lebensdauerbewertung druckführender Komponenten	105
C	Vortrag am OECD/NEA EGMPEB Meeting 17-18 Feb. 2020	107
D	Vortrag in der VOLGA 2020 Konferenz	113

1 **Einleitung**

Das vom Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi) geförderte Forschungsvorhaben RS1581 „Weiterentwicklung und Validierung von Werkzeugen zur Durchführung von Störfallanalysen für WWER-Reaktoren (wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Russland und WWER-Ländern)“ ist Teil der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit der Bundesrepublik Deutschland und der Russischen Föderation auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung.

In dem aktuellen Forschungsvorhaben wurde die Kopplung zwischen dem GRS Thermohydraulik-Code ATHLET und dem russischen WWER Neutronenkinetikcode BIPR-WWER weiterentwickelt und qualifiziert, auch im Hinblick auf die ursprünglich geplante Zertifizierung des aktualisierten Codesystems in Russland. Daneben wurde eine spezielle Modellierung von MEPHl in ATHLET für die Anwendung als Unterkanalmodell anhand der Nachrechnung des Rostov-2 Benchmarks Phase-I erprobt und mit den Ergebnissen anderer Unterkanalcodes wie z. B. Cobra-TF verglichen. Die Auswertung des Vergleichs ist bis Redaktionsschluss nicht vollständig.

GRS-intern wurden zudem für einen WWER-1000-Kern mit dem neu entwickelten gekoppelten Codesystem ATHLET/FENNECS Vergleichsrechnungen zu Analysen mit ATHLET/BIPR-WWER durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen innerhalb der Fehlergrenzen eine gute Übereinstimmung. Verbesserungspotentiale für FENNECS v. a. im Hinblick auf die Abbrandabhängigkeit der Wirkungsquerschnitte wurden identifiziert.

Ein weiterer Punkt war die Teilnahme an dem internationalen Benchmark der OECD/NEA Rostov-2 Phase-I im Rahmen der *Working party on scientific issues and uncertainty analysis of reactor systems* (WPRS) Arbeitsgruppe der NEA. In diesem Zusammenhang wurde für den betrachteten Kern ein thermohydraulisches Modell in ATHLET erstellt und an ein entsprechendes neutronenkinetisches Modell in DYN3D gekoppelt. Das DYN3D-Modell basiert nicht auf den im Benchmark vorgegebenen Wirkungsquerschnitten, sondern auf einer eigenen, mit Hilfe des in der GRS entwickelten Kernsimulators KMACS generierten Wirkungsquerschnittbibliothek. Die Ergebnisse zu Kernleistung und Borkonzentration der gekoppelten Rechnungen der GRS liegen im Bereich der experimentellen Daten, und stimmen qualitativ mit den Ergebnissen der russischen Partner überein. Eine Zusammenfassung der Phase-I mit dem Vergleich der Ergebnisse anderer Teilnehmer, wurde durch die WPRS bis dato noch nicht durchgeführt.

Die Simulationsmöglichkeiten zu WWER-1200-Anlagen mit dem Rechencode AC²/COCOSYS wurden erweitert. Dabei wurde die Modellierung eines generischen WWER-1200-Gebäudekondensators in COCOSYS durch die Anbindung erweiterter Wärmeübergangsmodelle und durch Verfeinerung der Containment-seitigen Diskretisierung verbessert. Weiterhin wurden Arbeiten zur Berücksichtigung relevanter WWER-1200-spezifischer Details der Modellierung von Kernfängern durchgeführt. Die erzielten Verbesserungen konnten jedoch nicht wie geplant durch die Zusammenarbeit mit russischen Partnern verifiziert werden.

Zusätzlich wurde eine Reihe von deutsch-russischen Seminaren zu den Themen Hüllrohrkorrosion, Thermohydraulik und Strukturzuverlässigkeit geplant und z. T. durchgeführt. Auch die Teilnahme an mehreren Sitzungen des AER war ursprünglich geplant. Hier kam es bedingt durch die COVID-19-Pandemie teils zu erheblichen Verzögerungen.

Aufgrund des Russisch-Ukrainischen-Kriegs seit dem 24. Februar 2022 konnten mehrere gemeinsam geplante deutsch-russische Aktivitäten nicht wie vorgesehen durchgeführt werden und mussten auf unbestimmte Zeit verschoben oder ganz gestrichen werden. Eine mögliche Weiterführung der gemeinsamen Aktivitäten in der Zukunft ist derzeit ungewiss.

2 Zielsetzung und durchgeführte Arbeiten

Die Gesamtziele des Vorhabens sind:

- die **Bereitstellung, Weiterentwicklung und Validierung moderner Analysewerkzeuge** für die Sicherheitsbewertung von WWER-Reaktoren,
- die **Förderung des Einsatzes** solcher Werkzeuge bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen in Russland und anderen WWER-Länder,
- der **Informationsaustausch** mit Wissenschaftlern aus den genannten Ländern zu aktuellen Fragen der Reaktorsicherheitsforschung für WWER.

Die Ergebnisse dieses Vorhabens sind in drei Hauptkapiteln dargestellt.

In Kap. 3 werden die Arbeiten zur Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren beschrieben. Dies beinhaltet die Weiterentwicklung des ATHLET/BIPR-WWER Programmpakets (Kap. 3.1), die Teilnahme an dem OECD/NEA Benchmark Rostov-2 Phase-I (Kap. 3.2), die Erprobung von ATHLET für Unterkanal-Rechnungen (Kap. 3.2), sowie die Anwendung des in der GRS entwickelten Neutronenkinetikcodes FENNECS für einen WWER-1000-Kern (Kap. 3.4).

In Kap. 4 werden die durchgeführten Arbeiten zu Containmentmodellen für WWER-1200-Anlagen beschrieben. Dies beinhaltet nach einer kurzen Einführung (Kap. 4.1) die Arbeiten zur Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung dieser Anlagen (Kap. 4.2) sowie zur Absicherung des Anwendungsbereichs für das Kernfängermodell (Kap. 4.3).

In Kap. 5 sind die Aktivitäten zum Informationsaustausch, wie Organisation von und Teilnahme an Seminaren (Kap. 5.1 Hüllrohrkorrosion; Kap. 5.2 Thermohydraulik; Kap. 5.3 Strukturzuverlässigkeit) aufgeführt, die Teilnahme an der AER Working Group D kurz angerissen (Kap. 5.4), sowie die Teilnahme an der Koordinationssitzung der Expertengruppe von Rosatom und BMWi in Moskau erwähnt (Kap. 5.5).

Kap. 6 bietet eine Zusammenfassung der Arbeiten und Ergebnisse.

3 Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren

3.1 Weiterentwicklung des ATHLET/BIPR-WWER Programmpakets

Die im Jahr 2003 begonnene Zusammenarbeit mit NRC "Kurtschatow-Institut" (NRC KI) zur Weiterentwicklung und Qualifizierung der Kopplung ATHLET/BIPR-WWER wird fortgeführt. Das Programmpaket wird in Russland für die Auslegung und Sicherheitsanalyse von WWER-Reaktoren verwendet. Die geplante Zusammenarbeit ist u. a. wichtig für die Zertifizierung von ATHLET und ATHLET/BIPR-WWER in Russland sowie für den Informationsaustausch. Zur Erreichung des Zieles wurden eine Reihe von Handlungssträngen verfolgt.

3.1.1 Softwareüberlassungsvereinbarung mit dem Kurtschatow-Institut

Die Voraussetzung für die gemeinsame Weiterentwicklung von ATHLET/BIPR-WWER ist, dass beide Partner über aktuelle Versionen der jeweiligen Simulationsprogramme verfügen. Da ATHLET mittlerweile ein Bestandteil des GRS-Codesystems AC² /WIE 19/ geworden ist, wurde mit dem NRC KI ein Softwareüberlassungsvertrag für die Version AC² 2019 geschlossen. Zusätzlich erhielt das NRC KI Zugang zu einem eigenen Bereich auf dem externen GitLab-Server der GRS sowie zum Quellcode von ATHLET 3.2. Hierdurch konnten sich die Experten des NRC KI einen vertieften Einblick in die Datenstrukturen und Schnittstellen von ATHLET 3.2 verschaffen, die für eine Aktualisierung der für ATHLET 2.1 A erstellten Kopplung notwendig sind. Im Rahmen eines Besuchs von zwei KI-Experten in Garching im ersten Quartal 2020, wurden diese mit ATHLET 3.2 und den nativen Kopplungsschnittstellen von ATHLET 3.2 mit 3D Neutronik-Programmen wie z. B. BIPR-WWER, QUABOX/CUBBOX oder DYN3D vertraut gemacht.

Ein zweitägiger Online-Workshop zur Nutzung von GitLab als Plattform zur gemeinsamen Softwareentwicklung wurde bei der GRS organisiert und durchgeführt, seitens der GRS mit dem Ziel, den Experten vom Kurtschatow-Institut zu helfen, die Entwicklung der Kopplung zwischen ATHLET und BIPR-WWER in GitLab zu integrieren.

Ende 2021 wurde die Version AC² 2021 mit ATHLET 3.3 freigegeben. Eine Aktualisierung der Lizenz für das NRC KI erfolgte aufgrund des Beginns des Russland-Ukraine-Kriegs am 24.02.2022 nicht mehr.

Das NRC KI wurde im Jahr 2021 gebeten, der GRS eine aktuelle Version von BIPR-WWER zur Verfügung zu stellen, damit seitens der GRS zielgerichtete Tests in der *Continuous Integration*-Umgebung der GRS aufgesetzt werden können. Das NRC KI hatte bis Ende 2021 erste Schritte für den Export der Software aus der Russischen Föderation unternommen. Seit Februar 2022 wurden diese nicht weitergeführt.

3.1.2 Vorbereitung zur Rezertifizierung von ATHLET und ATHLET/BIPR-WWER in Russland

Ein zweiter Handlungsstrang betraf die Vorbereitung einer Rezertifizierung von ATHLET bzw. ATHLET/BIPR-WWER durch Rostechnadzor. ATHLET 2.1A wurde in einer von NRC KI modifizierten Variante (2.1A_A), die insbesondere spezifische Wärmeübergangskorrelationen enthält, die im ATHLET-Standard nicht verfügbar sind, in 2014 durch Rostechnadzor für den Einsatz für deterministische Sicherheitsanalysen von WWER-Reaktoren in der Russischen Föderation zertifiziert /FED 14/. Dieses Zertifikat ist für zehn Jahre gültig. Im Jahr 2018 wurde ATHLET/BIPR-WWER 1.0 durch Rostechnadzor analog zertifiziert /FED 18/. Aufgrund der zeitlichen Befristung war NRC KI an einer zeitnahen Rezertifizierung von ATHLET gelegen. Hierzu wurden zunächst bilaterale Diskussionen zwischen NRC KI und GRS zum rechtlichen Rahmen geführt, die im Jahr 2021 erfolgreich abgeschlossen werden konnten. Im Zusammenhang mit dem Koordinierungstreffen in Moskau Anfang Oktober 2021 wurde vereinbart, eine gemeinsame Validierungsmatrix für die Rezertifizierung Anfang 2022 zu erarbeiten.

Diese Arbeiten sollten in ein angedachtes Folgevorhaben eingebracht werden. Aufgrund des Kriegsbeginns in der Ukraine wurde dies nicht weiterverfolgt.

Wie erwähnt wurde ATHLET 2.1A in einer modifizierten Variante zertifiziert. Eine wesentliche Abweichung besteht nach Kenntnis der GRS in den sogenannten ALPHA-HTC-Korrelationen. Diese wurden u. a. durch Versuche an der KS-Versuchsanlage in Russland abgeleitet, die nur begrenzt öffentlich verfügbar sind. Auf Basis der Beschreibungen und Daten von Oleksyuk et al. /OLE 13/ wurde ein ATHLET-Modell erstellt und die Versuche nachgerechnet. In diesem Zusammenhang wurde der Modellbestand von ATHLET für die Simulation von einphasigem Wärmeübergang und unterkühltem Blasen-sieden bzw. Sieden in Wärmetauscherbündeln in Zwangsdurchströmung sowie den relevanten Bündelfaktoren überprüft und aktuelle Literatur zu diesem Thema ausgewertet. Es wurde u. a. festgestellt, dass die in ATHLET standardmäßig verwendete modifizierte Chen-Korrelation /AUS 21a/ außerhalb ihres eigentlichen Anwendungsbereichs gerät.

Durch Nutzung der Korrelation von Liu und Winterton /LIU 91/ in Verbindung mit der in ATHLET schon vorhandenen Sieder-Tate-Korrelation konnten die Versuchsergebnisse deutlich besser nachgerechnet werden. Insbesondere konnten auch bessere Ergebnisse als mit dem vom NRC KI genutzten ALPHA-HTC-Korrelationen erzielt werden, die von KI-Experten in eine ATHLET-Entwicklerversion in Garching vor Ort implementiert wurden. Dies wurde während des Besuchs von zwei Experten des NRC KI mit diesen diskutiert. Die Ergebnisse der GRS-Analysen sind in einer technischen Notiz dokumentiert /WON 20/.

Weiterhin hat ATHLET bisher den Bündelfaktor lediglich für Brennelemente (BE) mit fluchtender Anordnung der Brennstäbe, nicht aber für die in hexagonalen Brennelementen vorliegende versetzte Anordnung berechnet. Über die Erweiterung der ATHLET-Eingabe wurde die konsistente Berechnung des Bündelfaktors nach Inayatov auch für hexagonale Geometrien ermöglicht.

Die neuen Wärmeübergangskorrelationen und der verbesserte Bündelfaktor sind in der am 23.12.2021 freigegebenen Version ATHLET 3.3 /AUS 21a/ enthalten.

3.1.3 Dokumentation der Verifikation von ATHLET

Weitere Arbeiten betrafen die Aufarbeitung der Informationen zur Verifikation von ATHLET im Allgemeinen und zur Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren im Besonderen. Mit den freigegebenen Versionen von ATHLET wurde jeweils ein Validierungsband ausgeliefert, bis AC² 2019/ATHLET 3.2 enthielt die Programmdokumentation jedoch keine Informationen zur Verifikation des Programms.

Eine wichtige Herausforderung in diesem Zusammenhang war, dass die Entwicklung von ATHLET auf die Entwicklungen der Vorläuferprogrammen wie z.B. DRUFAN, ALMOD, und FLUT aufsetzte. Die erste Version von DRUFAN wurde vor Gründung der GRS im Jahr 1977 erstellt. Daher wurde die Entwicklungsgeschichte von ATHLET aufgearbeitet. Eine Übersicht über die wesentlichen Punkte in der Entwicklung von ATHLET wurde als neues Kapitel zum *User's Manual* von ATHLET 3.3 /AUS 21b/ hinzugefügt, eine erste Version ist zeitnah in /WAN 20/ veröffentlicht. Einen Überblick gibt Abb. 3.1. Auf eine detaillierte Darstellung wird an dieser Stelle verzichtet.

In diesem Zusammenhang wurden insbesondere die in der GRS bisher vorwiegend in Papierform vorhandenen Unterlagen zur Programmentwicklung seit ca. 1970 gesichtet

und für die Entwicklung der AC²-Programme, insbesondere für ATHLET relevante Unterlagen, identifiziert und in einer Literaturlatenbank im Programm Citavi /SAS 22/ eingepflegt. Damit ist ein erheblicher Teil der in der GRS noch verfügbaren Unterlagen nunmehr in einer digitalen Datenbank verfügbar. Dies beinhaltet insbesondere auch Unterlagen zur Verifikation von ATHLET und seiner Vorläufercodes DRUFAN, ALMOD/ALMOS und FLUT.

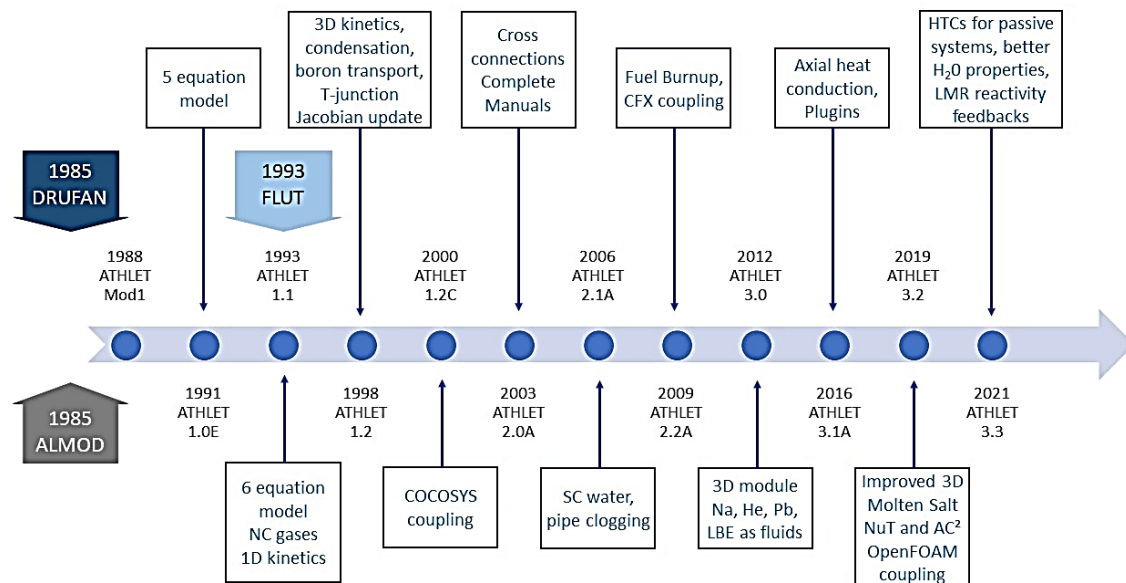


Abb. 3.1 Zeitleiste der ATHLET-Entwicklung nach /AUS 21b/

Ein Teilziel der Arbeiten war es, die verfügbaren Informationen zur Verifikation von ATHLET in einem Beitrag zum Validierungsband darzustellen. Da Verifikation jedoch sowohl inhaltlich als auch nach der GRS-internen Prozessbeschreibung zur Software-Entwicklung /GRS 21/ eher der Programmentwicklung zuzurechnen ist, wurde stattdessen eine Ergänzung im *ATHLET Programmer's Manual* vorgenommen. In einem neuen Kapitel wurden der von der GRS umgesetzte Softwareentwicklungsprozess sowie die Maßnahmen zur Verifikation des Codesystems dargestellt und Empfehlungen für interne wie externe Entwickler formuliert /JAC 21/. Zusammengefasst bestehen die Verifikationsmaßnahmen für ATHLET, ebenso wie für andere Programme in AC², in einer für jede Programmänderung durch das Entwicklerteam geeignet festgelegten Auswahl aus den folgenden generischen Elementen.

- Einhaltung der jeweils geltenden Programmierrichtlinien für ATHLET. Relevante Beispiele werden in /JAC 21/ dargestellt

- Code-Reviews, z. B. unterstützt durch GitLab
- Kompilierbarkeit mit Referenz-Compilern
- Bestehen von Unit-Tests
- Bestehen von Standard-Testfällen, u. a. in der *Continuous Integration* (CI)-Umgebung von GitLab
- Numerische Performance für geeignete Testfälle, u. a. in der CI
- Non-regression für geeignete Testfälle (z. B. identische Zeitschrittweiten)
- Review der Dokumentation

Diese oder analoge Prozesse zur Sicherstellung der Qualitätssicherung sind in der Vergangenheit bereits für die Vorgängercodes von ATHLET, wie z. B. DRUFAN, eingesetzt worden und sind über die gesamte ATHLET-Entwicklung entsprechend umgesetzt worden.

Darüber hinaus wurde ein analoges Kapitel im Validierungsband für ATHLET ergänzt, das von der GRS empfohlene Prozesse und Maßnahmen zur Qualitätssicherung bei der Validierung von ATHLET darstellt /HOL 21/. Schließlich wurden spezifische Referenzen zur Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren im Validierungsband ergänzt. Mit der Freigabeversion AC² 2021 sind diese Darstellungen für interne wie externe ATHLET-Anwender verfügbar.

Verifikation umfasst nach allgemeinem Verständnis, siehe z. B. /IEEE 87/, /ODA 00/ und /IAEA 16/ und auch /GRS 21/, die Qualitätssicherungsmaßnahmen, mit denen unter anderem die korrekte Implementierung der Modelle wie spezifiziert abgesichert, Programmierfehler im Entwicklungsprozess erkannt und entfernt sowie eine nachvollziehbare entwicklungsbegleitende Dokumentation sichergestellt werden. Neben Dokumenten umfasst dies auch z. B. Code-Reviews oder die Auswertung von regelmäßigen Tests. Eine weitergehende Beschreibung einzelner Verifikationsaktivitäten in der Vergangenheit oder für aktuelle Modellentwicklungen jenseits illustrativer Beispiele, wird nicht als zielführend erachtet.

Da GitLab und die für GitLab definierten Prozesse für eine gemeinsame, qualitätsgesicherte Weiterentwicklung von ATHLET/BIPR-WWER sowie für eine erfolgversprechende Rezertifizierung von ATHLET eine wichtige Voraussetzung sind, wurde im

Jahr 2021 ein zweitägiges Online-Seminar zur Nutzung von GitLab mit Mitarbeitern des Kurtschatow-Instituts durchgeführt. Hierbei wurden die Prozesse für die Programmentwicklung in der GRS an Beispielen aus dem ATHLET-Projekt demonstriert.

3.1.4 Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren

Zusätzlich wurden die Aktivitäten der GRS zur Validierung von ATHLET für WWER-Reaktoren und zur Anwendung von ATHLET bzw. ATHLET mit 3D-Neutronik-Programmen gekoppelt und zusammengetragen, wie z. B. ATHLET/BIPR-WWER /TES 21/. Diese werden im Folgenden kurz zusammengefasst.

Mit der Anwendung von ATHLET für WWER-Reaktoren und der damit einhergehenden Adaption von ATHLET, um WWER-spezifische Phänomene besser simulieren zu können, wurde schon vor Freigabe der ersten ATHLET-Version in 1988 /BUR 89/ begonnen. Diese Arbeiten erfolgten zunächst im Rahmen von deutsch-deutschen bzw. deutsch-russischen (damals: UdSSR) Abkommen zur wissenschaftlichen Kooperation seitens des Bundesforschungsministeriums. Mehrere Mitarbeiter des russischen Kurtschatow-Instituts, der Hochschule Zittau und des Kernkraftwerks Greifswald wurden für längere Zeiträume zur GRS abgestellt. Dort arbeiteten sie zusammen mit GRS-Experten an der Erstellung erster Datensätze für WWER-Anlagen und erlernten, mit ATHLET umzugehen. In dieser Zeit erfolgten erste Nachrechnungen für die Anlagen ISBN, PMK sowie PACTEL, und es wurde eine erste Validierungsmatrix für WWER aufgestellt /STE 93/. Parallel dazu wurden erste Anlagenrechnungen, z. B. für das Kernkraftwerk Greifswald, durchgeführt /POI 91/, /SON 92/, Validierungsrechnungen für HDR-Versuche und Druckhalter-Versuche der TH Zittau /WEB 93/ durchgeführt sowie Anpassungen von ATHLET für WWER-440-Reaktoren vorgenommen sowie ein erstes WWER-spezifisches Anlagenregelungsmodell (Balance-of-Plant – BOP) entwickelt /TES 92/. Darauf basierend konnte ein erster WWER-Analysesimulator erstellt werden.

Nach dieser ersten Phase wurde ab ca. 1994 der wissenschaftlich-technische Austausch zu ATHLET für WWER-Reaktoren deutlich ausgeweitet. Dies betraf neben dem Kurtschatow-Institut weitere russische Organisationen wie OKB Gidropress (Konstrukteur der WWER-Baureihe), OKBM (Konstruktionsbüro Maschinenbau), VNIIAES (Forschungsinstitut der Betreiber) und EREC Elektrogorsk (Versuchsanlagen ISB und PSB) als Designer-nahe Organisationen, mit IBRAE ein Forschungszentrum und mit SEC NRS die TSO der russischen Aufsichtsbehörde. In dieser Zeit begann der Einsatz von ATHLET für die Sicherheitsbewertung von WWER-Anlagen durch OKB Gidropress und das Kurtschatow-Institut. Im Gegenzug beteiligen sich beide an der Verbesserung und Validierung von ATHLET für WWER-Anlagen, und begannen mit der Zertifizierung von ATHLET durch die russische Aufsichtsbehörde. Inhaltlich wurden mehrere Versuche an WWER-spezifischen Versuchsanlagen nachgerechnet, und die Datensätze für die WWER-Modelle weiter verbessert und gegen Anlagentransienten qualifiziert /STE 95/, /LIE 97a/, /RIC 01/. Die Analysesimulatoren für WWER wurden weiter verbessert und erweitert. Weiterhin wurde im Rahmen der OECD/NEA eine Validierungsmatrix für WWER-Reaktoren erarbeitet, die die Grundlage für weitere Validierungsaktivitäten zu ATHLET darstellt /LIE 97b/, /NEA 01/. Dabei zeigte sich, dass eine Vielzahl der WWER-spezifischen Phänomene zumindest teilweise durch die Validierungsmatrizes der OECD/NEA für sonstige DWR /NEA 15/, /NEA 10/ abgedeckt werden, und dass insbesondere viele Versuche an den Anlagen für amerikanische, französische und deutsche DWR-Designs auch für die Validierung für WWER geeignet sind.

Zusätzlich wurde die Zusammenarbeit auf weitere mittel- und osteuropäische Länder ausgeweitet, in denen WWER-Reaktoren betrieben wurden (Bulgarien /VOJ 00a/, Tschechische Republik /ARN 97/, /VOJ 00b/, Slowakei /VOJ 01/, Ukraine /HÖP 99/, Ungarn /GYÖ 94/, /HOR 96/, /HOR 99/). In diesem Zusammenhang wurden eine Reihe weiterer Validierungsrechnungen für ATHLET an Experimenten sowie an Anlagentransienten durchgeführt. Ebenfalls seit dieser Zeit wird ATHLET an mehrere 3D-Neutronik-Codes gekoppelt /LAN 96/ und validiert, so z. B. mit dem ungarischen Code KIKO-3D /HEG 98/, /HOR 01/, dem russischen Code BIPR-WWER /STE 95/ und dem deutschen Code DYN3D des HZDR /GRU 98/.

Mit Beginn der 2000er-Jahre und dem Beitritt vieler mittel- und osteuropäischen Länder zur Europäischen Union erfolgte eine Neuausrichtung der Tätigkeiten. Die Aktivitäten mit der Russischen Föderation wurden in einem eigenen Vorhaben fortgeführt /LAN 06/, /RIC 11a/, während die Kooperation mit der Ukraine und den anderen mittel- und osteuropäischen Ländern in einem einzelnen Vorhaben zusammengefasst wurde. Inhaltlich wurden weitere Validierungsrechnungen für Versuche an russischen Testanlagen durchgeführt sowie verstärkt Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen betrachtet. Mit den Forschungsinstituten NITI (*Alexandrov Research Institute of Technology*) und MEPhI (*Moscow Engineering Physics Institute*) wurden weitere Kooperationspartner aus Russland involviert. Ein wichtiger Punkt war die Auswertung von Vergleichsrechnungen zwischen ATHLET und dem von OKB Gidropress genutzten russischen Thermohydraulik-Code KORSAR. Ein starker Fokus lag auf der Kopplung von ATHLET mit BIPR-WWER, wozu im Jahr 2003 ein Kooperationsvertrag zwischen dem Kurtschatow-Institut und der GRS abgeschlossen wurde. Von deutscher Seite erfolgten analoge Tätigkeiten zur Kopplung von ATHLET mit DYN3D, neben der GRS auch durch das HZDR /KLI 06/ u. a. über Benchmarks, die durch die OECD/NEA oder das AER Forum organisiert wurden. In der Kooperation mit mittel- und osteuropäischen Ländern wurden ebenso weitere Validierungsrechnungen sowie Code-zu-Code-Benchmarks für generische Störfälle in WWER-Anlagen durchgeführt /VOJ 06/, /STE 10/. Ein weiterer Fixpunkt der Aktivitäten waren regelmäßige Seminare der GRS mit den ATHLET-Nutzern für WWER-Anlagen, in denen Erfahrungen ausgetauscht und Nutzeranforderungen zur Weiterentwicklung von ATHLET ermittelt wurden. Schließlich fanden in dieser Zeit eine Reihe von EU-finanzierten Vorhaben (z. B. im Rahmen der Programme PHARE und TACIS) mit WWER-betreibenden Ländern statt, wie z. B. Armenien oder Ukraine, in denen unter Beteiligung der GRS, ATHLET für Sicherheitsanalysen zu WWER-Reaktoren eingesetzt wurde.

Ab ca. 2012 wurde dann nur noch jeweils ein Vorhaben zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit aufgelegt, dessen Schwerpunkt auf der Kooperation mit Partnern aus der Russischen Föderation liegt /PAS 15/, /PRE 19/. Besonders hervorzuheben ist die schon erwähnte Zertifizierung von ATHLET 2.1A_A durch die russische Aufsichtsbehörde Rostechnadzor /FED 14/ auf Antrag des Kurtschatow-Instituts. Hier war die GRS unterstützend bei der Zusammenstellung der Zertifizierungsunterlagen tätig und hat insbesondere Unterlagen und Ergebnisse aus der allgemeinen ATHLET-Validierung (siehe z. B. /GLA 98/, /STE 03/), Validierungsrechnungen aus den WTZ-Vorhaben zu den Anlagen PACTEL, PSB-WWER, ISB-WWER und PMK, Nachrechnungen von

Anlagentransienten und Ergebnisse aus PHARE- und TACIS-Vorhaben eingebracht. Ein weiterer Schwerpunkt war die vertiefte Validierung von ATHLET/BIPR-WWER gegen Anlagentransienten und in diversen Benchmarks. Dies führte dann zur Zertifizierung auch dieses Programmsystems in 2018 /FED 18/. Schließlich wurde mit der Erarbeitung eines ATHLET-Analysesimulators für einen WWER-1200-Reaktor begonnen. Für den WWER-1000-Analysesimulator wurde überdies eine Kopplung mit dem von SEC NRS genutzten Leittechnik-Modell in der Software CMS implementiert.

Parallel zu den Vorhaben zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit sind von der GRS über die letzten 30 Jahre auch ATHLET-Analysesimulatoren für Auslegungstörfälle in WWER-440 und WWER-1000 sowie aktuell WWER-1200-Anlagen erstellt und systematisch verbessert worden. Ebenso wurden Simulatoren für Unfallanalysen im Containment in COCOSYS (vormals auch RALOC) für die unterschiedlichen WWER-Typen erstellt und weiterentwickelt. Seit mehr als 10 Jahren werden überdies ATHLET-CD-Simulatoren für Unfallszenarien in WWER-1000-Reaktoren entwickelt und aktuell mit den COCOSYS-Datensätzen zu einem AC²-Simulator kombiniert /RIC 96/, /BIE 98/, /RIC 99/, /LIE 02/, /RIC 02/, /RIC 09/, /RIC 11b/, /RIC 17/, /RIC 20/. Auch diese Arbeiten haben wichtige Rückmeldungen zur Verbesserung und Validierung von ATHLET für WWER-Anlagen ergeben.

Zusammenfassend ergibt sich, dass ATHLET über die letzten 30 Jahre systematisch für den Einsatz in WWER-Reaktoren weiterentwickelt, validiert und qualifiziert wurde. Damit steht die Anwendung von ATHLET für WWER-Reaktoren auf einer ebenso soliden Basis wie die Anwendung auf andere DWR-Designs. Dies bestätigt die entsprechenden Aussagen im aktuellen ATHLET-Validierungsband /HOL 21/.

3.1.5 Zusammenfassung

Wichtige Ziele und Teilziele dieses Arbeitspunkts sind trotz der Verzögerungen und Beeinträchtigungen der bilateralen Zusammenarbeit durch die COVID-Pandemie erreicht worden. Mit Beginn des Krieges in der Ukraine sind weitere Aktivitäten zur Rezertifizierung von ATHLET und zur gemeinsamen Weiterentwicklung von ATHLET/BIPR-WWER eingestellt worden. Zum Validierungsstatus von ATHLET 3.3 für WWER-Reaktoren ist festzustellen, dass es eine umfassende Validierungsbasis für frühere wie aktuelle ATHLET-Versionen gibt, so dass auch die aktuelle ATHLET-Version für den Einsatz für Sicherheitsanalysen für WWER grundsätzlich validiert ist /HOL 21/. Zu beachten ist dabei, wie für jeden Systemcode und jedes Reaktordesign, dass zusätzlich auch der

Datensatz entsprechend qualifiziert ist und dass die wesentlichen Phänomene des betrachteten Störfallszenarios durch ATHLET angemessen abgebildet werden können.

3.2 Teilnahme am OECD/NEA Benchmark Rostov-2 Phase-I

3.2.1 Zielsetzung und Überblick

Der OECD/NEA Benchmark Rostov-2 beschäftigt sich mit einer betrieblichen Transiente eines WWER-1000 Reaktors. Hier wurde während der Phase der Inbetriebnahme dieses Reaktorblocks durch kontrollierte Änderungen der Borkonzentration im Kühlmittel ein Verfahren der Steuerstäbe zur Leistungsregulierung erprobt. Messdaten zur lokalen Kühlmitteltemperatur am Auslass stehen zur Verfügung. Die Modellierung der lokalen Effekte erfolgt zunächst Brennelement-weise, in einem nächsten Schritt dann stabaufgelöst, um die Messdaten numerisch zu reproduzieren. Durch die Teilnahme an dem Benchmark werden die Fähigkeiten der GRS-Rechenkette bzgl. der Modellierung von WWER-Anlagen überprüft. Dies erfolgt im Hinblick auf die Aussagefähigkeit und Belastbarkeit von Rechenergebnissen bezüglich etwaiger sicherheitsrelevanter Phänomene in der Zukunft. Der Benchmark dient ferner dazu, den Bedarf und den Umfang weiterer Entwicklungsarbeiten in der GRS-Rechenkette zu identifizieren.

Eines der Ziele der Teilnahme am Rostov-2 Benchmark ist das Testen der eigenen Rechenkette im Hinblick auf WWER-Reaktoren. Eine Transienten-Rechenkette besteht allgemein aus ausfolgenden Schritten: Vorbereitung der Wirkungsquerschnitte in i.d.R. zwei Energiegruppen einschließlich Konvertierung in das passende Format, Berechnung des Anfangszustandes vor der Transiente – u. a. die Abbrandparameter sowie die Verteilung der thermohydraulischen Parameter, und die Modellierung der eigentlichen Transiente. Die in der Benchmarkspezifikation vorhandene Beschreibung der Anlage sowie experimentell gemessene Werte geben die Möglichkeit, die einzelnen Schritte der Rechenkette separat zu testen. Kap. 3.2.2 beschreibt die Erzeugung von Wirkungsquerschnitten und deren Anwendung in Neutronenkinetikcodes für die Modellierung des Abbrands des Kerns vor der Transiente. Kap. 3.2.3 beschreibt die thermohydraulische Modellierung in ATHLET. In Kap. 3.2.4 ist die Anbindung dieses Modells an den Neutronenkinetikcode DYN3D kurz angerissen, und die Ergebnisse der Modellierung der Benchmarktransiente präsentiert. Kap. 3.2.5 fasst den Stand der Arbeiten zum Ende des Vorhabens bzw. zu Beginn des Russisch-Ukrainischen-Krieges zusammen.

3.2.2 Generierung und Test eigener Wirkungsquerschnittsätze

In allen Schritten der Transienten-Rechenkette außer dem ersten wird ein Neutronenkinetikcode angesetzt, der diese Wirkungsquerschnittdaten benutzt, und die Verteilung des Neutronenflusses im Kern und davon abhängigen Parametern wie Neutronenmultiplikationsfaktor, Leistungsverteilung usw. berechnet. Die Vorbereitung der Wirkungsquerschnittdaten ist eng mit der Auswahl des Neutronenkinetikcodes verbunden. Die GRS nutzt dafür derzeit zwei verschiedene Systeme: (1) das GRS-eigene KMACS Paket /BOU 18/; hier ist ein Interface vorhanden, das die Vorbereitung der Wirkungsquerschnittdaten mit SCALE /WIE 20/ für die Benutzung in dem Neutronenkinetikcode DYN3D /GRU 98/ ermöglicht, und (2) Serpent /LEP 15/; die hier generierten Wirkungsquerschnittdaten können für die Nutzung in PARCS /DOW 02/ entsprechend konvertiert werden. Die beiden Neutronenkinetikcodes DYN3D und PARCS wurden mit ATHLET gekoppelt, so dass beide Rechenkette für den Rostov-2 Benchmark angewendet werden können.

Die Rostov-2 Benchmarkspezifikation /AVR 21/ beinhaltet zusammen mit den vorgefertigten Querschnittdaten auch die detaillierte Beschreibung des Kerns und der Abbrandgeschichte vom Anfang des Zyklus bis zum Transientenbeginn, und bietet damit die notwendigen Informationen für die Erstellung eigener Wirkungsquerschnittdaten. Diese Möglichkeit wurde von der GRS wahrgenommen. Zuerst wurden mit dem in KMACS implementierten Interface zur NEWT-TRITON Sequenz von SCALE /REA 18/ die Wirkungsquerschnittdaten in zwei Energiegruppen für alle BE-Typen für mehrere Abbrände erstellt, die für die Modellierung des Zyklus nötig sind. In der Diffusionsnäherung mit zwei Energiegruppen kann der Neutronenmultiplikationsfaktor k_{inf} in unendlicher Umgebung explizit durch die Wirkungsquerschnitte ausgedrückt werden. Mit diesem Skalarwert kann man unterschiedliche Wirkungsquerschnittsätze vergleichen. Der Vergleich des Neutronenmultiplikationsfaktors für den mittels KMACS generierten Datensatz (k_{GRS}) mit den Wirkungsquerschnittsatz aus dem Benchmark (k_{spec}) zeigt:

- k_{GRS} sinkt langsamer mit dem Abbrand als im Vergleich zu k_{spec}
- Die Differenz $k_{spec} - k_{GRS}$ fällt immer größer aus für die BE-Typen mit Uran-Anreicherung über 3 % und mit abbrennbarem Absorber, im Vergleich zu den BE mit Anreicherung unter 3 % und ohne abbrennbare Absorber.

Die mit der Benchmarkspezifikation mitgelieferten Wirkungsquerschnittsdaten beinhalten für jeden BE-Typ und für jeden Abbrandwert mehrere Datensätze, die unterschiedlichen Werten der Brennstofftemperatur, Kühlmitteldichte sowie der Borkonzentration entsprechen. Äquivalente Datensätze wurden entsprechend mit KMACS vorbereitet. Die Datensätze bieten somit die Möglichkeit, die resultierenden Reaktivitätskoeffizienten dieser Parameter zu vergleichen. Der Vergleich zeigte im Rahmen der zu erwartenden Unsicherheiten eine gute Übereinstimmung des Reaktivitätskoeffizienten der Borkonzentration; die größte Abweichung am Zyklusanfang liegt unter 1 %. Die auf KMACS-Wirkungsquerschnittsdaten basierte Reaktivitätskoeffiziente für Brennstofftemperatur und Kühlmitteldichte liegen mit absolutem Wert niedriger: die Abweichung beträgt 2 - 4 % sowie 12 - 16 %.

Während der Transienten ändert sich die Kühlmitteltemperatur um 1 - 2 °C (vgl. Abb 6.9 und 6.11 in der Spezifikation), was einer 0,3 % Änderung der Kühlmitteldichte entspricht. Deshalb spielt der große Unterschied im Kühlmitteldichtereaktivitätskoeffizient hier keine bedeutsame Rolle. Die Abweichung wurde dennoch untersucht, und mit der homogenen Modellierung der Abstandshalter im Kühlmittel begründet. Weitere Details dazu sind in dem Beitrag zu dem OECD/NEA EGMPEBV Treffen in 2020 zu finden, siehe Anhang C.

Der nächste Schritt in der Rechenkette nach der Generierung der Wirkungsquerschnittsdaten ist die Bestimmung des Anfangszustandes. In der Benchmarkspezifikation ist der Anfangszustand als radiale Verteilung des Abbrands sowie die entsprechende Abbrandgeschichte (Leistung, kritische Borkonzentration, Position der Kontrollstäbe als Funktion der Zeit) angegeben. Diese Information bietet wiederum die Möglichkeit, den Abbrand mit eigenen Rechenwerkzeugen zu modellieren und dann mit der gegebenen Abbrandverteilung zu vergleichen.

Eine möglichst exakte Simulation des Zyklus setzt die Berücksichtigung des wechselseitigen Einflusses von Abbrand- und Leistungsverteilung voraus. Unter der quasistationären Näherung wird der ganze Zyklus in mehrere Zeitschritte aufgeteilt, und am Anfang jedes Zeitschritts wird der Kern als stationär betrachtet. Die Verteilung des Abbrands für den nächsten Zeitschritt wird auf der Basis der Leistungsverteilung im vorigen Zeitschritt bestimmt. Diese Modellierung des Zyklus im Rostov-2 Kern wurde mit Hilfe des GRS Kernsimulators KMACS durchgeführt. Dabei wurde der stationäre Reaktorzustand bei der kritischen Borkonzentration in DYN3D mit den in KMACS generierten Wirkungsquerschnitten für jeden Zeitpunkt simuliert, und die Verteilung des Abbrands für den nächsten Zeitpunkt unter Annahme einer konstanten Leistungsverteilung während des Zeitschritts

in KMACS berechnet. DYN3D verfügt außerdem über ein internes, vereinfachtes TH-Modell, und kann damit für diese Vorgehensweise direkt die axiale Verteilung der Kühlmitteldichte und der Brennstofftemperatur berücksichtigen.

Das mit KMACS-Wirkungsquerschnittsdaten modellierte Verhalten der kritischen Borkonzentration unterscheidet sich von der in der Spezifikation gegebenen in zwei Aspekten: erstens, sie sinkt mit dem Abbrand langsamer (siehe auch die ähnliche Beobachtung oben für den Neutronenmultiplikationsfaktor in der unendlichen Umgebung). Zweitens, sie reagiert weniger auf die Änderung der Kernleistung. Das letztere ist vermutlich durch die Unterschiede im Kühlmitteldichtereaktivitätskoeffizient begründet. Auch wenn dieser Reaktivitätskoeffizient keine bedeutsame Rolle während der Transiente spielt, ist er dennoch wichtig für die Berechnung des Anfangszustands. Auch die unter Verwendung der KMACS-Wirkungsquerschnittsdaten berechnete radiale Verteilung des Abbrands unterscheidet sich von der gegebenen in der Spezifikation: KMACS berechnet einen höheren Abbrand im Kernzentrum und einen niedrigeren in der Nähe des radialen Kernreflektors. Der Unterschied beläuft bis zu 7 %. Weitere Details sind im Anhang D angegeben.

In der zweiten Variante der Rechenkette wird der Code Serpent für die Erzeugung von Wirkungsquerschnittsdaten verwendet. Serpent modelliert den Neutronenfluss mit dem Monte-Carlo Verfahren, was die Verwendung von kontinuierlicher Wirkungsquerschnitten, sowie eine flexiblere Beschreibung der Geometrie und der Materialverteilung erlaubt. Allerdings ist das Verfahren mit einem gegenüber deterministischen Methoden deutlich erhöhtem Rechenaufwand verbunden. Die Geometriebeschreibung ist insbesondere wichtig für die Modellierung des radialen Reflektors, der im WWER-1000 Reaktor eine komplexe Form hat.

Die mit dem Monte-Carlo-Verfahren berechneten Werte sind indes mit einem statistischen Fehler verbunden; dessen Größe ist umgekehrt proportional zur Wurzel der gewürfelten Neutronengeschichten, d. h. sinkt in der Praxis mit z. T. deutlich zunehmender Rechenzeit. Dieser Umstand hat sich hier als signifikant für die Erzeugung von Wirkungsquerschnittsdaten erwiesen: die Rechenzeit und die Speicher-Anforderungen, um annehmbare Fehler der Wirkungsquerschnitte in dem Ganzkern-Modell und unter Betrachtung des Abbrands zu erzielen, waren erheblich. Deswegen wurden für die Erzeugung von BE-Wirkungsquerschnittsdaten die Modelle, die nur einzelne BE des entsprechenden Typs mit Reflexrandbedingung an der radialen Grenze beinhalten, verwendet. Für die Erzeugung der Wirkungsquerschnitte des radialen Reflektors wurden einzelne Zonen, die den entsprechenden Teil des Reflektors und nebenstehenden BE beinhalten,

aus dem Ganzkernmodell ausgeschnitten. Nähere Details sind in der Publikation /HEN 20/ beschrieben.

Auch mit diesen Modellvereinfachungen war die Abbrandrechnung weder in Ganzkernmodell noch in separaten BE-Modelle in Serpent von der Rechenzeit her inakzeptabel lang, zumindest für die Testphase dieser Rechenkette. Deswegen wurden die Wirkungsquerschnittsdaten nur für den frischen Brennstoff erzeugt, jedoch für mehrere Werte der Brennstofftemperatur (300, 600 und 900 K), Kühlmitteldichte (661,1 und 842,8 kg/m³) und der Borkonzentration (0 und 900 ppm). Die Benchmarkspezifikation beinhaltet keine Beschreibung des Kernzustands am Anfang des Zyklus, der als Referenz für die Berechnung mit den Wirkungsquerschnittsdaten ohne Abbrand hätte dienen können. Deshalb wurden der Neutronenmultiplikationsfaktor sowie die radiale Leistungsverteilung des frischen Kerns direkt mit Serpent für das Ganzkernmodell berechnet, und dienen weiter als Vergleichsreferenz für die PARCS-Ergebnisse. Der Vergleich der Kernrechnungen für alle im Datensatz vorhandenen Werte der Brennstofftemperatur, Kühlmitteldichte und Borkonzentration (insgesamt zwölf Varianten) zwischen PARCS und Serpent zeigte folgendes:

- Die Abweichung im Multiplikationsfaktor liegt im Bereich von -40 bis +90 pcm. Die mit PARCS berechneten Werte überschreiten die Serpent-Werte nur für die Varianten mit niedrigster Kühlmitteldichte und höchster Borkonzentration. In den anderen Varianten errechnet PARCS einen niedrigeren Multiplikationsfaktor.
- Die Abweichung in der radialen Leistungsverteilung steigt nicht über 2 % und korreliert sowohl mit dem Typ des BE als auch mit dem Radius. Für alle BE von Typ U13 berechnet PARCS eine höhere Leistung und für alle BE von Typ Y9 (bis auf das am weitesten vom Zentrum gelegene BE) eine niedrigere Leistung. Im Kernzentrum fällt die mit PARCS berechnete Leistung niedriger und in der Nähe des radialen Reflektors höher aus.

Die Auswertung der oben beschriebenen Ergebnisse führte zu einer Reihe von Änderungen in das Vorbereitungsschema der Wirkungsquerschnittsdaten; die Details wurden in /HEN 22/ veröffentlicht. Auch wie im oben beschriebenen ersten Versuch wurden die Wirkungsquerschnittsdaten mit dem KMACS-Interface zu der Sequenz NEWT-TRITON aus dem SCALE-Paket erzeugt. Im Unterschied zu dem ersten Ansatz wurde der radiale Reflektor mit fünf Wirkungsquerschnittsdatensätzen repräsentiert, die den unterschiedlichen Zonen im radialen Reflektor mit unterschiedlichem Anteil vom Konstruktionsmaterial und dem Kühlmittel entsprechen. Außerdem wurden für BE von Typ U22, in den die

Kontrollstäbe der Gruppe 10 während des Transienten eingeführt werden, die Wirkungsquerschnittsdatensätze für drei Konfigurationen vorbereitet: ohne neutronenabsorbierendes Material, dann mit der Mischung $\text{Dy}_2\text{O}_3\text{-TiO}_2$ das in den unteren 30 cm des Absorbstäbe verwendet wird, und mit B_4C das den Rest des Absorberstabs ausfüllt. Damit wurden insgesamt 14 Datensätze vorbereitet: fünf für die BE ohne Absorber, zwei für BE mit eingeführtem Absorber, zwei für axiale Reflektoren und fünf für radiale Reflektoren. Die eingeführten Änderungen führten zu einer besseren Beschreibung des Zyklus: die Abweichung in der Borkonzentration sank bis maximal 50 ppm, und die Abweichung der radialen Abbrandverteilung auf bis 3 %. Der DYN3D Neutronenkinetikcode mit den neuen Querschnittsdatensätzen ergab zudem eine Leistungsverteilung zu Beginn der Transiente, die mit max. 2,1 % Abweichung näher an den Messergebnissen liegt als die, welche mit den Querschnittsdatensätzen der Benchmarkspezifikation berechnet wurde und bis zu 7 % Abweichung zu den Messdaten aufweist.

3.2.3 Erstellung des thermohydraulischen Modells in ATHLET

Das ATHLET Modell basiert auf der WWER Beispieleingabedatei, enthalten in AC² 2021. Eine grafische Darstellung des ATHLET-Modells ist in den Abb. 3.2 bis Abb. 3.5 zu sehen. Abb. 3.2 stellt die Schleife #1 des Primärsystems mit einem repräsentativen Reflektor-/Bypass-Kanal (PV-REF) im Kern dar. Das Modell fängt mit dem oberen Teil des oberen Plenums an, die mit einem Branch Objekt (PV-UP1-U) dargestellt wird. Der heiße Strang (P1-HL) führt bis zu der primären Seite des horizontalen Dampferzeugers (P1-SG-*). Dabei wird nur das obere der drei TFO für die horizontalen Rohrbündel gezeigt. Im kalten Strang (P1-CL) sind drei wichtige Objekte zu finden: eine Hauptkühlmittelpumpe (MCPL1), eine (Bor-)Einspeisung (P1-POD), und eine (Bor-)Ausspeisung (P1-PRO). Die Ein- und Ausspeisungen sind sehr wichtig für die Simulation der Benchmark-Transiente. Im Reaktordruckbehälter (RDB) wird der *Downcomer* mit einem Branch Objekt (PV-DC-T1) und einem *Pipe* Objekt (PV-DC-B1) dargestellt. Alle parallelen *Downcomer*-Kanäle werden in einem unteren Plenum-Branch (PV-LP-IN) gesammelt und in den Kernkanäle verteilt. Alle parallelen Kernkanäle werden in dem unteren Branch des oberen Plenums (PV-UP1-L) gesammelt.

Die Schleife #4 des Primärsystems ist in Abb. 3.3 dargestellt. Im Gegensatz zur Schleife #1 enthält Schleife #4 den Druckhalter (P0-PRESS). Dieser wird mit einem *Pipe* Objekt (P0-SURGE) zum heißen Strang verbunden. Das Modell enthält die Schleifen #2 und #3, die hier nicht graphisch dargestellt werden. Diese Schleifen sind identisch zur Schleife #1 aber im Gegensatz zur Schleife #1 und #4, enthalten sie weder

(Bor-)Ausspeisung noch den Druckhalter. Abb. 3.4 stellt die Redundanz #1 des Sekundärsystems dar. Die sekundäre Seite des Dampferzeugers wird mit verschiedenen Objekten (inkl. Dampfseparator S1-SG-SEP) modelliert. Die Hauptdampfleitung (S1-MSL) ist mit der Turbine (TUBR-1) durch einen Sammelbranch (S0-COL1) verbunden. Die Speisewasserleitung wird nicht thermohydraulisch, sondern mit einem GCSM-gesteuerten FILL (S1-MFW) modelliert. Die Redundanzen #2 bis #4 des Sekundärsystems sind identisch mit Redundanz #1.

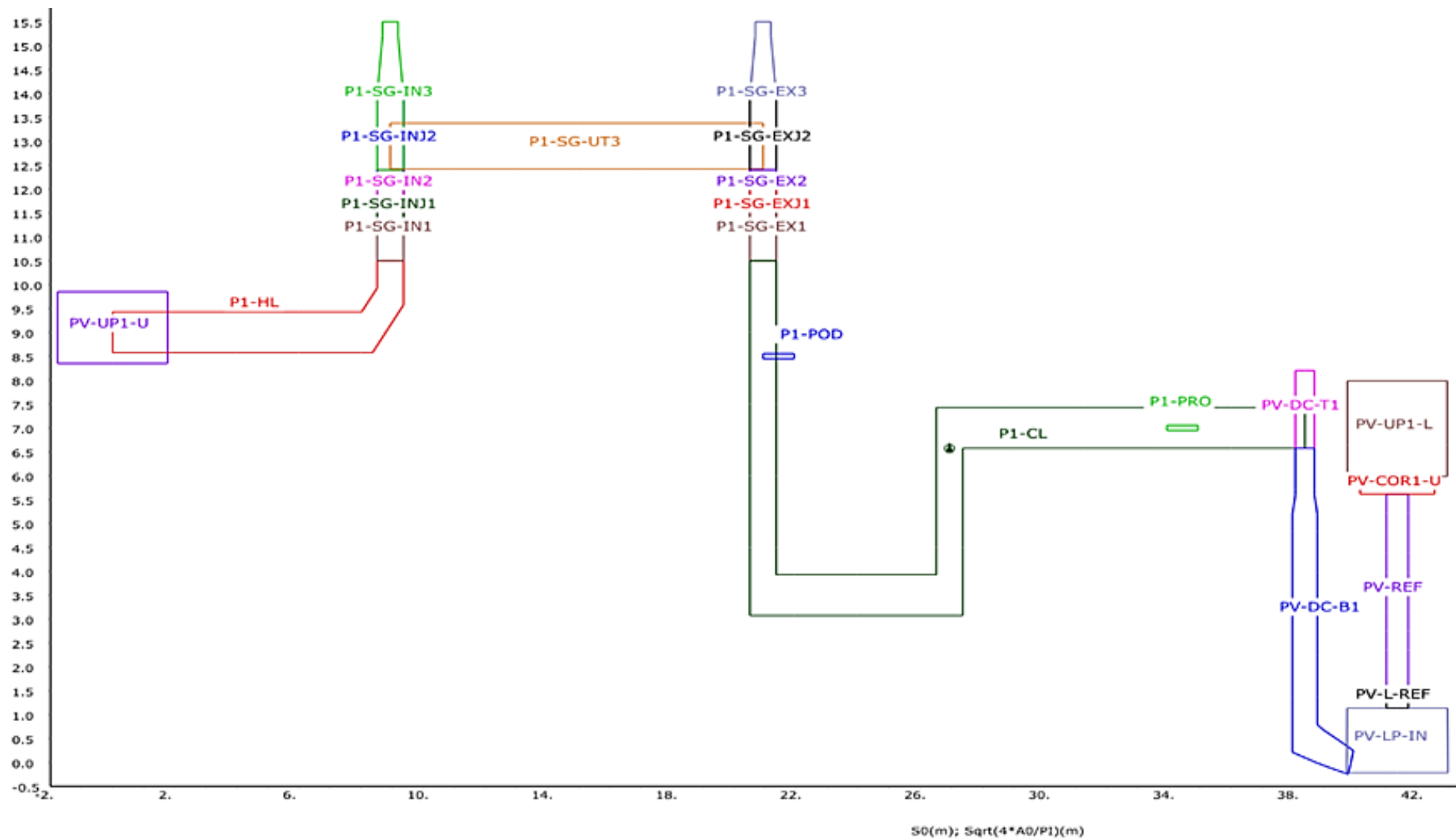


Abb. 3.2 Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Schleife #1 des Primärsystems inkl. Kern

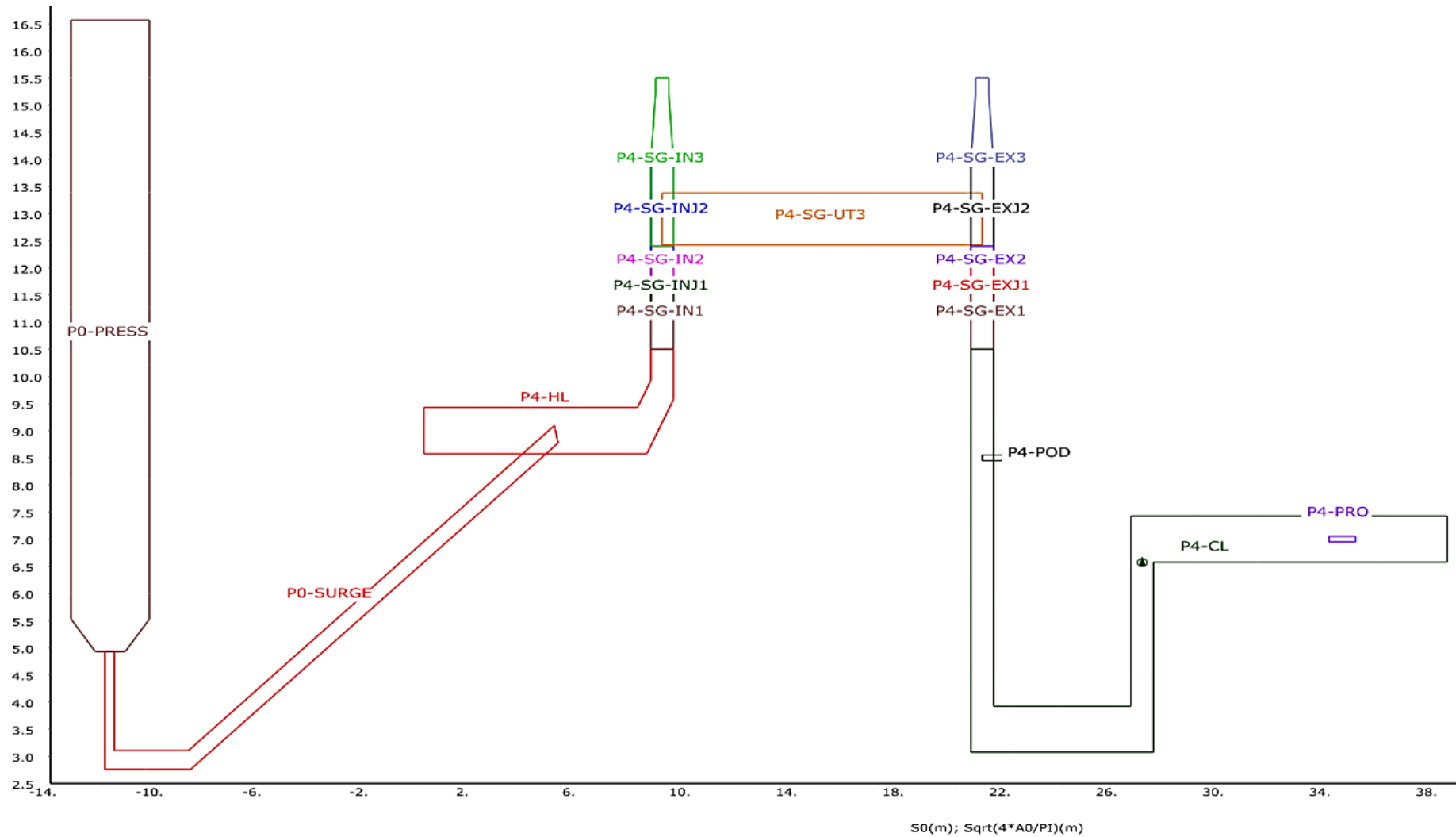


Abb. 3.3 Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Schleife #4 des Primärsystems inkl. Druckhalter

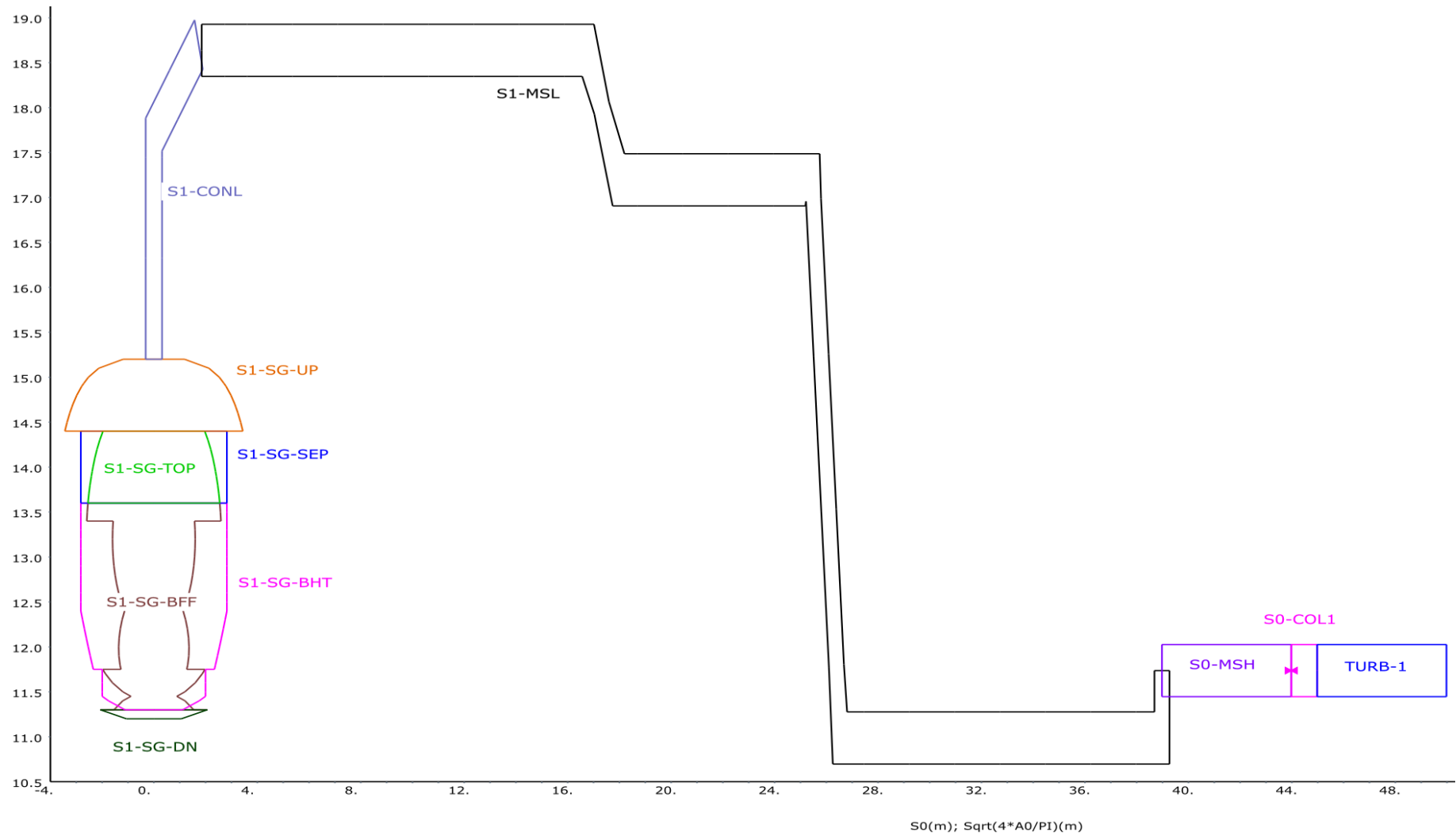


Abb. 3.4 Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Redundanz #1 des Sekundärsystems

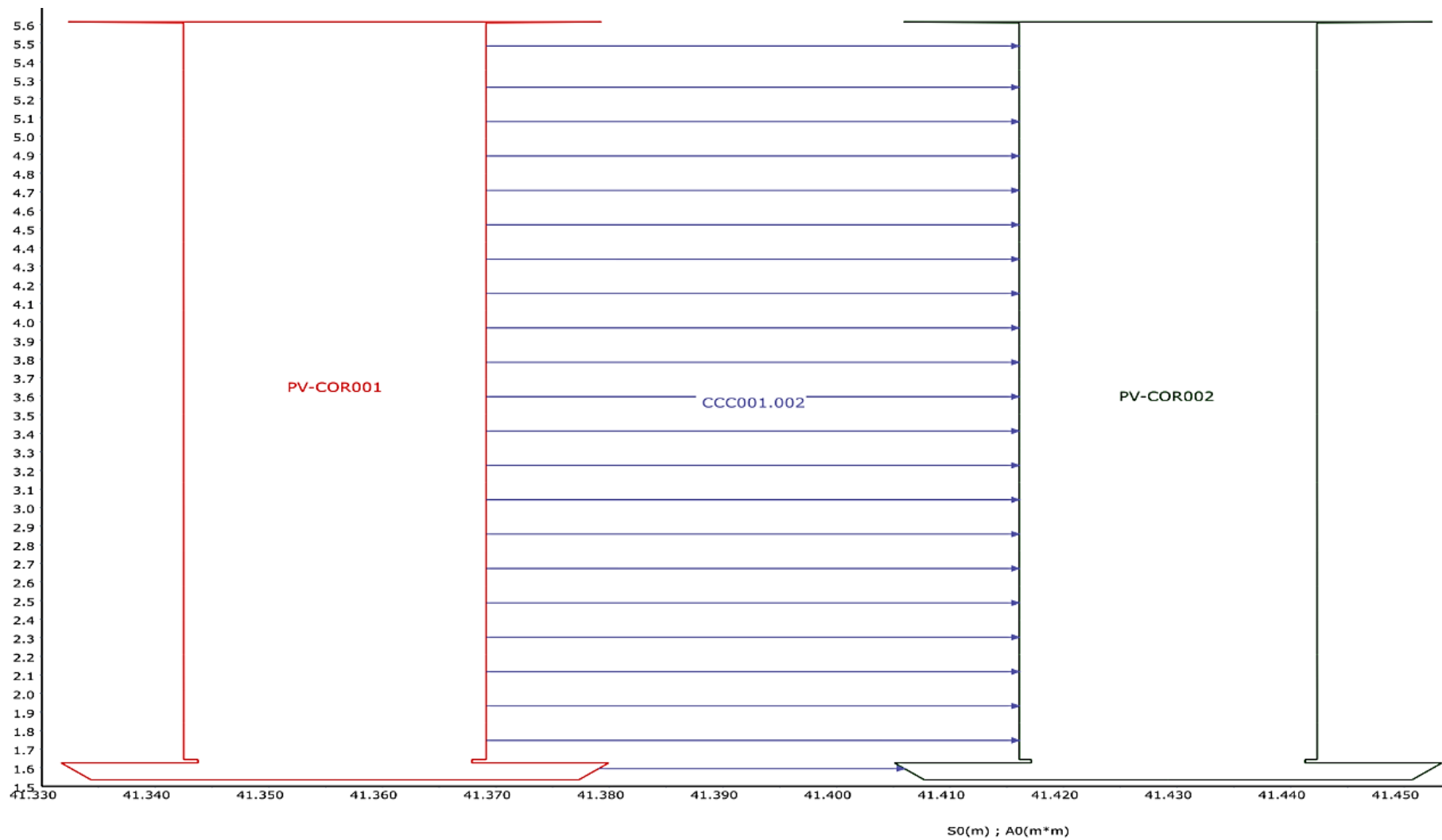


Abb. 3.5 Graphische Darstellung der zwei Kernkanäle PV-COR001 und PV-COR002 mit Querverbindungsobjekt CCC001.002

3.2.4 Simulation der Rostov-2 Benchmark-Transiente

Die neutronenkinetischen Daten für den Rostov-2 Benchmark wurden ursprünglich von NRC KI vorbereitet und an die Benchmark-Teilnehmer übergeben. In der GRS wurden diese Daten in das sog. NEMTAB Format umgewandelt, um in dem 3D Neutronenkinetikcode DYN3D angewendet zu werden. Die Testberechnungen zu mehreren stationären Zuständen des Rostov-2 Kernes wurden mit diesen konvertierten Daten durchgeführt.

Das in Kap. 3.2.3 beschriebene ATHLET-Modell wurde mit einem neutronenkinetischen Modell in DYN3D gekoppelt. Jedes Brennelement im DYN3D-Modell wird mit einem TH-Kanal in ATHLET verbunden. Dieses gekoppelte Modell wird für die Simulation der Benchmark-Transiente angewendet.

Das transiente Szenario ist im Folgenden kurz ausgeführt. Der Zeitablauf der Transiente beträgt 60 Minuten. Die Transiente beginnt mit einer Borverdünnung durch Einspeisung von unborierten Wasser aus dem Volumenregelsystem. Die Änderungen der Borsäurekonzentration und des Massenstroms im Nachspeisesystem während des Experiments, sind in Abb. 3.6 und Abb. 3.7 dargestellt, und werden als Randbedingungen in der Simulation verwendet.

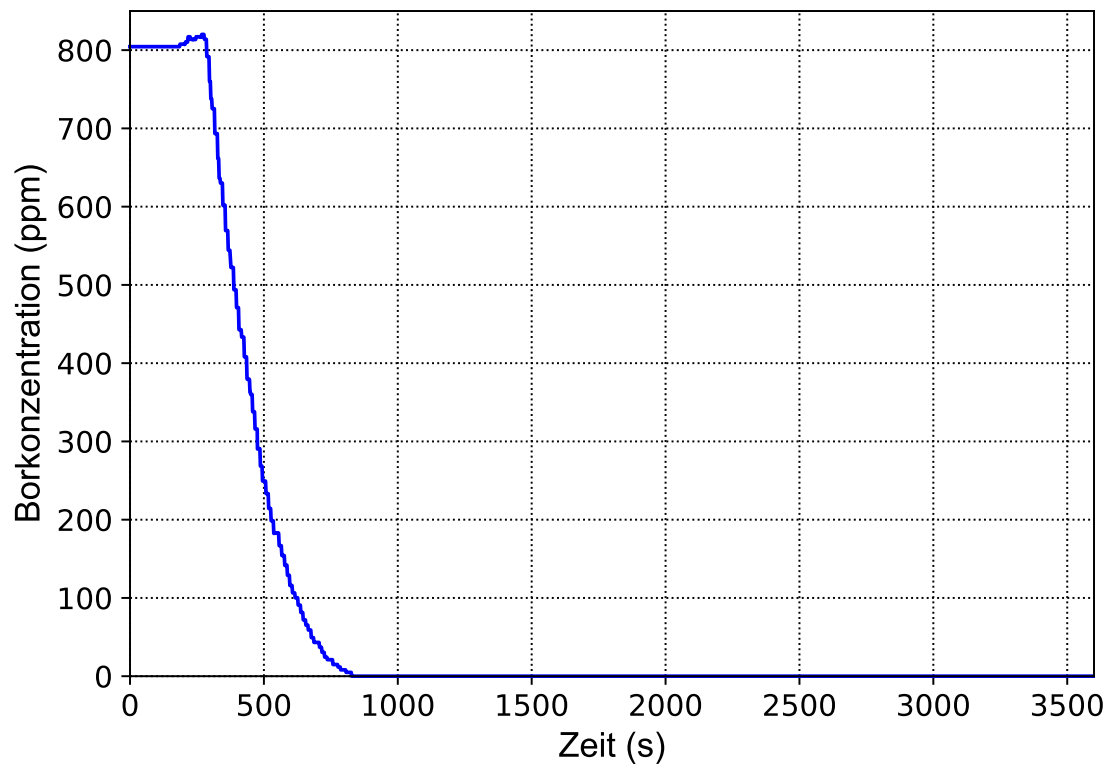


Abb. 3.6 Borkonzentration aus dem Volumenregelsystem (experimentelle Werte)

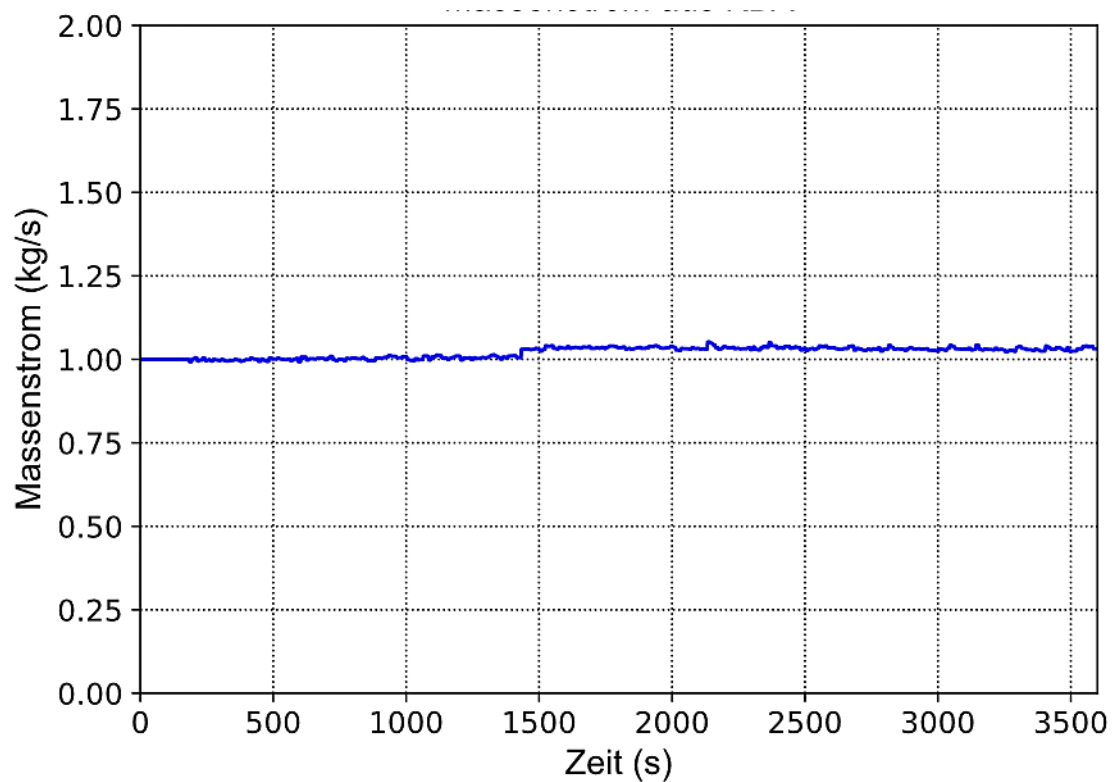


Abb. 3.7 Wasser-Massenstrom aus dem Volumenregelsystem (experimentale Werte)

Diese Einspeisung führt zu einer quasi-konstanten Borverdünnung des Primärkühlmittels (siehe Abb. 3.8). Die Borverdünnung im Kern wiederum führt zu einer positiven Reaktivitätszufuhr und damit verbunden zu einem Leistungsanstieg.

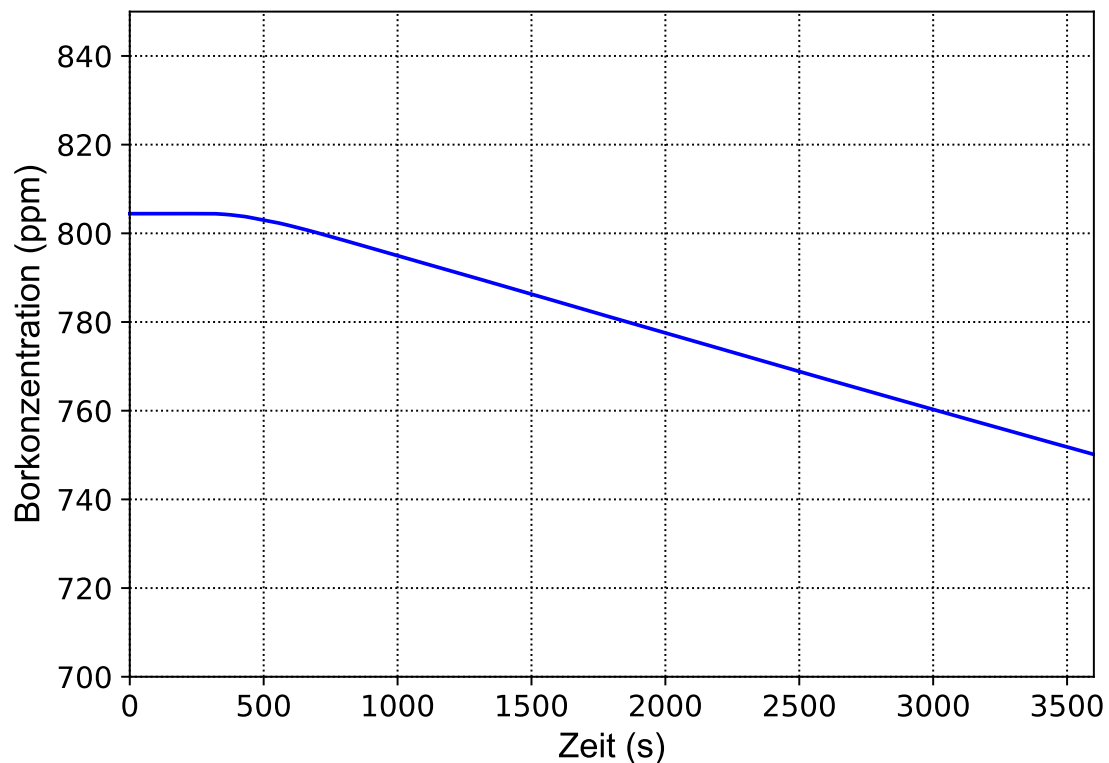


Abb. 3.8 Berechnete Werte der mittleren Borkonzentration im Rostov-2 Kern während der Benchmark-Transiente

Die automatische Leistungsregelung wurde während des Experiments deaktiviert. Die Regelung der Reaktorleistung dagegen wurde vom Operator manuell durch Einführung der Steuerstabgruppe #10 in den Kern vorgenommen. Die Steuerstabgruppe #10 wurde dabei in Schritten von etwa 14 cm je 2-3 Minuten eingeführt. Die Position von CRC 10 während des Experiments ist in Abb. 3.9 dargestellt und wird als Randbedingung in der Simulation verwendet.

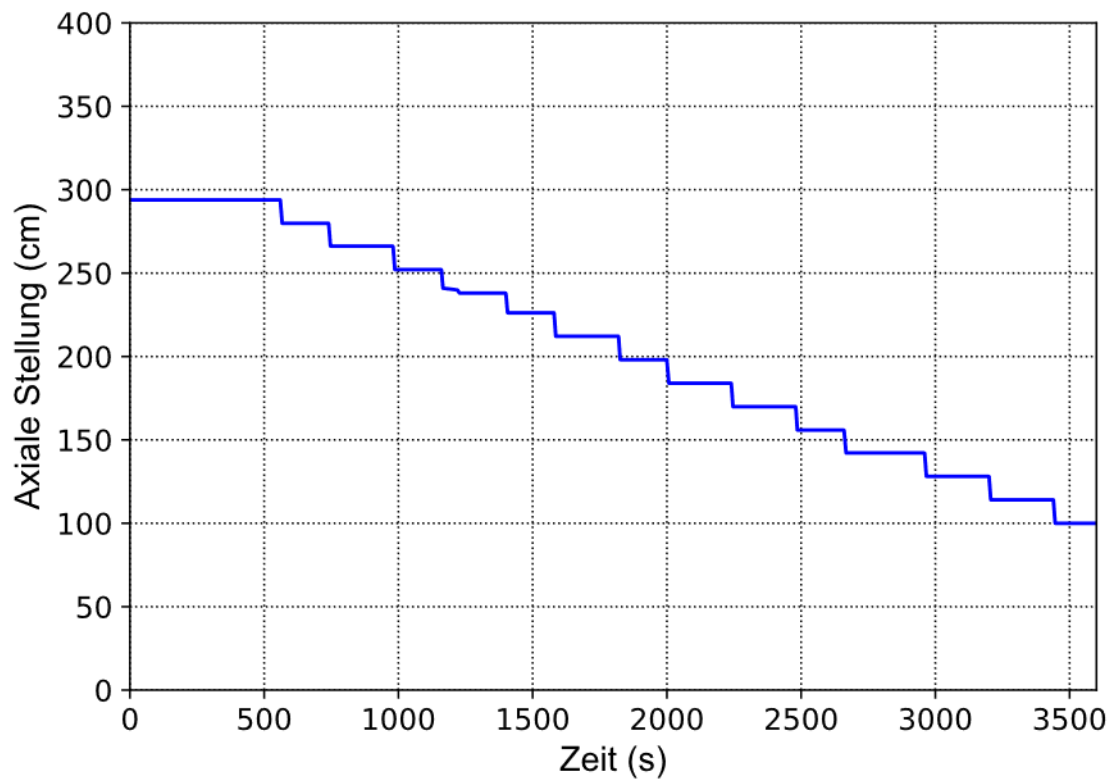


Abb. 3.9 Gemessene axiale Position des Steuerstabcluster CRC 10 im Rostov-2 Benchmark

Am Ende des Simulationszeitraums befindet sich der CRC 10 in einer um 32 % ausgefahrenen Position. Die Positionsänderungen des CRC 10 während des Einschwingvorgangs führen zu einer Umverteilung der Leistungsverteilung in Richtung der Kernperipherie in radialer Ebene und des unteren Teils des Kerns in axialer Richtung.

Ein Vergleich der relativen Kernleistung zwischen Experiment und gekoppelter Simulation ist in Abb. 3.10 dargestellt.

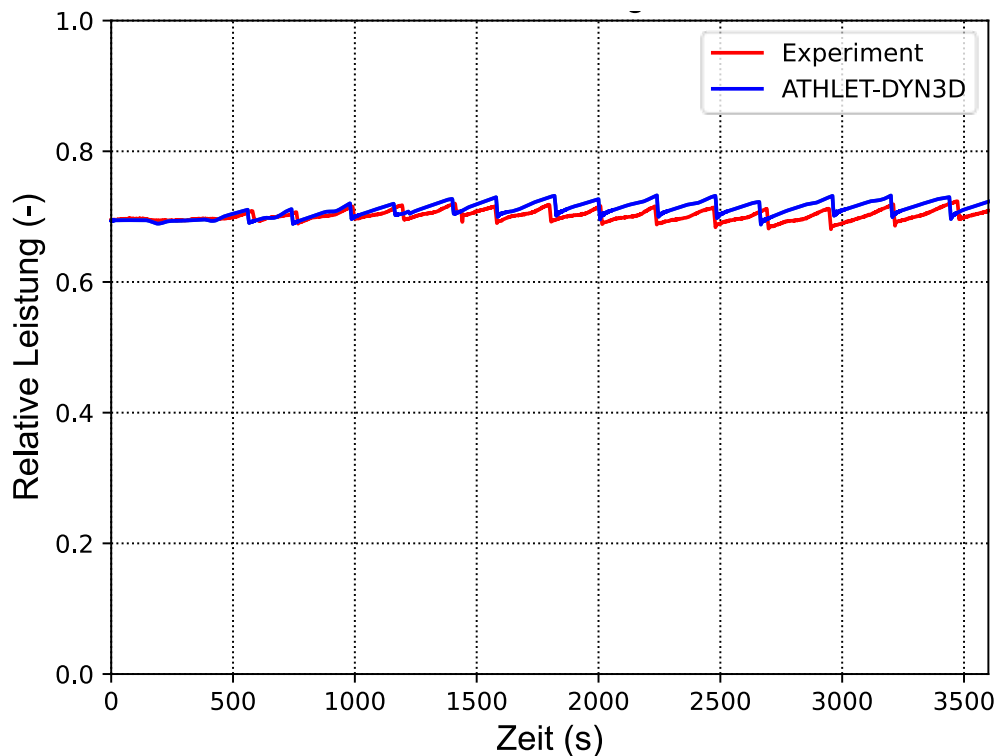


Abb. 3.10 Relative Kernleistung im Vergleich zwischen Experiment und gekoppelter Simulation

Die ATHLET/DYN3D-Simulation zeigt eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen zur relativen Kernleistung. Unterschiede zum Zeitpunkt der Leistungsreduzierung aufgrund der Einführung der Steuerstäbe sind auf Ungenauigkeiten im Digitalisierungsprozess zurückzuführen. Größere Abweichungen treten in der zweiten Hälfte des Einschwingvorgangs auf, was auf die Akkumulation von Fehlern, verursacht durch die vereinfachte Modellierung der internen Strukturen des Reaktordruckbehälters einerseits und Unterschiede in der Sekundärseite andererseits, hindeuten kann. In Zukunft soll das Modell mit der in der Benchmark-Spezifikation /AVR 21/ vorhandenen Anlagenbeschreibung verfeinert werden, um eine bessere Übereinstimmung zu erreichen.

Die Temperaturen im Brennelement-Auslass wurden mit dem numerischen Modell berechnet und sind in Abb. 3.11 dargestellt. Die Temperatur im Brennelement, in das CRC 10 eingeführt wird (BE112) sowie die sechs benachbarten Brennelemente werden miteinander verglichen. Der Einfluss der CRC-Einführung in BE112 ist mit einer Temperaturabsenkung über 5 K klar zu sehen. In Zukunft werden die Benchmark-Organisatoren diese Ergebnisse miteinander sowie mit experimentellen Temperaturmessungen vergleichen, die für die Teilnehmer nicht frei zugänglich sind.

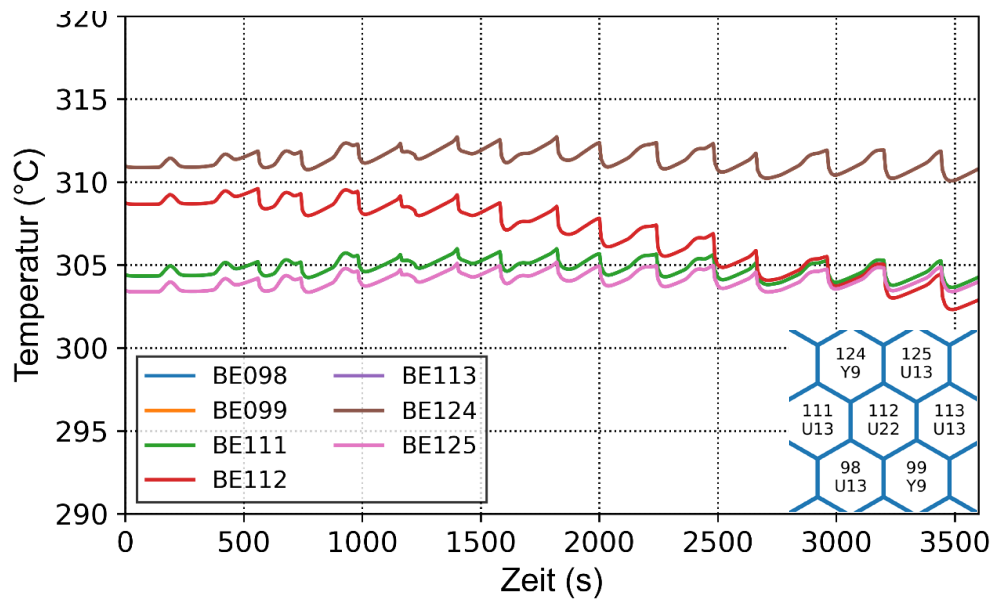


Abb. 3.11 Moderator-Temperatur im Auslass des BE mit CRC (BE112) und benachbarten BE

Die Kurve für BE098 liegt unter BE111, BE099 unter BE124 und BE113 unter BE125.

3.2.5 Status der Arbeiten

Die früheren Arbeiten der GRS, wie die Modellierung von WWER-Reaktoren mit detaillierter Repräsentierung der Thermohydraulik im Kern, wurden in der Regel in Kooperation mit russischen Partnern durchgeführt, wobei die hochauflösenden thermohydraulischen ATHLET-Modelle von der russischen Seite zur Verfügung gestellt wurden. Mit dieser Arbeit wurde gezeigt, dass das in der GRS entwickelte ATHLET-Modell eines generischen WWER-1000-Reaktors an die spezifische Anlage, in diesem Fall an den Rostov-2 Reaktor, angepasst werden kann. Die integralen Parameter des Kerns wie die Leistung können qualitativ gut nachgerechnet werden.

Nach gegenwärtigem Kenntnisstand ist die GRS der erste und bislang einzige nicht-russische Benchmark-Teilnehmer, der gekoppelte thermohydraulisch-neutronenkinetische Ergebnisse eingereicht hat. Ein Vergleich mit anderen Benchmark-Teilnehmern war deshalb bis Vorhabensende nicht möglich. Obwohl es sich um einen Benchmark der OECD/NEA handelt, ist eine Fortführung der Arbeiten aufgrund der Russisch-Ukrainischen Kriegs ungewiss, da wesentliche Informationen und Daten von russischen Partnern zur Verfügung gestellt worden sind. Letztere sind für die Auswertung und Interpretation des Benchmarks v.a. im Hinblick auf mögliche Diskrepanzen zwischen den

Ergebnissen der Teilnehmer im Hinblick auf die weitere Diskussion unerlässlich. Einige der Informationen stehen bislang nicht bzw. nicht zeitnah zur Verfügung. Weiterhin hat die OECD/NEA aufgrund des Kriegs alle Arbeiten mit russischen Partnern suspendiert.

3.3 Erprobung von ATHLET für Unterkanal-Rechnungen

3.3.1 Zielsetzung und Überblick

Die Simulation des Verhaltens eines Reaktorkerns ist für ausgewählte sicherheitstechnische Fragestellungen in ausgewählten Teilbereichen mit einer Auflösung auf Brennstab-Ebene relevant. Diese Rechnungen benötigen zunächst Verfahren, die eine gekoppelte thermohydraulisch-neutronenkinetische Simulation des Systems, also des gesamten Kerns, auf Brennelement-Ebene ermöglichen. Dabei muss lokal eine höhere Auflösung im Bereich eines thermohydraulischen Unterkanalcodes (*sub-channel*) und der 3D-Neutronenkinetik auf Brennstab-Ebene (*pin-by-pin*) erreicht werden. Die GRS verfolgt diese Entwicklung, und unterstützt diesbezüglich insbesondere MEPhI in technischen Fragen.

In Rahmen der Zusammenarbeit an dem Rostov-2 Benchmark der OECD/NEA wurde der GRS das bei MEPhI entwickelte ATHLET-Modell des WWER-1000 zur Verfügung gestellt. Die Eingabedatei des Modells wurde mit der Hilfe eines Computerprogramms erzeugt, das der GRS nicht zugänglich ist. Es basiert auf einer Vielzahl an Parametern, die detailliert mehrere Komponenten des Primärkühlkreislafs der WWER-1000 Anlage beschreiben. Die so erzeugte Eingabedatei für ATHLET umfasst ca. 600 000 Zeilen und beschreibt u.a. über 17 000 *priority chains* im TOPOLOGY Block sowie über 18 000 Thermofluidobjekte im OBJECT Block.

156 von 163 im Reaktorkern platzierten Brennelementen (BE) sind in diesem Modell als einzelne separate Kanäle repräsentiert. Jedes von den sieben restlichen Brennelementen ist mit mehreren parallelen Kanälen dargestellt, die das Kühlmittel unmittelbar in der Nähe jedes Brennstabs repräsentieren und hydraulisch miteinander verbunden sind. Frühere Arbeiten russischer Partner zeigen, dass eine derart detaillierte Darstellung des Brennelements in ATHLET prinzipiell möglich ist und bietet die Möglichkeit, die Verteilung thermohydraulischer Parameter im Inneren des Brennelements nachzurechnen. Generell ist ATHLET jedoch für solche Anwendungen weder konzipiert noch validiert.

Insbesondere fehlen in ATHLET Modelle zum turbulenten Transport von Masse und Energie auf Subkanal-Ebene und zur Wärmeleitung im Fluid.

Im Kontext dieser Arbeiten erfolgte auch die Erweiterung der Kopplung zwischen ATHLET und dem russischen Neutronenkinetikcode SKETCH-N mittels MPI-Interfaces. Folgende Änderungen wurden implementiert:

- Übermittlung der Borkonzentration aus der gekoppelten Berechnung des stationären Zustandes an ATHLET für transiente Rechnungen.
- Übermittlung der GCSM-Signale an den Neutronenkinetikcode zur zusätzlichen Kontrolle der Steuerstabposition im Kern.
- Die Anwendung des Plugins für den Austausch weiterer Randbedingungen in der gekoppelten ATHLET/SKETCH-N Rechnung.

Das von MEPhI zur Verfügung gestellte WWER-1000 ATHLET-Modell bietet die Möglichkeit, ATHLET für Unterkanal-Rechnungen zu testen, z. B. durch Vergleich mit Ergebnissen eines anderen, dazu geeigneten Unterkanal-Codes. Für einen derartigen Vergleich ist die Vereinfachung des ATHLET-Modells erforderlich. Die ganze Aufgabe lässt sich in die folgenden vier Schritte aufteilen:

1. Analyse des zu Verfügung gestellten ATHLET-Modells, um die Elemente eines detailliert repräsentierten BE zu identifizieren, sowie die Verbindung mit den Elementen von benachbarten BEs.
2. Extrahierung des detailliert repräsentierten BE in ein separates ATHLET-Modell.
3. Aufbau des BE-Modells in dem Unterkanal-Code mit den gleichen geometrischen und thermohydraulischen Charakteristiken.
4. Berechnungen mit dem separaten ATHLET-Modell und mit dem CTF-Modell.

Im Folgenden wird der Input-Deck des ATHLET-Modells analysiert um die Elemente, die zu einem detailliert dargestellten Brennelement gehören, zu identifizieren und in ein *Stand-alone* ATHLET-Modell zu extrahieren.

3.3.2 Analyse eines vollständigen WWER-1000 ATHLET-Modells mit lokaler Auflösung auf Brennstab-Ebene

Die Darstellung des Kerns im ATHLET-Modell des Rostov-2-Kerns von MEPhI erfolgt prinzipiell auf Brennelement-Ebene. Die ausgewählten sieben Brennelemente, die detailliert auf Brennstab-Ebene dargestellt sind, bilden einen Cluster, wie in Abb. 3.12 gezeigt ist. Das Brennelement mit dem Index 54 steht im Zentrum des Clusters, umringt von sechs benachbarten BE mit den Indices 41, 42, 53, 55, 67 und 68.

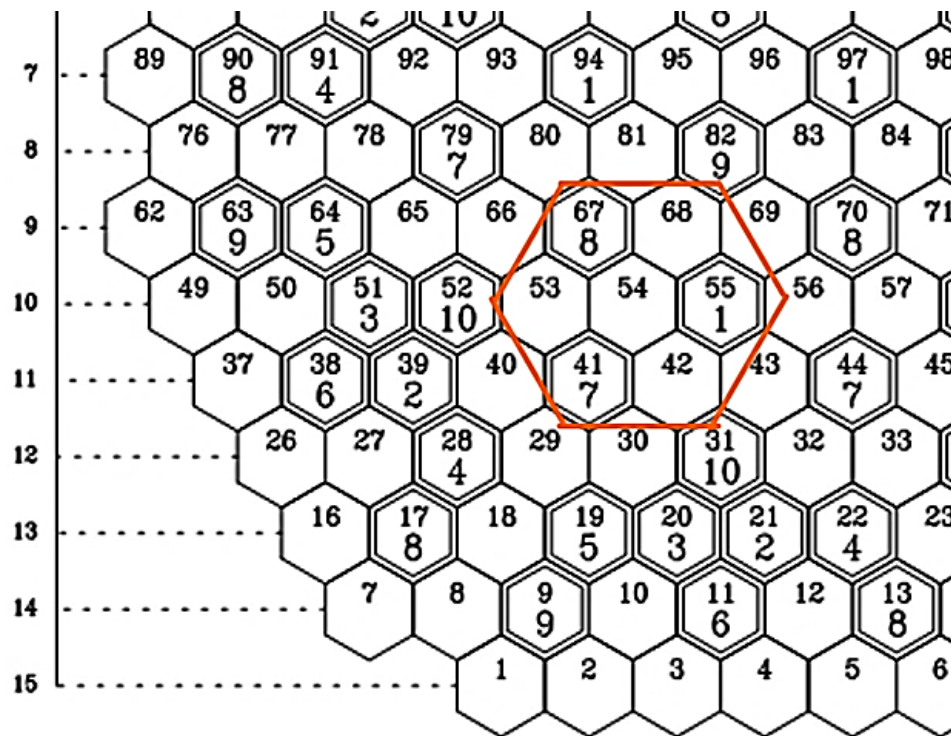


Abb. 3.12 Position der stabweisen repräsentierten Brennelemente im Kern

Alle detailliert repräsentierten BE sind im ATHLET-Modell ähnlich aufgebaut, bis auf Unterschiede im zentralen Kanal (Steuerstäbe vorhanden oder nicht) und in der Brennstabanordnung. Das im Zentrum des Clusters liegende BE beinhaltet, anders als die anderen sechs BE, Brennstäbe mit abbrennbaren Absorbern. Der Typ des BE sowie die Steuerstabgruppe (falls vorhanden) sind in Tab. 3.1 aufgelistet.

Tab. 3.1 Typ des Brennelements sowie die Steuerstabgruppe

BE Index	41	42	53	54	55	67	68
BE Typ	U22	U13	U13	U30Y9	U22	U22	U13
Steuerstabgruppe	7	--	--	--	1	8	--

Im Folgenden wird der Aufbau von BE 42 als das BE mit der einfachsten Struktur, ohne Steuerstab im zentralen Kanal und nur mit einem Typ von Brennstäben, im Detail beschrieben. Der untere Bereich der Reaktoranlage, der Raum zwischen dem Reaktor-druckbehälter und dem gewölbten Boden des Kernbehälters, der Boden des Kernbehälters sowie die *support tubes* sind jeweils mit 163 Elementen repräsentiert, entsprechend der Anzahl an Brennelementen. Der innere Bereich jeder *support tube* ist mit dem TFO (Thermo-Fluiddynamic Object) `CAS_STnnn` abgebildet, wobei `nnn` die BE-Indices von 001 bis 163 sind. Jedes TFO `CAS_STnnn` ist entweder mit dem einzelnen Element `CAS_APnnn` oder (in BE mit detaillierter Darstellung) mit 331 parallelen Elementen verbunden, die zusammen das Kühlmittel im aktiven Teil des Brennelements abbilden.

Für BE 42 sind dies die TFOs mit den Bezeichnungen `AC042CC166`, `AC042FUnnn` und `AC042GCnnn`. Dabei ist die erste dreistellige Nummer nach `AC` der Brennelementindex, gefolgt von zwei Buchstaben `FU`, `CC`, oder `GC`, und die dreistellige Nummer `nnn` am Ende von 001 bis 331. Manche Elemente `nnn` und `qqq` sind thermohydraulisch durch TFOs `C042mmmqqq` von Typ `ITYPO=30` (`CCO – cross-connection object`) verbunden. Aus dieser Verbindung lässt sich die radiale Anordnung der Kanäle im Brennelement herleiten, die in Abb. 3.13 schematisch dargestellt ist.

Die TFOs mit `nnn` 001, 003, 005, ... , sind durch die Nummern auf den grauen Kreisen in Abb. 3.13 repräsentiert und bilden das Kühlmittel unmittelbar in der Nähe des entsprechenden Brennstabs ab. Die TFOs mit `nnn` 061, 070, 073, ... (die Nummern in blauen bzw. roten Kreisen auf dem Bild) repräsentieren Kühlmittel in *bypass*-Kanälen, das durch die Kontrollkanäle bzw. durch den Zentralkanal fließt. Die Kanäle um die Eck- bzw. Randbrennstäbe, z. B. mit den Nummern 1, 3, 6, 10 usw., sind außerdem mit weiteren Elementen `AB042SpBqq` verbunden, die die Kühlmittelkanäle zwischen den Brennelementen abbilden (Zwischenraumkanäle), wobei die einstellige Nummer `p` der Seitenindex des Brennelements (von 1 bis 6) ist und die zweistellige Nummer `qq` der Index von 1 bis 11. In Abb. 3.13 sind diese Kanäle mit blauer Beschriftung `pBqq` bezeichnet.

Jeder Randkanal ist mit zwei und jeder Eckkanal mit drei Zwischenkanälen verbunden. Die CCO-Elemente, die diese Verbindung modellieren, sind `C042Bppnnn`, wobei `pp` der laufende Index des Zwischenkanals von 1 bis 66 ist (11 Zwischenkanäle je 6 Seiten) und `nnn` der entsprechende Brennstabindex. Tab. 3.2 fasst alle TFOs, die die Kühlmittel in dem aktiven Teil des BE 42 repräsentieren, zusammen.

Die Zwischenraumkanäle des BE 42 sind auch mit den Kanälen von benachbarten BE verbunden. Auf den Seiten 1, 2 und 3 des BE 42 stehen BE 55, 54 und 41, die auch detailliert repräsentiert sind; hier sind die nebeneinanderstehende Zwischenraumkanäle einzeln verbunden, z.B. `AB042S1B02` mit `AB055S4B11` durch CCO `B042102055` und `AB042S3B02` mit `AB041S6B11` durch CCO `B041611042`. Auf den Seiten 4, 5 und 6 des BE 42 stehen BE 30, 31 und 43, die als Einzel-Kanäle `CAS_AP030`, `CAS_AP031` und `CAS_AP043` im Modell repräsentiert sind. An diesen Seiten sind alle Zwischenraumkanäle des BE 42 direkt mit dem benachbarten Kanal `CAS_APnnn` durch CCO `B042pqqnnn` verbunden, wobei `p` und `qq` die Indices des Zwischenraumkanals sind. Alle Verbindungen zwischen BE sind in Tab. 3.3 aufgelistet.

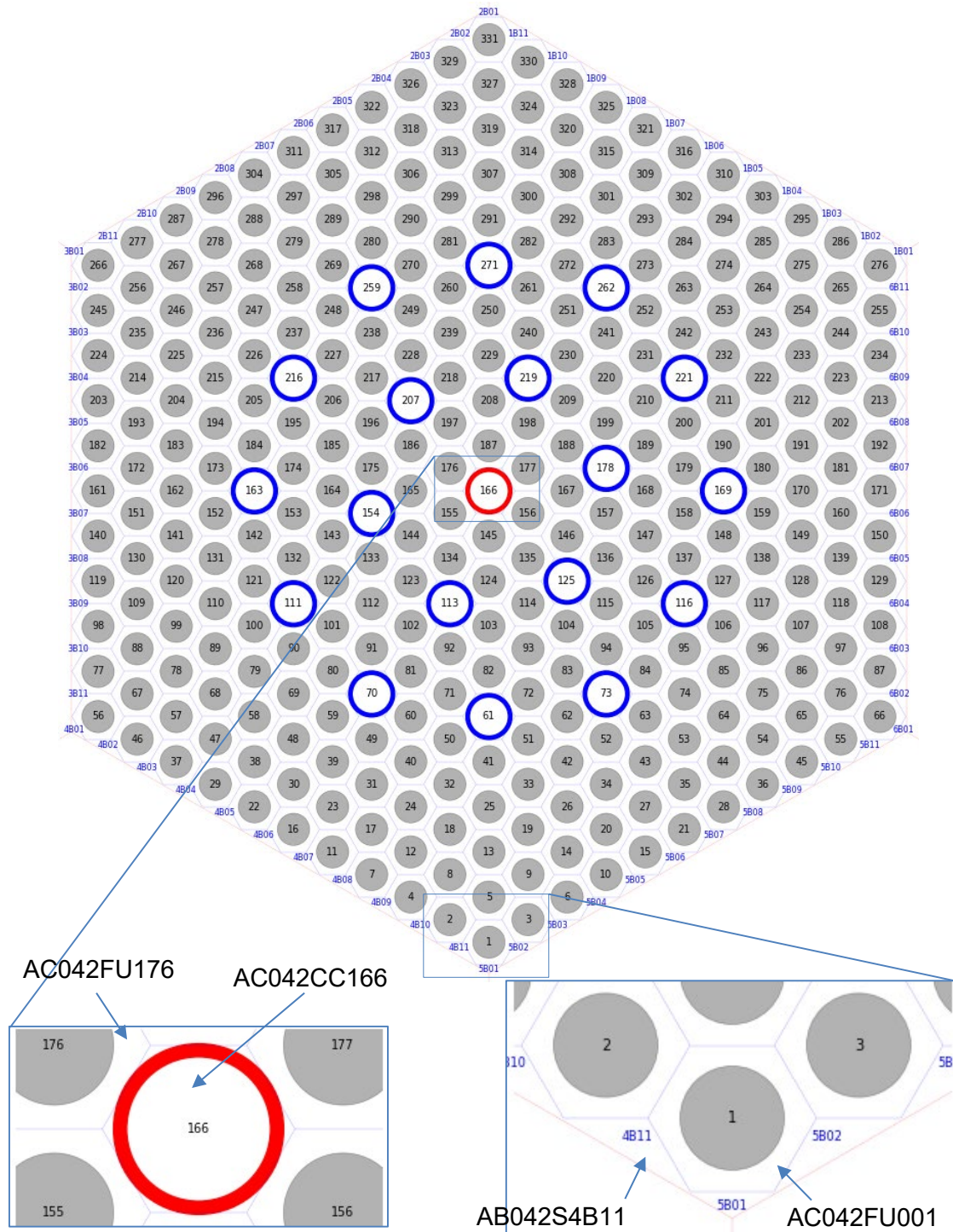


Abb. 3.13 Radiale Anordnung der TFOs im detailliert-repräsentierten BE 42 der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI

Tab. 3.2 TFOs im aktiven Teil des BE 42 der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI

Pattern	ITYP	Anzahl	Rolle
AC042FU _{nnn}	21	312	Kühlmittel um Brennstab _{nnn} (Nummerierung wie auf Abb. 3.13)
AC042GC _{nnn}	21	18	Kühlmittel im Kontrollkanal (<i>guide channel</i>) _{nnn}
AC042CC166	21	1	Kühlmittel im zentralen Kanal (_{nnn} =166)
AB042SnB _{mm}	21	66	Kühlmittel zwischen BE
C042 _{nnnnmm}	30	816	TH-Verbindung zwischen nebeneinanderstehen- den Kanälen AC042FU _{nnn} und AC042FU _{mmm}
C042B _{nnmm}	30	126	TH-Verbindung zwischen Kühlmittel im BE (Rand- oder Eckkanal AC042FU _{mmm}) und dem Kühlmittel zwischen den BE (Kanal AB042SpB _{qq}), $nn = (p-1) * 11 + qq$

Tab. 3.3 Verbindung zwischen BE 42 und benachbarten BEs der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI

Seite des BE 42	Zwischenraumkanal des BE 42	CCO	Kanal im benachbarten BE
1	AB042S1B02 AB042S1B03 ... AB042S1B11	B042102055 B042103055 ... B042111055	AB055S4B11 AB055S4B10 ... AB055S4B02
2	AB042S2B02 AB042S2B03 ... AB042S2B11	B042202054 B042203054 ... B042211054	AB054S5B11 AB054S5B10 ... AB054S5B02
3	AB042S3B02 AB042S3B03 ... AB042S3B11	B041611042 B041610042 ... B041602042	AB041S6B11 AB041S6B10 ... AB041S6B02
4	AB042S4B02 AB042S4B03 ... AB042S4B11	B042402030 B042403030 ... B042411030	CAS_AP030 CAS_AP030 ... CAS_AP030
5	AB042S5B02 AB042S5B03 ... AB042S5B11	B042502031 B042503031 ... B042511031	CAS_AP031 CAS_AP031 ... CAS_AP031
6	AB042S6B02 AB042S6B03 ... AB042S6B11	B042602043 B042603043 ... B042611043	CAS_AP043 CAS_AP043 ... CAS_AP043

Die Kontrollkanäle sowie der Zentralkanal sind thermisch mit den sechs benachbarten Brennstabkanälen verbunden. Diese Verbindung ist mit den HCOs (*heat conduction objects*) $H042GCnnnm$ bzw. $H042CC166m$ modelliert. Die dreistellige Nummer nnn bezieht sich auf den Kontrollkanalindex, z. B. 061, 070, 073 usw., der Index m ist von 1 bis 6. Der Übergang der thermischen Energie von Brennstäben zum Kühlmittel ist mit 312 HCOs $H042FUnnn$ modelliert. Jeder von diesen HCO hat auf der linken Seite die adiabatische Randbedingung ($AOLH=ADIABAT$), und auf der rechten Seite die TFO $AC042FUnnn$ mit der gleichen nnn und ist mit der Komponente $R042FUnnn$ verbunden.

3.3.3 Status der Arbeiten

Mittels der durchgeführten Analyse der MEPhI-Modellierung des Rostov-2 Kerns wurden diejenigen Elemente des ATHLET-Modells aufgelistet (s. Tab. 3.2), die zusammen ein detailliert repräsentiertes Brennelement darstellen. Die Elemente, die die Verbindung mit den benachbarten Brennelementen beschreiben, wurden identifiziert, was für die Extrahierung in ein separates Modell wichtig ist. Dies ist der erste Schritt in Richtung der Erprobung von ATHLET für Unterkanalrechnungen.

Die ursprüngliche Planung setzte voraus, dass dieser erste Schritt zusammen mit den russischen Partnern von MEPhI durchgeführt wird. Kurz nach Übergabe des Modells an die GRS wurde jedoch der Kontakt zwischen den Partnern aufgrund des Ausbruchs des Russland-Ukraine-Kriegs unterbrochen. Deshalb musste die oben beschriebene Modelanalyse durch die GRS ohne Unterstützung von MEPhI durchgeführt werden. Aufgrund der Größe und Komplexität des Modells nahm dieser Schritt deshalb mehr Zeit in Anspruch als geplant, sodass die Folgeschritte zunächst nicht durchgeführt werden konnten. Die ausführliche Beschreibung des Modells bietet indes die Basis für etwaige weitere künftige Arbeiten der GRS an dem OECD/NEA Benchmark Rostov-2, ggf. auch ohne die Kooperation mit russischen Instituten.

3.4 Anwendung von FENNECS für einen WWER-1000-Kern

3.4.1 Zielsetzung und Überblick

In der GRS wird aktuell der Neutronenkinetikcode FENNECS (*Finite ElemeNts NEutro-niCS*) entwickelt und qualifiziert. Dieses Werkzeug ist speziell für kleine *Small* und *Micro Modular Reactors* (SMR und MMR) entworfen und ausgelegt. Daneben soll auch seine Eignung auf die Anwendung auf großskalige (LWR) Reaktorsysteme aufgezeigt werden. Dessen Qualifizierung wird u. a. durch unabhängige Code-zu-Code Vergleiche durchgeführt. Für LWR, speziell WWER, wird dazu ein Vergleich mit Ergebnissen von BIPR-WWER durchgeführt.

Als Basis für den Vergleich zwischen BIPR-WWER und FENNECS wurde das Modell des WWER-1000 Kerns aus dem Rostov-2 Benchmark adaptiert, unter Annahme einer homogenen Temperaturverteilung im Kern (entspricht dem heißen Nullleistungszustand) und frischer Brennstoffzusammensetzung. Dabei zeigt sich, dass die Ergebnisse mit dem russischen Standardverfahren BIPR-WWER durch FENNECS weitgehend reproduziert werden können. Der maximale Unterschied in der brennelementweisen Leistungsverteilung zwischen FENNECS und BIPR-WWER liegt zwischen -1,5 % und 2,6 %, zeigt aber eine allgemeine radiale Tendenz, die auf Unterschiede in der jeweiligen Beschreibung des radialen Reflektors hindeuten kann. Im Folgenden sind die Untersuchungen im Detail beschrieben.

3.4.2 Vergleich zwischen FENNECS und BIPR-WWER

Das in der GRS neu entwickelte Neutronenkinetikcodesystem FENNECS (*Finite ElemeNts NEutro-niCS*) kann u. a. hexagonale Geometrien abbilden. Somit kann ein möglichst direkter Vergleich mit Ergebnissen des russischen Standardcodes BIPR-WWER anhand eines WWER-1000 Beispielsmodells durchgeführt werden.

Das diesem Vergleich zugrunde liegende Beispielsmodell wurde zusammen mit den Partnern vom Kurtschatow-Institut (KI) auf Basis des Rostov-2 WWER-1000 Benchmarkmodells definiert. Zum Zeitpunkt des Beginns der Arbeiten war FENNECS noch nicht in der Lage, abbrandabhängige Wirkungsquerschnittbibliotheken anzuwenden, weshalb zunächst eine frische Kernbeladung betrachtet wurde. Als weitere Vereinfachung des Rostov-2 Modells wurde der heiße Nullleistungszustand (HZP – *hot zero power*) ausgewählt, charakterisiert durch konstante Brennstoff- sowie Kühlmitteltemperatur im ganzen

Kern. Darüber hinaus wurden die Kontrollstäbe vernachlässigt. Die kritische Borkonzentration in diesem vereinfachten Modell wurde mit BIPR-8 am KI berechnet. Der HZP-Zustand ist in der Tab. 3.4 zusammengefasst.

Tab. 3.4 Parameter des Nullleistungszustandes des vereinfachten Rostov-2-Modells

Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur (°C)	279
Borkonzentration (ppm)	1194
Kühlmitteldichte (g/cm ³)	0.767

Die direkte Anwendung der für den Rostov-2 Benchmark entwickelten Wirkungsquerschnittbibliothek im NEMTAB-Format ist in FENNECS nicht möglich, da die Interpretation der BIPR-spezifischen Approximationen der Daten in FENNECS nicht vorhanden ist. In Rücksprache mit KI-Partnern wurde dagegen ein Serpent-Modell erstellt, das das oben beschriebene vereinfachte Modell weitmöglichst widerspiegelt. Der Serpent-Code wird dabei zweifach angewendet:

- Für die Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek. Dazu werden separate 2D-Modelle von unterschiedlichen Brennelementtypen sowie von dem radialen Reflektor verwendet.
- Für die Referenzlösung zur Verteilung des Neutronenflusses sowie der Spaltleistung. Dazu wird ein Gesamtkernmodell verwendet.

3.4.2.1 Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek

Eine Wirkungsquerschnittbibliothek wird üblicherweise mit Hilfe eines 2D *Lattice Codes* erzeugt, in dem die quasistationäre Neutronentransportgleichung in einer 2D-Modellierung des Brennelements mit einem deterministischen Verfahren gelöst wird. Dieser Ansatz ist etabliert, relativ schnell im Sinne der CPU-Zeit, aber begrenzt in der Darstellung komplexer Brennelement-Geometrien. Der 3D Monte-Carlo-Code Serpent bietet darüber hinaus die Möglichkeit, Wirkungsquerschnitte für ausgewählte Teilbereiche des Kernmodells zu generieren. Dabei sind die Berechnungen im Hinblick auf die erforderliche CPU-Zeit aufwändiger, die Darstellung der Geometrie ist dafür flexibler. Dies ist insbesondere für die Beschreibung der unregelmäßigen Geometrie des radialen Reflektors des Kerns wichtig.

In dem Modell besteht die Kernbeladung aus fünf Brennelementtypen:

- 48 BE Typ U13, mit 1,3 % Urananreicherung,
- 42 BE Typ U22 mit 2,2 % Urananreicherung,
- 37 BE Typ U30Y9 mit durchschnittlicher Anreicherung 2,98 %
(enthält Brennstäbe mit Gadolinium)
- 24 BE Typ U39A9 mit durchschnittlicher Anreicherung 3,99 %
(enthält Brennstäbe mit Gadolinium)
- 12 BE Typ U39B6 mit durchschnittlicher Anreicherung 3,96 %
(enthält Brennstäbe mit Gadolinium)

Die genauen Materialzusammensetzungen sowie die geometrischen Parameter der Brennelemente entsprechen der Rostov-2 Benchmark-Spezifikation /AVR 21/.

Für die Anwendung in FENNECS wurden die Wirkungsquerschnitte für jeden dieser Brennelementtypen sowie für fünf unterschiedliche Regionen im radialen Reflektor mit Serpent mit folgenden Modellen erzeugt:

- Für jeden Brennelementtyp ein entsprechendes 2D-Modell mit detaillierter Darstellung von Brennstäben, Kanälen und Kühlmittel, mit periodischen axialen und radialen Grenzbedingungen; dies entspricht einem unendlichen Gitter von unendlich hohen Brennelementen des jeweiligen Typs, siehe Abb. 3.14.
- Für jede hexagonale Region im radialen Reflektor ein 2D-Ausschnitt des Ganzkernmodells mit periodischen Randbedingungen axial und Vakuumrandbedingungen radial; dies entspricht einem unendlich hohen Reaktorkern. In Abb. 3.16 zeigen rote Hexagone die unterschiedlichen radialen Reflektorregionen.
- Für den axialen unteren und oberen Reflektor ein Minikern-3D-Modell, bestehend aus einem ganzen Brennelement umringt von sechs Hälften des anderen Typs, mit Vakuumrandbedingungen axial sowie periodischen radialen Randbedingungen, dargestellt in Abb. 3.15.

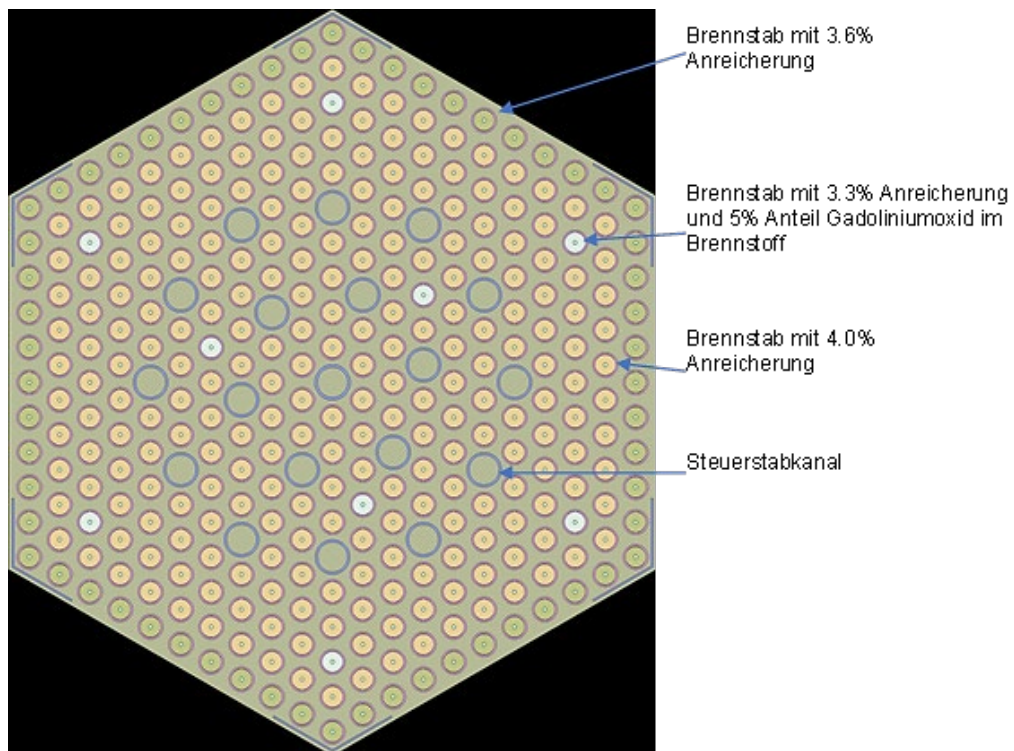


Abb. 3.14 Serpent 2D Modell für die Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek für den Brennelementtyp U39A9 mit abbrennbarem Absorber

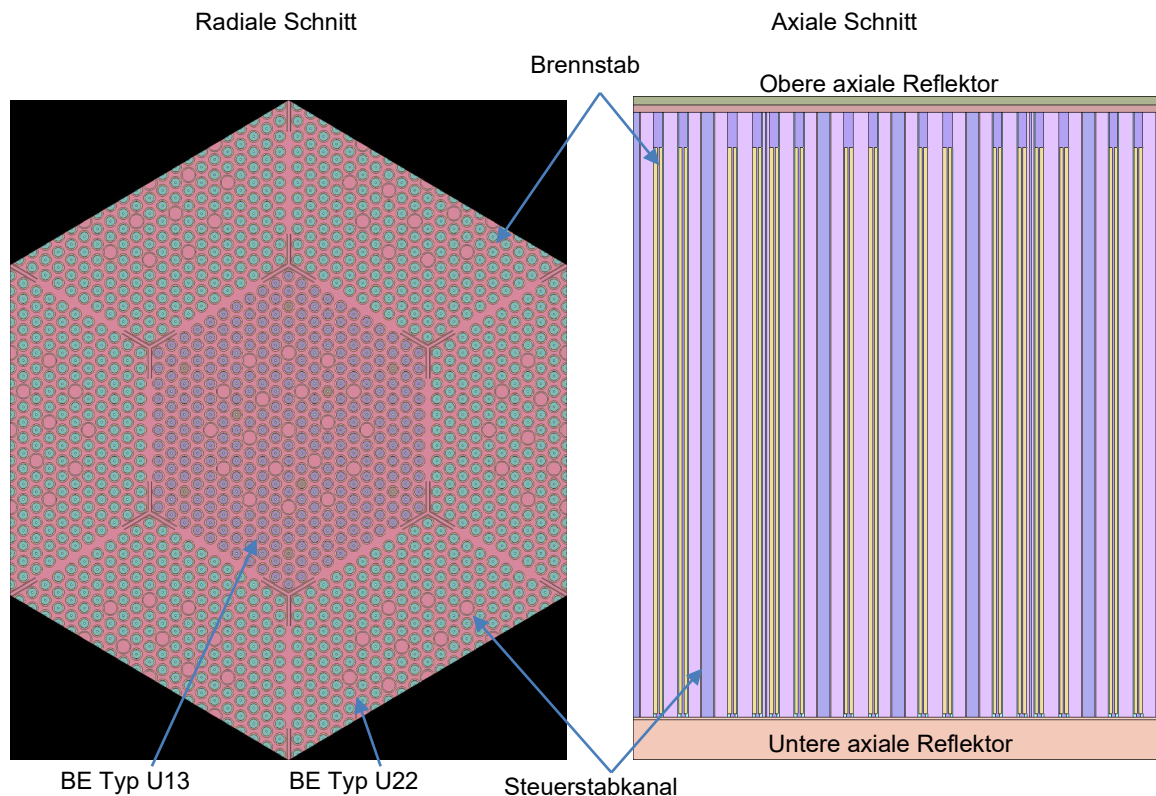


Abb. 3.15 Serpent-Modell für die Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek

Radiale (links) sowie axiale (rechts) Schnitte des Minikern-Modells für Wirkungsquerschnitte im unteren und oberen axialen Reflektor.

Die Temperaturen der Materialien sowie die Kühlmitteldichte entsprechen dem Nullleistungszustand, dessen Parameter in Tab. 3.4 aufgelistet ist.

3.4.2.2 Kernmodelle

Das Gesamtkernmodell in Serpent repräsentiert alle Brennelemente in Brennstabauführung und die detaillierte Darstellung des radialen Reflektors. Der letztere besteht aus der Kernumfassung mit Kühlmittelkanälen, dem Kernbehälter, Eintrittskühlmittel im Downcomer und dem Druckbehälter. Die Kritikalitätsrechnungen in Serpent für das Gesamtkernmodells wurden unter Anwendung der ENDF/B-VIII.0 Wirkungsquerschnittbibliothek durchgeführt. Der statistische Fehler des Neutronenmultiplikationsfaktors von 1×10^{-5} wurde mit 1000 Zyklen zu je 10^7 Neutronenschicksalen erreicht. Dabei wurden die 100 ersten Zyklen nicht berücksichtigt. Ein radialer Schnitt durch das Modell ist in Abb. 3.16 dargestellt.

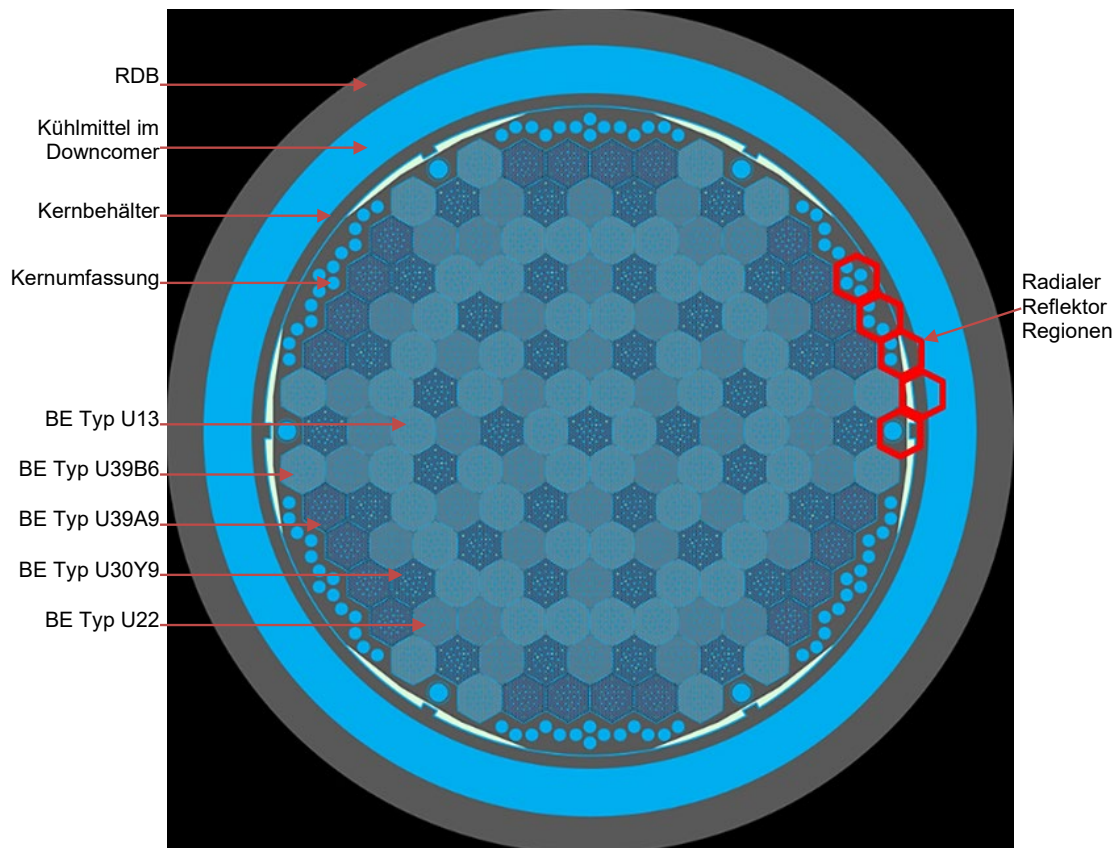


Abb. 3.16 Serpent Ganzkernmodell des WWER-Modells, radialer Querschnitt

Die roten Hexagone zeigen die Regionen im radialen Reflektor, die mit unterschiedlichen Wirkungsquerschnitten im FENNECS-Modell dargestellt sind.

Im FENNECS-Modell wird jedes Brennelement mit 24 dreieckigen Geometrieelementen dargestellt. Der radiale Reflektor wird durch eine äußere Reihe von Hexagonen jeweils mit 24 Elementen dargestellt. Das Modell besteht aus 48 axialen Schichten mit je mit 5064 dreieckigen Prismen, also insgesamt aus 243072 Elementen. In Abb. 3.17 ist ein zweidimensionaler Schnitt durch die x-y-Ebene des Modells dargestellt.

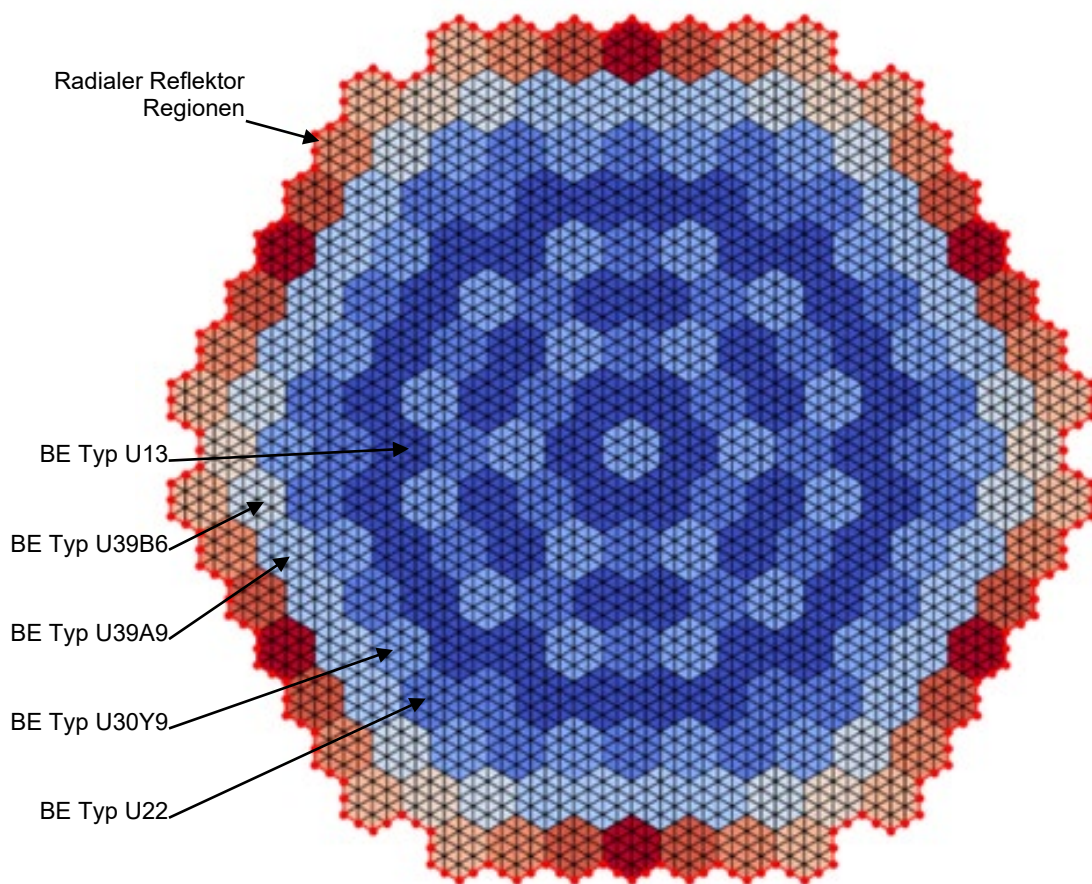


Abb. 3.17 Radialer Schnitt durch das FENNECS-Modell des WWER-1000

Blaue Farben entsprechen unterschiedlichen Brennelementtypen; rote Farben repräsentieren unterschiedliche Regionen des radialen Reflektors.

3.4.2.3 Ergebnisse

Für das betrachtete Modell des Nullleistungszustands liegt der mit Serpent berechnete Neutronenmultiplikationsfaktor bei $1,0031 \pm 1 \times 10^{-5}$, und mit FENNECS bei 1,0039, so dass sich der Unterschied auf 80×10^{-5} beläuft. Die mit Serpent und FENNECS gewonnenen Ergebnisse unterscheiden sich beide von den BIPR-WWER-Ergebnissen, die vom KI zu Verfügung gestellt wurden. Der dort erzielte Neutronenmultiplikationsfaktor von exakt 1,0000, der der kritischen Borkonzentration entspricht, unterscheidet sich von den Serpent- sowie FENNECS-Werten um 310×10^{-5} bzw. 390×10^{-5} .

Die Paarvergleiche der BE-gemittelten Leistungsverteilung, berechnet mit den Codes Serpent, FENNECS, und BIPR-WWER sind in der Abb. 3.18 dargestellt. Die Abweichung der FENNECS-Ergebnisse von Serpent (Abb. 3.18, oben) zeigt, dass FENNECS

für alle BE von Typ U13 und von Typ U22 eine höhere Leistung vorhersagt, sowie für BE der Typen Y9, A9 und B6 stets eine niedrigere Leistung. Die Über- bzw. Unterschätzung der Leistung korreliert mit der Präsenz von abbrennbaren Absorbern (*burnable absorber*, BA) in den jeweiligen BE. Die Typen U13 und U22 beinhalten keine BA, die Typen Y9, A9 und B6 beinhalten neun bzw. sechs Brennstäbe mit beigemischtem Gadoliniumoxid. Die Höhe der Abweichung in einem BE korreliert auch mit der Anzahl von Nachbar BE mit/ohne BA, siehe Abb. 3.19. In dieser Abbildung entspricht jeder Punkt einem BE. Die vertikale Position des Punkts zeigt die Abweichung der FENNECS-Leistung von der Serpent-Leistung, die horizontale Position des Punktes zeigt die Anzahl von benachbarten BE von ähnlichem Typ. Zwei BE-Typen sind ähnlich, wenn beide keine oder auch beide BA beinhalten. Zum Beispiel ist das zentrale BE (Typ Y9, beinhaltet BA) mit sechs BE vom Typ U13 (beinhalten keine BA) umringt. Entsprechend hat das zentrale BE keine benachbarten BE vom ähnlichen Typ. BE von Typ B6 wovon sich zwei BE in jeder Seite des äußeren Randes befinden, ist mit drei Reflektorelementen, einem BE von Typ A9, einem BE von Typ Y9 und einem BE von Typ U22 umringt; somit sind es nur zwei benachbarte BE, die auch BA beinhalten.

Dass die Höhe der Abweichung mit der Anordnung von BE in der Kernbeladung korreliert, kann darauf hindeuten, dass die Ursache der Abweichung in der verwendeten Methode zur Generierung von Wirkungsquerschnitten liegt. Die Wirkungsquerschnitte für jeden Typ von BE werden mit einem 2D Serpent-Modell berechnet, welches nur diesen BE-Typ beschreibt und somit einen möglichen Einfluss anderer, insbesondere benachbarter BE-Typen nicht berücksichtigt. Das Neutronenspektrum, welches so für die Berechnung von Wirkungsquerschnitten verwendet wird, wird unter Annahme einer unendlichen Anordnung vom gleichen BE berechnet. Im Fall eines BE mit BA (Typen Y9, A9 und B6) wird somit das berechnete Spektrum härter (BA absorbiert thermische Neutronen) als in einem Kern, der unterschiedliche BE auch ohne BA beinhaltet. Die mit diesem Eigenspektrum berechneten Wirkungsquerschnitte können entsprechend kleiner ausfallen, denn i. d. R. sinkt der Wirkungsquerschnitt mit steigender Neutronenenergie. Die kleineren Wirkungsquerschnitte führen u. a. zur Unterschätzung der Reaktionsraten in der Kernberechnung, darunter auch zur Unterschätzung der Spaltrate und somit der Leistung im BE.

Die Abweichung der mit BIPR-WWER berechneten Leistungsverteilung von der Serpent-Lösung (Abb. 3.18, mitte) korreliert mit dem Kernradius. Im äußeren Bereich des Kerns bis auf die Eck-BE wird von BIPR-WWER eine um bis zu 2,16 % höhere Leistung

berechnet. Gleichzeitig ist auch in diesem Vergleich zu sehen, dass für benachbarte BE unterschiedlichen Typs die Leistung in BE mit BA (Typ Y9) niedriger ausfällt als im Vergleich zur Leistung in BE ohne BA.

Das Verhalten des Unterschieds zwischen FENNECS und BIPR-WWER (Abb. 3.18, unten) zeigt beide oben beschriebenen Tendenzen: die Änderung mit der radialen Kernposition und die Abhängigkeit von der Präsenz von BA.

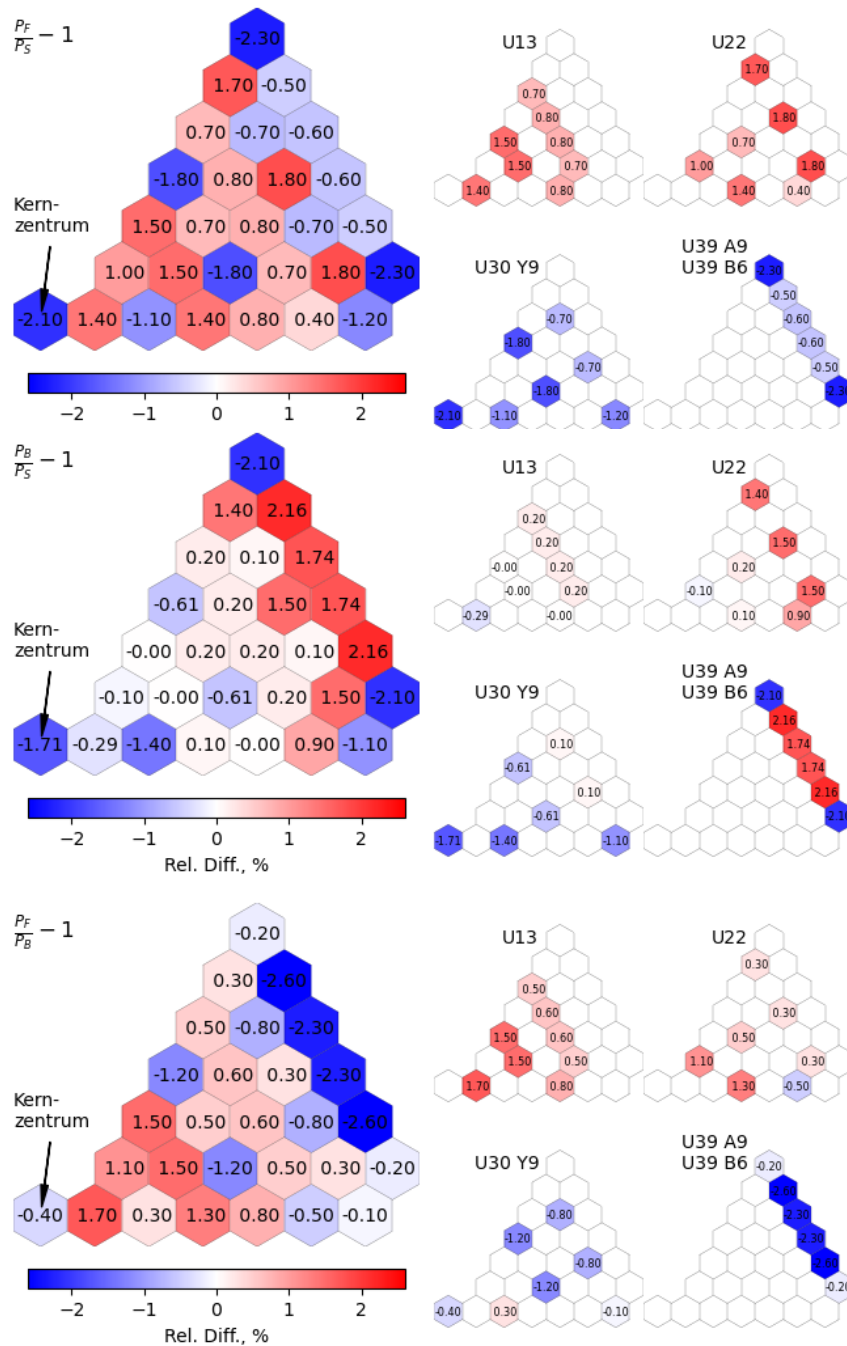


Abb. 3.18 Relative Differenz (in %) zwischen den Brennelementen gemittelter Leistungsverteilung in FENNECS (P_F), Serpent (P_S), und BIPR-WWER (P_B)

Oben: FENNECS zu Serpent, Mitte: BIPR-WWER zu Serpent, Unten: FENNECS zu BIPR-WWER Vergleich. Links: Sechstel-Ausschnitt des Kerns, aus Symmetriegründen repräsentativ für den ganzen Kern. Die Hexagone entsprechen den Brennelementen. Rechts: die Schemen zeigen die Verteilung der Differenzen separat für jeden BE Typ.

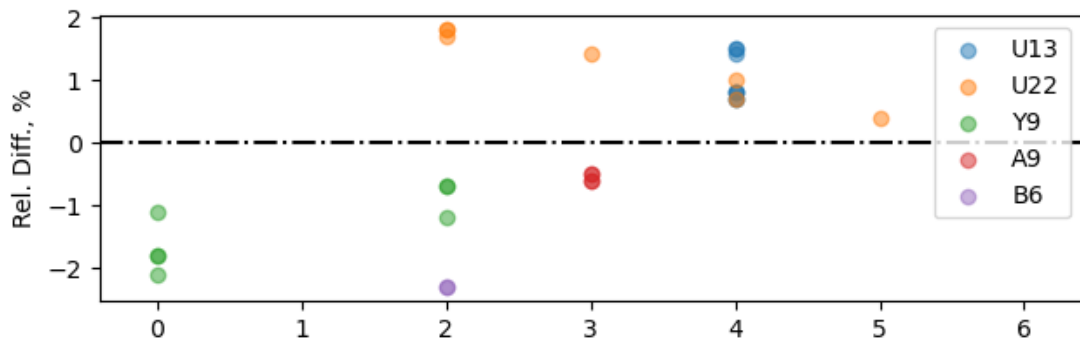


Abb. 3.19 Relative Differenz (in %) zwischen BE Leistung in FENNECS und Serpent als Funktion der Anzahl benachbarter BE von ähnlichem Typ

Zwei BE sind von ähnlichem Typ, wenn sie beide keine BA beinhalten, oder wenn sie beide BA beinhalten. BE Typen U13 und U22 sind ähnlich; BE Typen Y9, A9 und B6 sind ähnlich.

Der beschriebene mutmaßliche Mechanismus zur Erklärung des Unterschieds zwischen FENNECS- und Serpent-Ergebnissen zeigt einen möglichen Weg für eine Verbesserung der Modellierung. In die Modelle für die Erzeugung der BE-Wirkungsquerschnitte sollte die Beschreibung von BE anderer Typen eingefügt werden. Zum Beispiel soll das Modell für BE Typ Y9 (Abb. 3.14) erweitert werden, um die Teile der benachbarten BE einzuschließen, ähnlich zu dem Modell wie in Abb. 3.15. Die Anzahl der BE anderen Typs, mit der das Modell symmetrisch bleibt, ist 0 (entspricht dem Modell ohne Erweiterung), 2, 3, 4 oder 6. Diese Anzahl ist ein freier Parameter und kann für jeden Typ BE z. B. anhand des Kernbeladungsschemas ausgewählt werden. Ähnliches gilt in den Modellen für die BE-Typen A9 und B6, die nur am radialen Rand des Kerns vorkommen, und die in die Regionen mit Reflektor eingefügt werden. Entsprechende Arbeiten können in künftigen Vorhaben wiederaufgenommen und weiter ausgeführt werden.

3.4.3 Erweiterung von FENNECS zur Berücksichtigung der Abbrandabhängigkeit der Wirkungsquerschnitte

FENNECS wurde in seiner bestehenden Funktionalität um zwei Aspekte weiterentwickelt, um die Abbrandabhängigkeit der Wirkungsquerschnitte zu berücksichtigen:

- Implementierung einer Leseroutine einer dreidimensionalen Darstellung der Abbrandverteilung im Kern.
- Implementierung einer Interpolationsroutine, um die Wirkungsquerschnitte zwischen in der Bibliothek gegebenen Abbrandwerten zu interpolieren.

Die Implementierung wurde anhand eines 2D-Modells des WWER-1000 Brennelements mit 1,3 % Urananreicherung verifiziert. Die abbrandabhängige Wirkungsquerschnittsbibliothek wurde mit Serpent, wie im vorigen Abschnitt beschrieben, erzeugt, hier mit dem Unterschied, dass in Serpent nun auch der Abbrand des Brennstoffs sowie des *burnable absorber* (BA) Gadolinium modelliert wurde.

Mit der weiterentwickelten Version von FENNECS wurde die Abhängigkeit des Neutronenmultiplikationsfaktors vom Abbrand berechnet. Die blauen Punkte in Abb. 3.20 zeigen die Ergebnisse, die exakt den in der Bibliothek vorhandenen Abbränden entsprechen, und somit ohne Anwendung der neu implementierten Interpolation. Die rote Linie zeigt die Ergebnisse, die mit Hilfe der Interpolationsroutine gerechnet wurden.

Die Verifizierung der Leseroutine für die 3D-Verteilung des Abbrandes sowie die weitere Validierung der Interpolation erfordern die Integrierung von FENNECS in den GRS-Kernsimulator KMACS. Dies liegt außerhalb des Rahmens dieses Vorhabens, und wird aktuell in einem anderen Forschungsvorhaben durchgeführt.

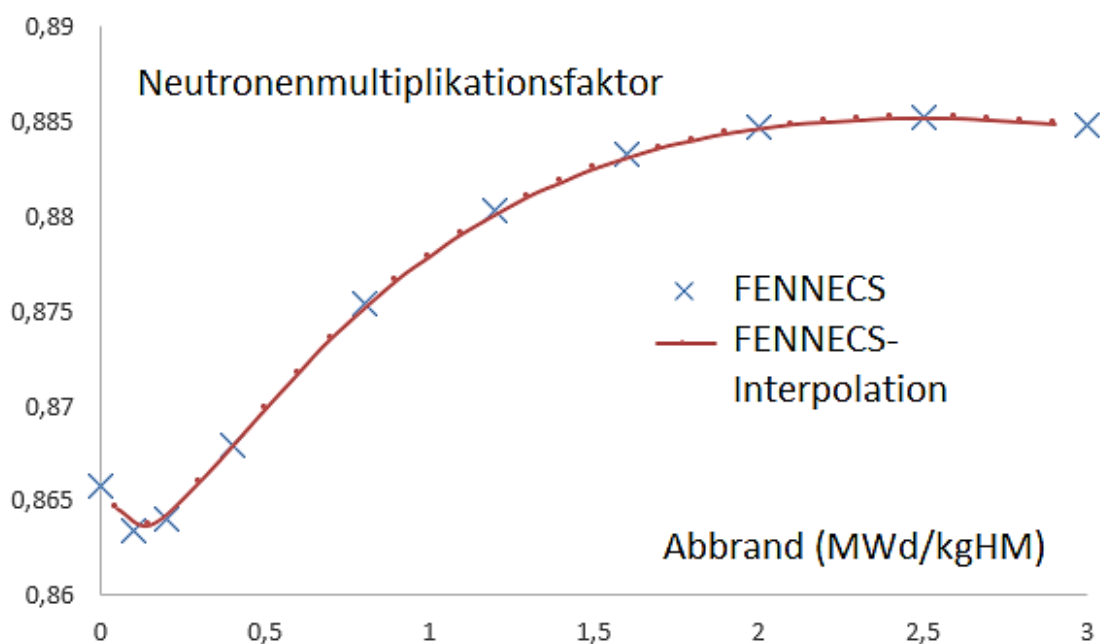


Abb. 3.20 Neutronenmultiplikationsfaktor als Funktion des Abbrandes bei einem WWER-1000 Brennelement mit 1,3 % Urananreicherung

3.4.4 Status der Arbeiten

Das ursprüngliche Ziel, die gekoppelten Codesysteme ATHLET/BIPR-WWER und ATHLET/FENNECS auf der Basis des Rostov-2 Benchmarks zu vergleichen, basierte auf der Annahme, dass NRC KI eine Transiente im Rostov-2 Frischkern modelliert und die Ergebnisse sowie die Modellbeschreibung der GRS zur Verfügung stellt. Durch die Verzögerungen bei der Spezifizierung des Rostov-2 Benchmarks zur Erstellung eines gekoppelten Modells wurde anstatt dessen bisher nur der Vergleich zwischen BIPR-WWER und FENNECS durchgeführt. Die festgestellten Unterschiede sind möglicherweise auf unterschiedliche Wirkungsquerschnitt Datensätze zurückzuführen. Insgesamt wurde gezeigt, dass der Code FENNECS zur Modellierung größerer LWR-Systeme angewendet werden kann.

Eine Fortführung der gemeinsamen Arbeiten ist aufgrund des Russland-Ukraine-Kriegs nicht absehbar. Die Entwicklung zur Interpolierung von abbrandabhängigen Wirkungsquerschnitten bietet der GRS hingegen in Zukunft die Möglichkeit, die Kopplung ATHLET/FENNECS direkt an den Daten von Rostov-2 Benchmark zu verifizieren, sowie in weiteren Anwendungsfällen einzusetzen.

4 Containmentmodelle für WWER-1200-Anlagen

4.1 Zielsetzung und Überblick

Ziel dieses Arbeitspunktes ist die Verbesserung der Simulationsmöglichkeiten von Gebäudekondensatoren und Kernfängern in WWER-1200-Anlagen mit dem Rechencode AC²/COCOSYS.

Die Modellierung eines generischen WWER-1200-Gebäudekondensators in COCOSYS wird durch die Anbindung erweiterter Wärmeübergangsmodelle und durch Ausweitung der containmentseitigen Diskretisierungsmöglichkeiten verbessert.

Darüber hinaus wird die Aussagefähigkeit des Kernfängermodells (*core catcher*) in COCOSYS durch Vergleiche mit detaillierteren Daten, basierend auf existierenden, russischen Rechnungen mit einem Referenzcode abgesichert und durch einzelne benötigte Erweiterungen zur Berücksichtigung relevanter WWER-1200-spezifischer Details verbessert.

Überblick

Eine Literaturstudie über neue Entwicklungen in der Modellierung von Gebäudekondensatoren in russischen Organisationen wurde durchgeführt. Unter Berücksichtigung aktueller Studien wurde ein Vorschlag für die Zusammenarbeit zwischen der GRS und VNIPIET formuliert. Der Vorschlag ist auf Vergleichsanalysen zur Validierung von Modellen für Gebäudekondensatoren in COCOSYS und KUPOL-M fokussiert. Die großskalige Versuchsanlage *KMS-Stand* bei NITI eignet sich als Basisgeometrie.

Im Rahmen dieses Arbeitspunktes wurde mit dem Aufbau einer wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Kooperationspartnern aus russischen Organisationen in Bezug auf die Modellierung und Anwendung des Kernfänger-Modells einer WWER-1200-Anlage begonnen. Im Berichtszeitraum wurden die ersten Kontakte zu russischen Kollegen aus der Russischen Akademie der Wissenschaften (IBRAE) aufgenommen. In der Diskussion stellte sich heraus, dass die russischen Kollegen an einer Zusammenarbeit mit der GRS sehr interessiert sind. Demzufolge wurden seitens der GRS konkrete Vorschläge mit wissenschaftlichen Aspekten hinsichtlich der Anwendung des Kernfängers für WWER-1200 formuliert und an IBRAE übersendet. Dazu gehörte unter anderem das Thema *Modellierungsmethoden*, welches zurzeit von besonderem Interesse für die

Kollegen von IBRAE ist. Die von der GRS vorgelegten Vorschläge wurden von IBRAE akzeptiert.

Im nächsten Schritt sollte seitens der GRS ein offizielles Schreiben mit einer detaillierten Beschreibung der vorgeschlagenen Aspekte der Zusammenarbeit mit IBRAE an ROSATOM zugesendet werden.

Parallel zu diesen Aktivitäten wurde seitens der GRS die erste Pilotrechnung unter Anwendung des Kernfänger-Modells in COCOSYS durchgeführt. Zu diesem Zwecke wurden generische Daten, wie für einen Kernfänger im WWER-1200, aus verfügbarer offener Literatur verwendet. Zusammenfassend wurde festgestellt, dass die unter Nutzung von generischen Anfangs- und Randbedingungen erzielten Ergebnisse als realistisch eingeschätzt werden können. Basierend auf den Ergebnissen der Pilotrechnung wurden offene Fragen bezüglich des aktuellen Stands des Kernfänger-Modells gesammelt. Diese sollen in einer internen Diskussion mit dem Hauptentwickler des Modells geklärt werden.

Der vorbereitete Vorschlag für die Zusammenarbeit zwischen der GRS und VNIPIET für die gegenseitige Validierung von COCOSYS und KUPOL-M, wurde im Rahmen des BMWi-Rosatom-Treffens 2021 diskutiert. Nach diesem Treffen wurden relevante russische Organisationen mit einem Vorschlag für eine Zusammenarbeit zum Thema *Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung* angeschrieben.

Ein an einem WWER-1200 orientierter generischer COCOSYS-Datensatz mit generischem Gebäudekondensator mit senkrechten Wärmetauscherrohren wurde erstellt. Die Wärmeübergangsmodelle für senkrechte Kondensationsrohre wurden im detaillierten COCOSYS-Gebäudekondensator-Modell angepasst. Insbesondere wurden die Modelle für Wärmeaustausch zwischen den senkrechten Rohren oder in einem Rohrbündel für gesättigte Dampfatmosphäre erweitert. Die Berechnung der charakteristischen Länge wurde für senkrechte Strukturen erweitert. Die numerische Stabilität von den neu implementierten Modellansätzen wurde in dem generischen COCOSYS Datensatz überprüft. Eine detaillierte Darstellung dieser Arbeiten ist in Kap. 4.2 gegeben.

Als Antwort auf den ersten fachlichen Kontakt zum Thema *Core Catcher* zwischen der GRS und den russischen Experten hatte zunächst das Kurtschatow-Institut Interesse an dem Thema bestätigt. Von russischer Seite sollte die Zusammenarbeit hierzu von OKB Hidropress weiter koordiniert werden. Als erster konkreter Schritt wurde durch die GRS

ein eintägiges Seminar für einen ersten Informationsaustausch zum Stand der Modelle in den betreffenden Rechencodes (AC²/COCOSYS auf Seite der GRS und SOKRAT/HEFEST auf russischer Seite) und zur weiteren Koordinierung der Arbeiten geplant. Dieses Treffen sollte, vor dem Hintergrund von bestehenden Reisebeschränkungen wegen COVID-19, in Form einer Videokonferenz stattfinden. Die geplante Agenda beinhaltete einen Punkt zur Besprechung der weiteren Zusammenarbeit und einen Punkt für einen ersten fachlichen Austausch zur Core Catcher-Modellierung. Zu beiden Punkten wurden Vorträge durch die GRS vorbereitet (*GRS proposal for scientific and technical cooperation on WWER-1200 core catcher modelling, Present status of the core catcher model development in the AC2/COCOSYS code*). Jedoch kam das für Dezember 2021 geplante Treffen, mit OKB Hidropress und Kurtschatow-Institut aufgrund von ungeklärten Sicherheitsfragen auf russischer Seite zur Teilnahme an der Videokonferenz, kurzfristig nicht zustande.

Parallel dazu wurde weiter daran gearbeitet, den generischen COCOSYS-Datensatz zur Simulation der Vorgänge in einem WWER-1200-Kernfänger, auf der Basis für die GRS zugänglichen Daten zu verfeinern und die Modellierung in Bezug auf die Plausibilität der erzielten Simulationsergebnisse zu verbessern. Im Fokus dabei standen Verfeinerungen im Datensatz für die Geometriedaten des Inventars an Opfermaterial (*sacrificial material*) im Kernfänger. Diese Verfeinerungen betreffen,

- i) die Anfangskontur zwischen Leerraum und Opfermaterial im tiegelförmigen Kernfänger und
- ii) die lokale Variation der Zusammensetzung von Opfermaterial im Kernfänger in Form unterschiedlicher geometrischer Blöcke sowie die Gesamtmasse des Opfermaterials.

Es wurde bemerkt, dass sowohl Änderungen in den Anfangs-/Randbedingungen bei der geometrischen Verteilung von Opferbeton als auch bestimmte numerische Modellparameter Einfluss auf relevante Ergebnisgrößen (z. B. die Wasserstofffreisetzung im Kernfänger) haben.

Mit dem so erweiterten Datensatz wurden Rechnungen durchgeführt und ausgewertet. Dabei wurde erprobt, ob eine qualitative wie quantitative Vergleichbarkeit mit bekannten Rechenergebnissen des russischen Rechenprogramms SOKRAT/HEFEST erzielt werden kann. Bei diesen Untersuchungen ist ein Modellparameter ins Blickfeld gerückt, der den Zeitpunkt der Schichtung der Schmelze im Kernfänger triggert. Es handelt sich um

die kritische, auf die Freisetzungsfläche bezogene Gasgeschwindigkeit $v_{\text{gas,crit}}$ im Schmelzepool. Gas strömt durch die Schmelze, sofern es als Produkt der Zerstörung des Opfermaterials im Kernfänger gebildet wird (z. B. Wasserdampf bei der Zerstörung von Beton). Sobald die errechnete Gasgeschwindigkeit unter diese Geschwindigkeit fällt, wird eine Schichtungsbildung im Kernfänger simuliert. In der Literatur werden dafür Modellparameter empfohlen, die quantitativ nur an speziellen Versuchen mit Wasser/Gas überprüft wurden; $v_{\text{gas,crit}} = 0,054 \text{ m/s}$. Für eigene Nachrechnungen mit COCOSYS von Experimenten mit Schmelzen (zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung, MCCI), in denen eine Schichtungsbildung beobachtet wurde, müssen demgegenüber erhöhte Gasgeschwindigkeiten $v_{\text{gas,crit}} = 1 \text{ m/s}$ angesetzt werden, um Schichtungen in der Rechnung zu simulieren. Unter Verwendung dieses Wertes sind mit COCOSYS in Bezug auf die Ausbildung der langfristigen Schichtung (verdünnte Oxidschicht über der am Boden liegenden Metallschicht) vergleichbare Rechenergebnisse mit dem Code SOKRAT/HEFEST erzielt worden. Eine detaillierte Darstellung dieser Arbeiten ist in Kap. 4.3 gegeben.

4.2 Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung

4.2.1 Hintergrund

Gebäudekondensatoren sind wichtige passive Wärmeabfuhrsysteme, die den Druckanstieg im Sicherheitsbehälter während eines Unfalls durch zusätzliche Wärmeabfuhr aus dem Containment begrenzen. Der generische Aufbau eines Gebäudekondensators ist in Abb. 4.1 dargestellt. Ein typischer Gebäudekondensator besteht aus Wärmeaustauschrohren (Kondensationsrohren) im Containment, Wasserpools außerhalb des Sicherheitsbehälters und Vor- und Rücklaufleitungen mit entsprechenden Absperrarmaturen, die die Kondensationsrohre mit den Wasserpools verbinden. Während eines Unfalls kondensiert Wasserdampf im Containment auf den Wärmeaustauschrohren. Das führt zum Aufheizen der Wärmeaustauschrohre und des Wassers innerhalb der Kondensationsrohre. Dieses Wasser kann Siedebedingungen erreichen. Das aufgeheizte Wasser-Wasserdampf-Gemisch steigt aufgrund von Naturumlauf (Dichteunterschiede) in den Wasserpool auf, wird abgekühlt und fließt über das Vorlaufrohr zurück in den Kondensator.

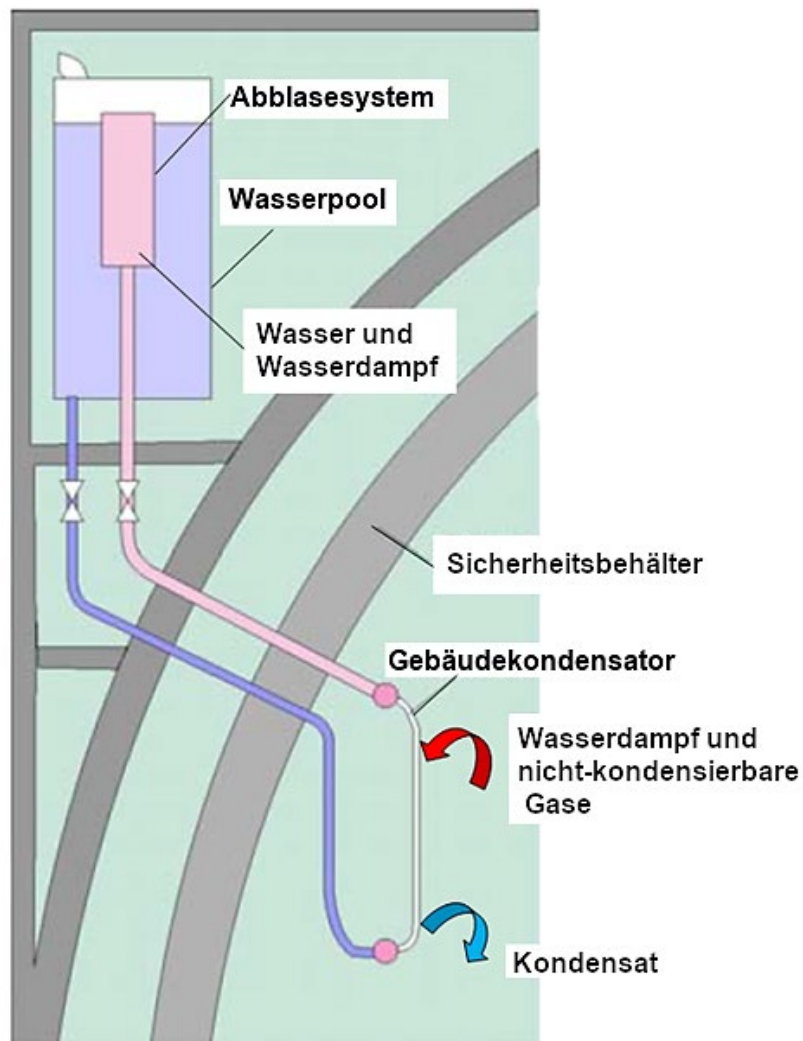


Abb. 4.1 Skizze eines Gebäudekondensators nach /ARN 21/

In WWER-1200-Containments sind Gebäudekondensatoren mit senkrecht angeordneten Wärmeaustauschrohren eingebaut. Diese sind in Abb. 4.2 und Abb. 4.3 dargestellt.

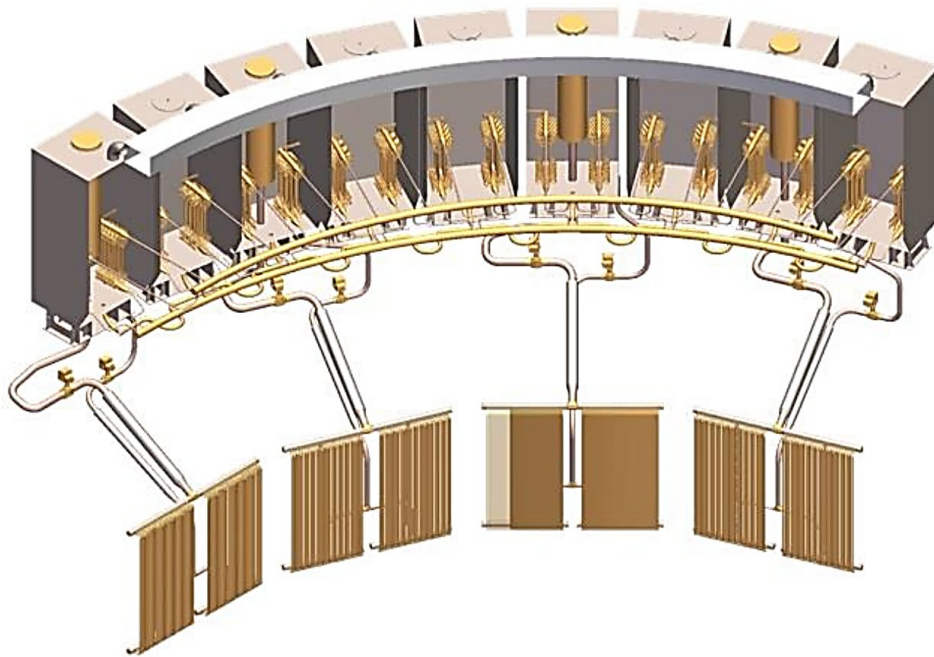


Abb. 4.2 Gebäudekondensatoren im WWER-1200 nach /ALL 17/

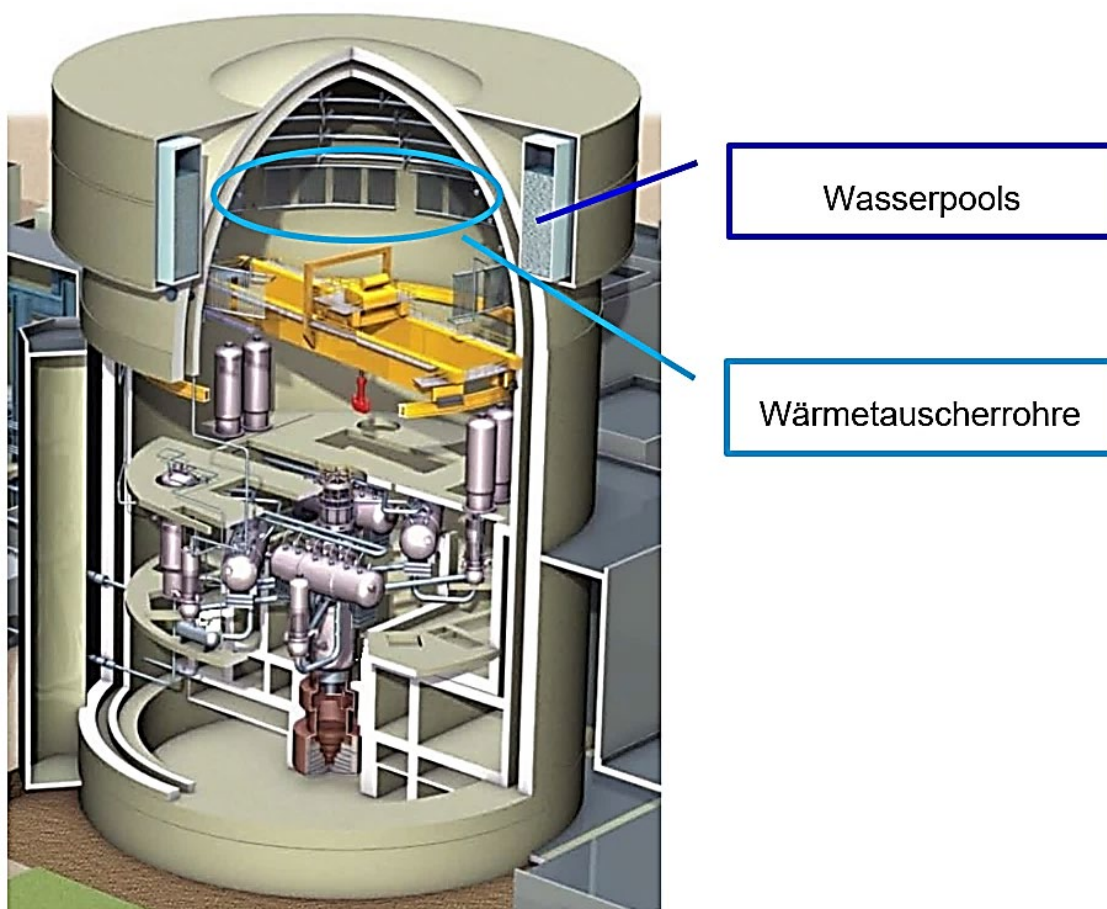


Abb. 4.3 Skizze eines WWER-1200-Containments nach /ALL 17/

Die Entwicklung von Modellen für Gebäudekondensatoren im Code COCOSYS als Teil des AC² Programmpaketes /GRS 20/ wurde primär auf das deutsche Kernkraftwerkskonzept KERENA (früher auch SWR-1000 genannt) fokussiert. In diesem Konzept sind die Wärmetauscherrohre im Containment horizontal oder nahezu horizontal (mit Neigung weniger als 30°) geplant. Deswegen wurden bisher nur Wärmeübergangsmodelle für horizontale oder nahezu horizontale Wärmetauscherrohre für COCOSYS entwickelt. Eine Erweiterung dieser Modelle für senkrechte Wärmetauscherrohre wurde im Rahmen dieses Arbeitspunktes durchgeführt, um die Simulation von WWER-1200-Gebäudekondensatoren mit senkrechten Wärmeaustauschrohren zu verbessern.

4.2.2 Notwendige Modellerweiterungen

Zunächst wurden die Anwendungsbereiche der aktuellen physikalischen Modelle im Modell GEKO_MOD /ARN 21/ für Gebäudekondensatoren in COCOSYS untersucht, und dabei zwei für WWER-1200 notwendige Modellerweiterungen identifiziert.

Die Wärmeübergangskorrelationen zwischen den Gebäudekondensator-Rohren und der Containment- bzw. Reaktorgebäude-Atmosphäre berücksichtigen drei mögliche atmosphärische Zustände:

- Atmosphäre bestehend aus nicht-kondensierbaren Gasen
- Atmosphäre bestehend aus Wasserdampf und nicht-kondensierbaren Gasen
- Atmosphäre bestehend aus reinem Wasserdampf

Dementsprechend werden in COCOSYS drei verschiedene Korrelationen für diese Fälle angewendet. Die Korrelationen für aus reinem Wasserdampf bestehender Atmosphäre sind für senkrechte Rohre nicht gültig und benötigen eine Modellerweiterung.

Für Atmosphäre, die aus nicht-kondensierbaren Gasen oder einem Gemisch dieser mit Wasserdampf besteht, werden Kennzahlen berechnet, um die Wärmeübergangskoeffizienten zu berechnen. Für die Berechnung der Grashof-Kennzahl wird eine charakteristische Länge benötigt. Bisher wurde als charakteristische Länge der Rohrdurchmesser verwendet. Das ist für horizontale oder nahezu horizontale Rohre korrekt. In diesen Fällen ist eine Atmosphärenströmung, um die Kondensationsrohre zu erwarten. Für senkrechte Kondensationsrohre ist allerdings eine Strömung entlang der Rohre zu erwarten.

Daher muss die charakteristische Länge für senkrechte Kondensationsrohre angepasst werden.

4.2.3 Durchgeführte Modellerweiterungen

Die Berechnung des Wärmeübergangskoeffizienten α wurde für den Fall einer mit Wasserdampf gesättigten Atmosphäre erweitert. Hierbei wird jetzt zwischen horizontalen und senkrechten Strukturen unterschieden, und für senkrechte Kondensationsrohre wurde das folgende Modell von /ALL 17/ in das GEKO_MOD Modell von COCOSYS implementiert:

$$\alpha = 0,943 \left(\frac{\rho_{Film}(\rho_{Film} - \rho_{Gas})g\Delta h\lambda_{Film}^3}{\eta_{Film}(T_0 - T_{Fl})H} \right)^{\frac{1}{4}} \quad (4.1)$$

ρ_{Film}	Dichte des Wasserfilms auf den Kondensationsrohren $\left[\frac{kg}{m^3}\right]$
ρ_{Gas}	Dichte des Wasserdampfes $\left[\frac{kg}{m^3}\right]$
g	Erdbeschleunigung $\left[\frac{m}{s^2}\right]$
Δh	Verdampfungsenthalpie $\left[\frac{J}{kg}\right]$
λ_{Film}	Wärmeleitfähigkeit des Wasserfilms $\left[\frac{W}{m \cdot K}\right]$
η_{Film}	Dynamische Viskosität des Wasserfilms $\left[\frac{kg}{m \cdot s}\right]$
T_0	Temperatur des Wasserdampfes $[K]$
T_{Fl}	Temperatur der Oberfläche des Kondensationsrohres $[K]$
H	Länge eines Kondensationsrohres $[m]$

Dieses Modell basiert auf der Nusselt'schen Wasserhauttheorie. Die Anpassung dieser Theorie auf senkrechte Rohre ist in /ALL 17/ detailliert beschrieben.

Für eine Atmosphäre die nur aus nicht-kondensierbaren Gasen besteht, oder für ein Gemisch aus Wasserdampf und nicht-kondensierbaren Gasen, wurde die Berechnung der charakteristischen Längen im GEKO_MOD-Modell erweitert. Es wurde auch hier eine Unterscheidung zwischen horizontalen und senkrechten Wärmetauscherrohren eingeführt. Für Rohre mit einer Neigung von mehr als 30° wird die Länge des Kondensationsrohres als charakteristische Länge verwendet. Diese Modellierung entspricht den Empfehlungen in /VDI 13/.

4.2.4 Modellverifikation

Für die Verifikation der Modellerweiterungen wurde ein COCOSYS-Datensatz für eine auf einem WWER-1200 basierende Modellgeometrie erstellt, die in Abb. 4.4 dargestellt ist. Die Volumina des Containments, die Flächen und Wärmekapazitäten von Betonstrukturen und Stahlstrukturen stellen eine Näherung der entsprechenden Werte eines WWER-1200-Konzeptes dar. Die Gebäudekondensatoren sind, soweit entsprechende Daten der GRS verfügbar sind, exakt abgebildet. Das Containment ist in elf Zonen modelliert – Zonen C11 bis C62, in schwarz abgebildet. Die drei äußeren Wasserpools, in blau abgebildet, sind jeweils mit zwei Zonen übereinander dargestellt. Die Gebäudekondensatoren sind in rot eingezeichnet.

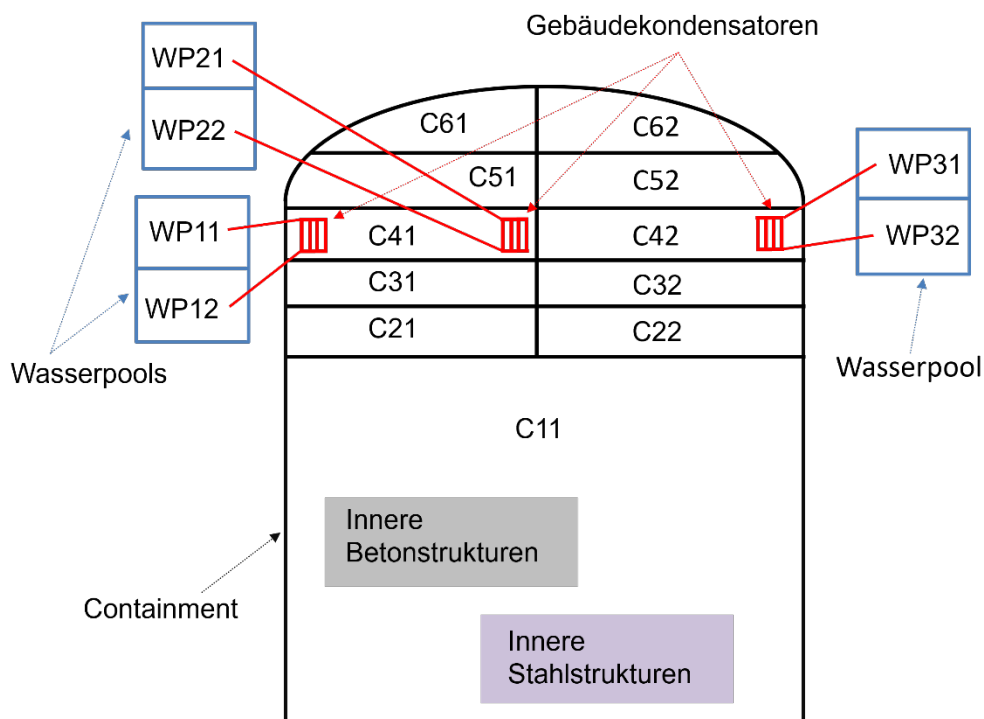


Abb. 4.4 COCOSYS-Nodalisierung für eine an WWER-1200 orientierte Modellgeometrie

In den Simulationen wird Wasserdampf in der untersten COCOSYS-Zone eingespeist, um ein großes Leck im Primärkühlkreislauf zu modellieren. Verschiedene Einspeiseraten sind untersucht worden. Ein Vergleich der berechneten Wärmeübergangskoeffizienten auf der Containment-Seite der Gebäudekondensatoren von Simulationen mit und ohne der Modellerweiterung ist in Abb. 4.5 visualisiert. Der berechnete Wärmefluss (Kühlleistung) durch einen der Gebäudekondensatoren ist in Abb. 4.6 dargestellt.

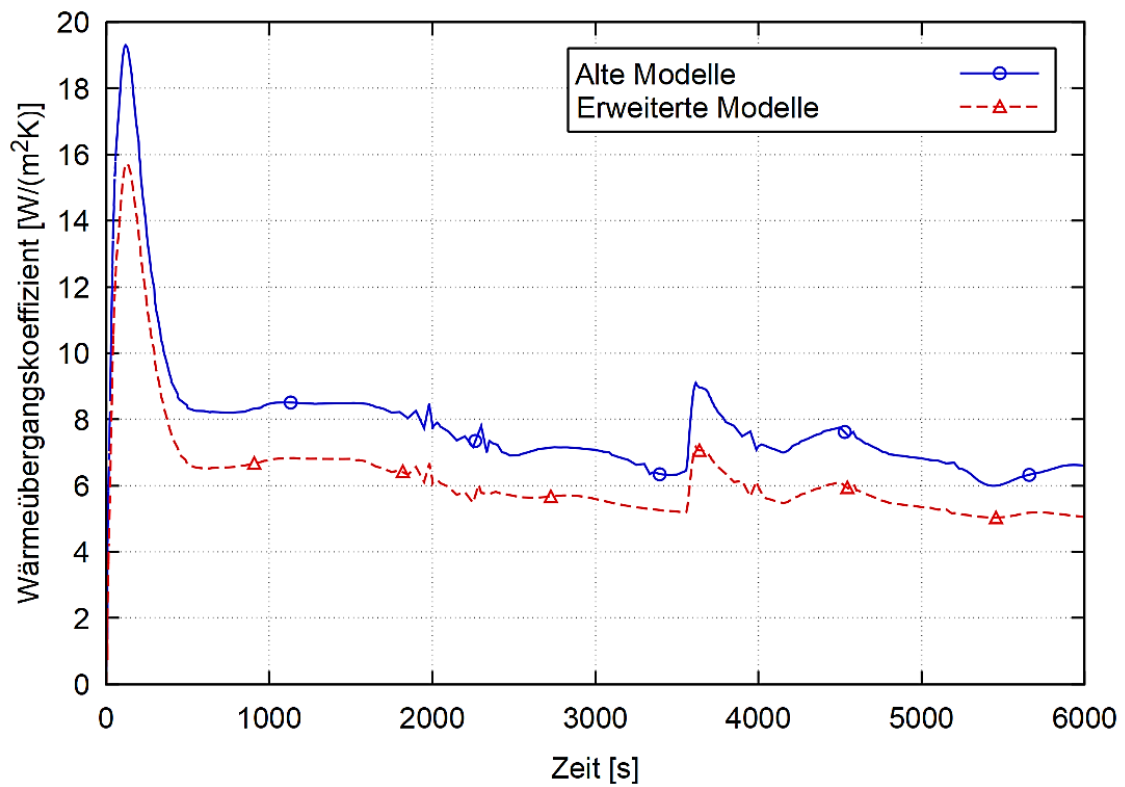


Abb. 4.5 Wärmeübergangskoeffizient zwischen der Containment-Zone und einem Gebäudekondensator

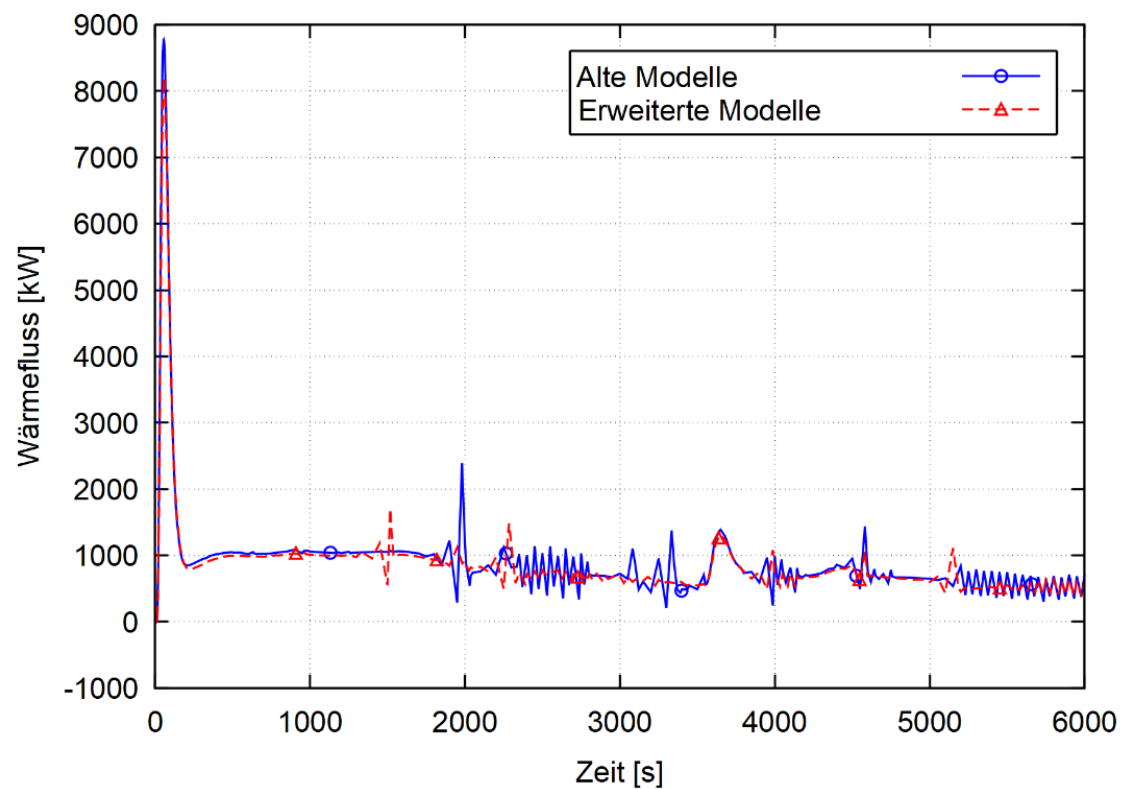


Abb. 4.6 Wärmefluss durch einen Gebäudekondensator

Obwohl der Wärmeübergangskoeffizient auf der Seite des Containments unter Anwendung der Modellerweiterung um bis zu 25 % niedriger berechnet wird, sind die Unterschiede im Wärmefluss nicht gravierend. Der Wärmefluss hängt auch von den Bedingungen im Wasserpool ab. Mit einem etwas langsameren Wärmeaustausch über einen gewissen Zeitraum steigt der Temperaturunterschied zwischen der Atmosphäre im Containment und dem äußeren Wasserpool. Dieser größere Temperaturunterschied führt wiederum zu erhöhtem Wärmeaustausch. Damit wird die integrale Wärmeabfuhr durch den Gebäudekondensator mit den durchgeführten Modellerweiterungen nicht gravierend beeinflusst. Allerdings führen die Modellierungserweiterungen zur genaueren Berechnung der Temperaturen im Containment und im Wasserpool. In Abb. 4.7 ist der Unterschied in der simulierten Wasserpooltemperatur vor und nach den Modellerweiterungen visualisiert.

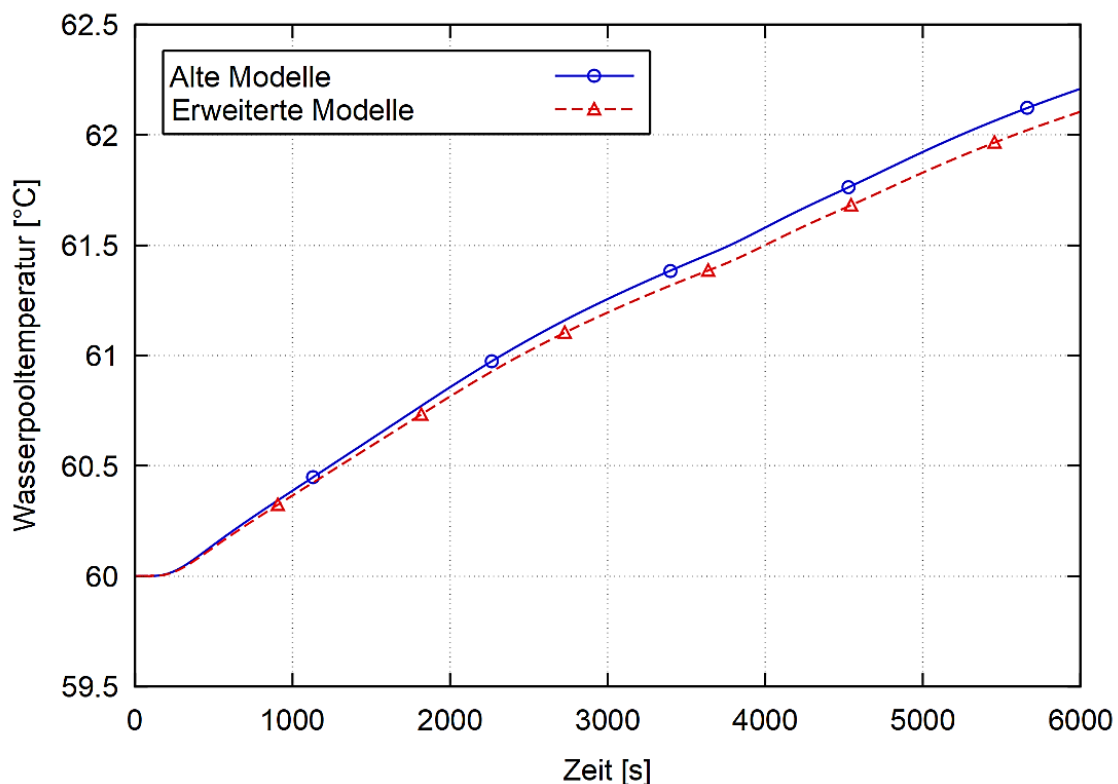


Abb. 4.7 Wasserpooltemperatur eines Gebäudekondensators

Die numerische Stabilität konnte mit der Modellerweiterung etwas verbessert werden. Allerdings treten die meisten Instabilitäten in der Simulation aufgrund einer hohen Dynamik in den Kondensationsrohren auf. Wenn sich Temperatur und Druck in den Kondensationsrohren oberhalb der Sättigungsgrenze befinden, sind mehrere Strömungsprofile möglich. Im Gegensatz zu horizontalen Rohren werden bei senkrechten Rohren sehr oft

Regimewechsel berechnet. Weitere Untersuchungen dieses Verhaltens sind im Rahmen einer Modellvalidierung anvisiert worden.

4.2.5 Modellvalidierung

Die Validierung der durchgeführten Modellerweiterungen sollte teilweise durch eine Zusammenarbeit mit russischen Partnern erfolgen. Es wurde eine Literaturstudie über neue Entwicklungen in der Modellierung von Gebäudekondensatoren bei russischen Organisationen durchgeführt und unter Berücksichtigung neuester Studien, wurde ein Vorschlag für eine Zusammenarbeit zwischen der GRS und VNIPIET formuliert. Der Vorschlag zielte auf eine gegenseitige Validierung von Modellen für Gebäudekondensatoren in den Rechenprogrammen COCOSYS und KUPOL-M /EFA 04/ ab. Eine relevante Versuchsanlage bei NITI – die Großanlage KMS (/NITI 12/, /VAS 14/, /NITI 22/) – wurde als Basisgeometrie vorgeschlagen. Der vorbereitete Vorschlag für die Zusammenarbeit zwischen der GRS und VNIPIET, für eine gegenseitige Validierung von COCOSYS und KUPOL-M, wurde im Rahmen eines BMWi-Rosatom-Treffens im Jahr 2021 diskutiert. Nach diesem Treffen wurde seitens Rosatom vorgeschlagen, relevante russische Organisationen mit einem Vorschlag für eine Zusammenarbeit zum Thema *Verbesserung der Gebäudekondensator-Modellierung* anzuschreiben.

Wie im Kap. 4.2.4 *Modellverifikation* erläutert, wurde ein an einen WWER-1200 angelehnter, generischer COCOSYS-Datensatz mit Gebäudekondensator und senkrechten Wärmetauscherrohren erstellt. Diese Geometrie kann zukünftig für eine Validierung gegenüber alternativen Rechenprogrammen verwendet werden.

4.2.6 Schlussbemerkung

Der von der GRS an VNIPIET gerichtete Vorschlag zur Zusammenarbeit wurde nicht aufgegriffen, sodass letztendlich keine Besprechung mit russischer Beteiligung stattgefunden hat. Der hier dokumentierte Stand könnte zu gegebener Zeit Basis für die Wiederaufnahme der geplanten Aktivitäten sein.

4.3 Absicherung des Anwendungsbereiches für das Kernfängermodell

Im Rahmen des Vorhabens RS1561 /SPE 21/ war ein verallgemeinertes Modell zur Berücksichtigung der Rückhaltung von Schmelze in einem Kernfänger (*Core Catcher*) in COCOSYS integriert worden. Dieses Modell ermöglicht prinzipiell eine breite

Anwendung, sowohl z. B. für den großflächigen Kernfänger beim EPR, wie auch für den vergleichsweise engen, tiegelähnlichen Kernfänger in russischen Anlagen z. B. beim WWER-1200. Es setzt spezielle Vereinfachungen an, um eine ausgewogene Modelltiefe im Vergleich mit anderen Modellen für COCOSYS bereitzustellen.

Die Vereinfachungen bestehen u. a. in den Annahmen, dass die Zerstörung des Opfermaterials als ein Aufschmelzen beschrieben werden kann, sowie dass ein Wärmeübergang von der Schmelze an die Strukturen des Behälters erst dann einsetzt, wenn das Opfermaterial lokal zerstört ist und die Schmelze direkt mit dem Behälter in Kontakt kommt. Für die Prognose der Wärmeübergänge zwischen Schmelze und Opfermaterial bzw. zwischen Schmelze und Behälter gibt es noch Unsicherheiten; aus diesem Grund kann der Nutzer empirische Wärmeübergangskoeffizienten vorgeben. Mit diesem Modell ist COCOSYS in der Lage, bei Unfallszenarien in Anlagen der Generation-III+ mit Eintritt der Schmelze in einen Kernfänger, den Zustand der Schmelze während der Konditionierungsphase im Kernfänger sowie die Auswirkung auf die Thermohydraulik im Containment annähernd zu beschreiben. Im Projekt RS1561 war eine erste, auf Reaktormaßstab skalierte Erprobung des Modells, in Anwendung auf einen mit generischen Daten modellierten Kernfänger mit Ähnlichkeiten zu einem WWER-1200-Design, durchgeführt worden.

Ausgehend von dieser ersten Erprobung wurden in dem hier vorliegenden Projekt, so weit wie möglich, detailliertere Kenntnisse von typischen Anfangs- und Randbedingungen für die Vorgänge in einem Kernfänger in WWER-1200-Anlagen für die Verbesserung des COCOSYS-Datensatzes herangezogen und umgesetzt, sowie die mit COCOSYS erzielten Ergebnisse mit Ergebnissen von anderen bekannten Simulationen mit dem russischen Code SOKRAT/HEFEST verglichen.

Die detaillierten Ergebnisse dieser Arbeit sind in einer Technischen Notiz /BAK 22/ ausführlich dargestellt und werden nachfolgend zusammengefasst.

Für mögliche Verbesserungen des COCOSYS-Datensatzes müssen grundlegende Unsicherheiten im Kenntnisstand sowie Vereinfachungen und Annahmen im Kernfängermodell von COCOSYS beachtet werden. In COCOSYS sind folgende Modellannahmen von Bedeutung:

- Die Zerstörung des Opfermaterials (*sacrificial material*) im Kernfänger wird im COCOSYS-Modell auf einen Wärmeübergang zwischen Schmelze und Opfermaterial zurückgeführt. Die bei einer angenommenen Zerstörungstemperatur (*decomposition temperature*) des Opfermaterials von T_{dec} übertragene Wärme wird mittels einer Zerstörungsenthalpie und einer angesetzten Dichte des Opfermaterials in ein verflüssigtes Volumen umgerechnet und es wird die Kontur zwischen Schmelze und intaktem Opfermaterial axialsymmetrisch in 2D verfolgt.
- In COCOSYS wird das Opfermaterial als ein zusammenhängendes, kompaktes axialsymmetrisches Volumen zwischen Schmelze und Kernfängerbehälter modelliert. Beim WWER-1200 ist die wirkliche Struktur des Opfermaterials komplex mit offenen Bereichen, Ritzen und Spalten, in die die Schmelze eindringen kann. Die tatsächlich größere Kontaktfläche zwischen Schmelze und Opfermaterial im Design des WWER-1200 soll in der Rechnung durch einen virtuellen Skalierungsfaktor > 1 im Modell kompensiert werden, der im Verlauf der Zerstörung des Opfermaterials auf 1 zurückgeführt wird.
- Die verflüssigten Materialien werden zusammen mit der Kernschmelze bilanziert und können miteinander chemisch reagieren. Auf diese Weise werden alle relevanten Reaktionen zwischen Kernschmelze und Opfermaterial berücksichtigt.
- Der Wärmeübergangskoeffizient (*heat transfer coefficient*, HTC) zwischen Schmelze und Opfermaterial wird im Datensatz als mittlerer, vom Neigungswinkel der Kontur abhängiger Wert h_{MCCI} vorgegeben, der zeitlich als konstant angenommen wird. Sofern das verwendete Opfermaterial einen Materialcharakter wie Beton hat (wie z. B. beim EPR) können ähnliche Werte wie für die Simulation von MCCI vermutet werden. Für andere Opfermaterial-Typen wie beim WWER-1200 gibt es Unsicherheiten.
- Wenn das Opfermaterial vollständig zerstört ist, wird ein direkter Kontakt der Schmelze mit der Struktur des Kernfängerbehälters, hier Stahl, angenommen. Der Wärmeübergang muss im Code anders dargestellt werden als der zwischen Kernschmelze und Opfermaterial. Hierfür kann der Nutzer einen ebenso über den Zeitraum als konstant angesetzten HTC vorgeben: h_{cc} .

Der Kernfängerbehälter kann dabei in Unterstrukturen unterteilt werden, sodass für jede Struktur individuelle Werte vorgegeben werden können. Für das Ansetzen dieses Wärmeübergangs gibt es ebenso Unsicherheiten.

- Die Wärmebelastung des Kernfängerbehälters (Stahlstrukturen) setzt im Modell erst dann ein, wenn ein direkter Kontakt zwischen Schmelze und Behälter hergestellt ist, d. h., wenn lokal das Opfermaterial als Puffer zwischen Schmelze und Behälter zerstört ist.
- Auf der mit Wasser gekühlten Seite des Kernfängerbehälters werden Wärmeübergangskorrelationen für freie Konvektion bzw. Behältersieden verwendet.

Alle bestehenden Unsicherheiten bzw. Vereinfachungen im COCOSYS-Modell führen zu Unsicherheiten bei der Prognose von relevanten Größen, z. B. der Schmelzetemperatur im Kernfänger. Dies sind z. B. Daten zur Kontaktfläche zwischen Schmelze und Opfermaterial oder zum Ansatz für die Wärmeübergänge zwischen Schmelze und Opfermaterial (h_{MCCI}) bzw. zwischen Schmelze und Behälter (h_{cc}). Durch den angestrebten fachlichen Austausch zwischen der GRS und russischen Experten für den Code SOKRAT/HEFEST sollten Unsicherheiten reduziert werden. Jedoch kam das für Ende des Jahres 2021 geplante Treffen mit OKB Hidropress und Kurtschatow-Institut aufgrund von ungeklärten Sicherheitsfragen auf russischer Seite zur Teilnahme an der Videokonferenz nicht zustande.

Daher wurden so weit wie möglich der GRS zugängliche Informationen verwendet, um die Vorgabe von Anfangs- und Randbedingungen in COCOSYS-Datensätzen realistischer im Hinblick auf WWER-1200-Anlagen zu gestalten und die Anwendung des Kernfängermodells auf WWER-1200 auf der Basis verfügbarer Informationen abzusichern.

Im Unterschied zu der rein generischen Erprobung des Modells für tiegelähnliche Kernfänger im Projekt RS 1561 wurde hier das Kernfängermodell im Rahmen eines vereinfachten COCOSYS-Datensatzes für WWER-1200 angewandt. Dieser Datensatz umfasst insgesamt fünf Modellzonen für den Sicherheitsbehälter (siehe auch Abb. 4.8.). Zone R1 modelliert die Betongrube des Kernfängers, der sich unterhalb des Reaktor-druckbehälters befindet. Zone R2 modelliert den Behälter des Kernfängers, in dem sich die aus dem RDB ausgetretene Schmelze sammelt und die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Opfermaterial stattfindet. Zone R4 und Zone R5 modellieren den im Sicherheitsbehälter befindlichen Havarieborbehälter (Sumpf), durch den eine passive Flutung der Betongrube sowie eine langfristige externe Kühlung des Kernfängers gewährleistet wird. Die passive Flutung erfolgt durch das Öffnen von zwei motorbetätigten Armaturen, was eine schwerkraftbedingte Wassereinspeisung aus dem Havarieborbehälter ermöglicht. Die restlichen Anlagenräume, einschließlich der Kuppel des

Sicherheitsbehälters, sind mit einer großen Einzelzone (R6) modelliert, wobei das gesamte freie Volumen von etwa 75.000 m³ berücksichtigt wird.

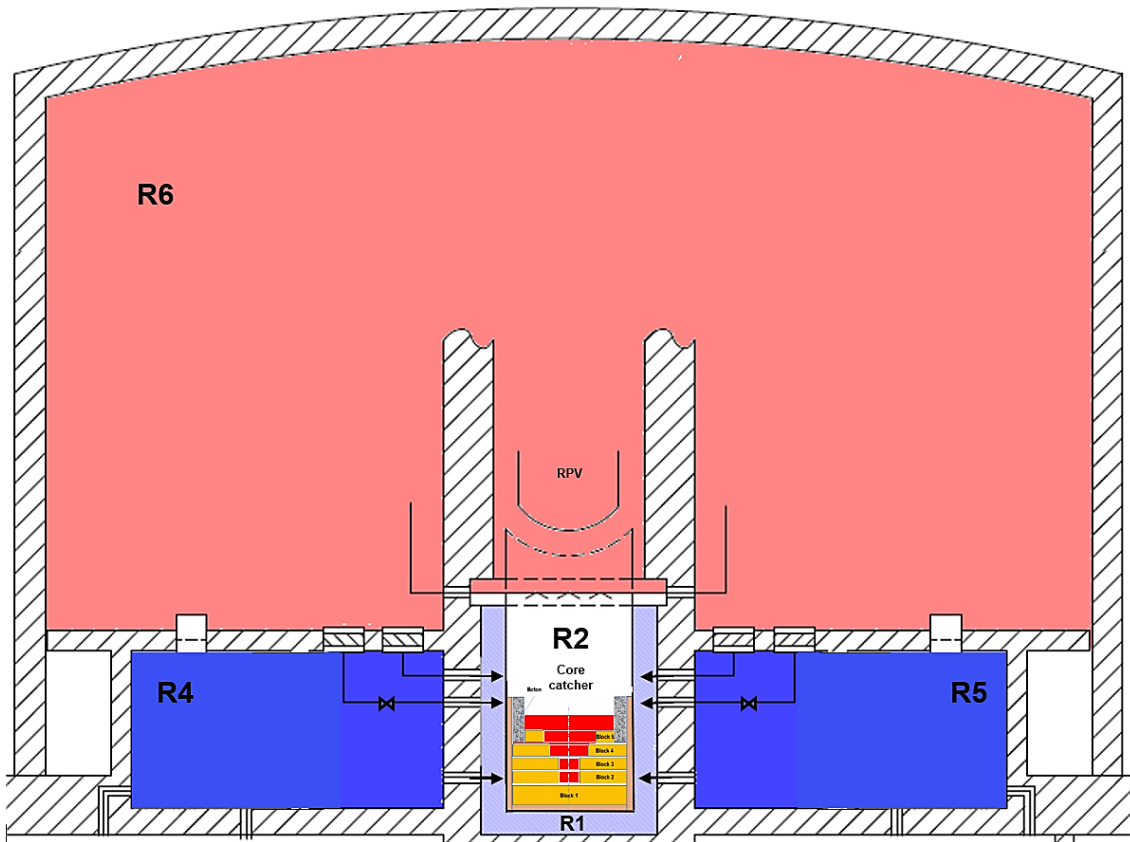


Abb. 4.8 Vereinfachtes COCOSYS-Modell eines WWER-1200 Containments, mit Kernfänger in Zonen R1, R2

Ferner wurden insbesondere in der detaillierten Vorgabe der geometrischen Anordnung und Zusammensetzung von einzelnen Opfermaterial-Blöcken im Kernfänger Fortschritte erzielt. Im Design können fünf Opfermaterial-Blöcke und ein Beton-Block (zum thermischen Schutz des Stahlbehälters) unterschieden werden, siehe dazu Abb. 4.9 welche die Zone R2 vergrößert darstellt. Die Vorgabe dieser Blöcke im COCOSYS-Datensatz berücksichtigt verschiedene geometrische Daten wie in Abb. 4.9 angedeutet, verschiedene materialspezifische Zusammensetzungen der Blöcke und verschiedene Materialeigenschaften wie z. B. Dichten.

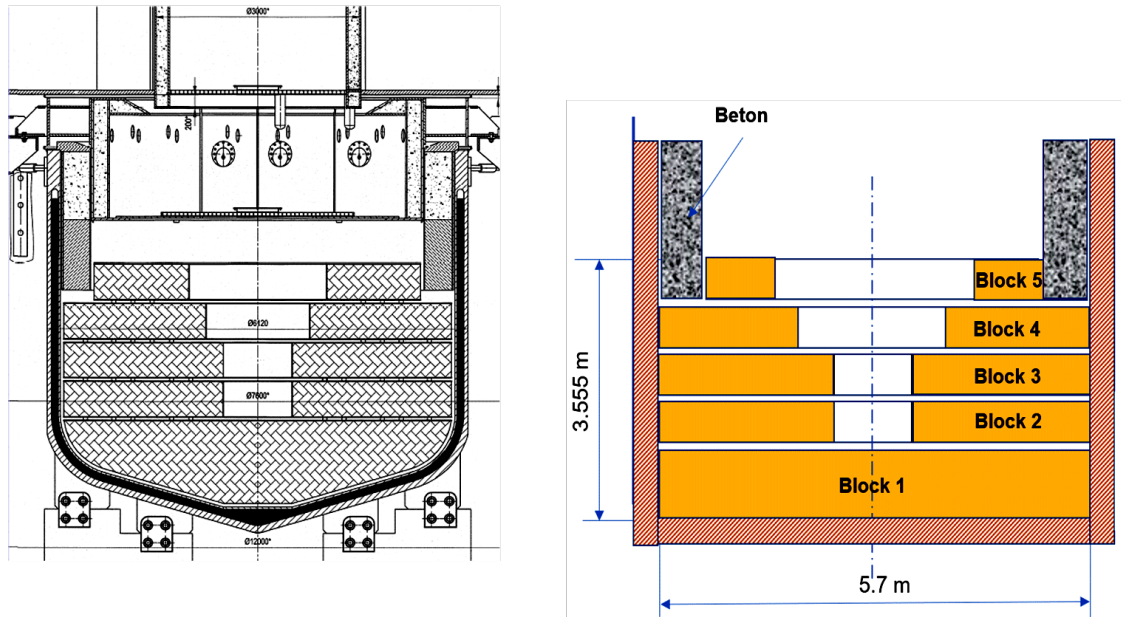


Abb. 4.9 Geometrische Anordnung von Opfermaterial im WWER-1200 Kernfänger (links) und im COCOSYS-Modell

(rechts, siehe Zone R2 in Abb. 4.8)

In der Auswertung der COCOSYS-Rechnung wurden folgende Parameter untersucht, vgl. /BAK 22/:

- Oxidation des metallischen Zirkoniums in der Schmelze. Der berechnete Zeitraum von ca. 1,5 h der vollständigen Oxidation weist Übereinstimmungen zu bekannten Rechnungen mit dem Rechenprogramm SOKRAT/HEFEST auf.
- Oxidation der weiteren Metalle Cr, Ni, Fe in der Schmelze: Die Zeiträume für die Reaktionen hängen mit der Rate der Opfermaterial-Zerstörung bzw. der Gesamtdauer der Opfermaterial-Zerstörung zusammen.
- Entwicklung der Schmelzepoolkonfiguration: Im COCOSYS-Modell wird bei Unterschreiten einer auf die Freisetzungsfläche bezogenen kritischen Gasgeschwindigkeit (Eingabeparameter) eine Schichtung von metallischer und oxidischer Schmelze entsprechend ihrer unterschiedlichen Dichten angenommen. Der vorgegebene Eingabewert von 1 m/s wurde anhand von MOCKA-Experimenten /FOI 19/ verifiziert, bei denen durchgängig eine Schichtung des Schmelzepools vorliegt. Mit dieser Vorgabe wird zu Beginn der Schmelzepräsenz im Kernfänger die Schichtungsfolge: 1. Oxid (unten) und 2. Metall (oben) simuliert. Nach ca. 2,5 h prognostiziert die COCOSYS-Rechnung einen Wechsel der

Schichtungsreihenfolge, da die Verdünnung des Oxids mit verflüssigtem Opfermaterial bzw. von Reaktionsprodukten mit dem Opfermaterial eine Umkehr der Dichteverhältnisse bewirkt. Der Zeitpunkt für die Ausbildung der langfristig stabilen Schichtungsreihenfolge 1. Oxid (unten) und 2. Metall (oben) weist Übereinstimmung mit SOKRAT/HEFEST-Prognosen auf. Im Unterschied zu COCOSYS zeigt SOKRAT/HEFEST in den der GRS bekannten Analysen zuvor einen größeren Zeitbereich mit Präsenz einer vermischten, homogenen Schmelze auf, die mit COCOSYS mit dem Vorgabewert für die kritische Gasgeschwindigkeit von 1 m/s nicht prognostiziert wird. Hierzu sind weitere Untersuchungen erforderlich.

- Entwicklung der gesamten Schmelzemasse im Kernfänger und der Dichten von oxidischer und metallischer Schmelzeschicht: Die Dichteverhältnisse sind für die Schichtungsreihenfolge der nicht-mischbaren Schmelzeschichten verantwortlich.
- Langzeitige Temperaturen der Schmelzeschichten im Kernfänger: Die COCOSYS-Rechnungen zeigen bei ähnlichem qualitativem Verlauf etwa 200 K niedrigere Temperaturen als die zurzeit bekannten russischen Analysen (vgl. Abb. 4.10 und Abb. 4.11). Die Unterschiede könnten auf Unsicherheiten beim Ansatz für die Wärmeübergänge bzw. der damit beeinflussten Leistungsaufteilung der Nachzerfallswärme auf Abstrahlung und Zerstörung des Opfermaterials zurückzuführen sein.
- Freigesetzte Wasserstoffmasse aus dem Kernfänger: Die berechnete Gesamtmasse von ca. 200 kg innerhalb von ca. 10 h ist bezüglich der Größenordnung in guter Übereinstimmung mit Ergebnissen von SOKRAT/HEFEST und liegt deutlich niedriger als in großen DWR-Anlagen ohne Kernfänger, wo im selben Zeitraum (je nach Betontyp und Geometrie) über 1000 kg erwartet werden können, jedoch mit weiterhin anhaltender Freisetzungsrates aufgrund fortgesetzter Schmelze/Beton-Wechselwirkung.
- Kontaktflächen der Schmelze mit Opfermaterial, Stahlbehälter sowie Wasserpool und dort übertragene Wärmeströme: Langzeitig werden in der COCOSYS-Rechnung ca. 60 % der Nachzerfallswärmeleistung über den Behälter abgeführt, und 40 % direkt in die Wasservorlage über der Schmelze.

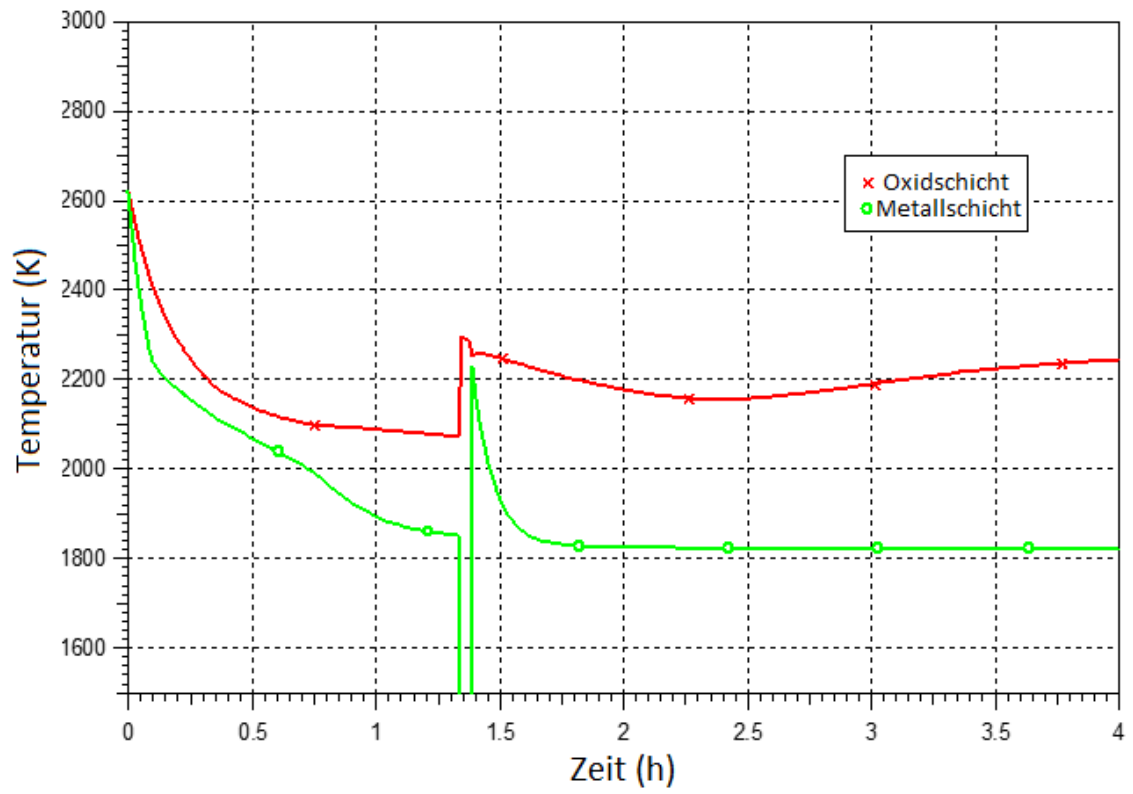


Abb. 4.10 Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten Temperatur der Oxid- und Metallschicht im Kernfänger

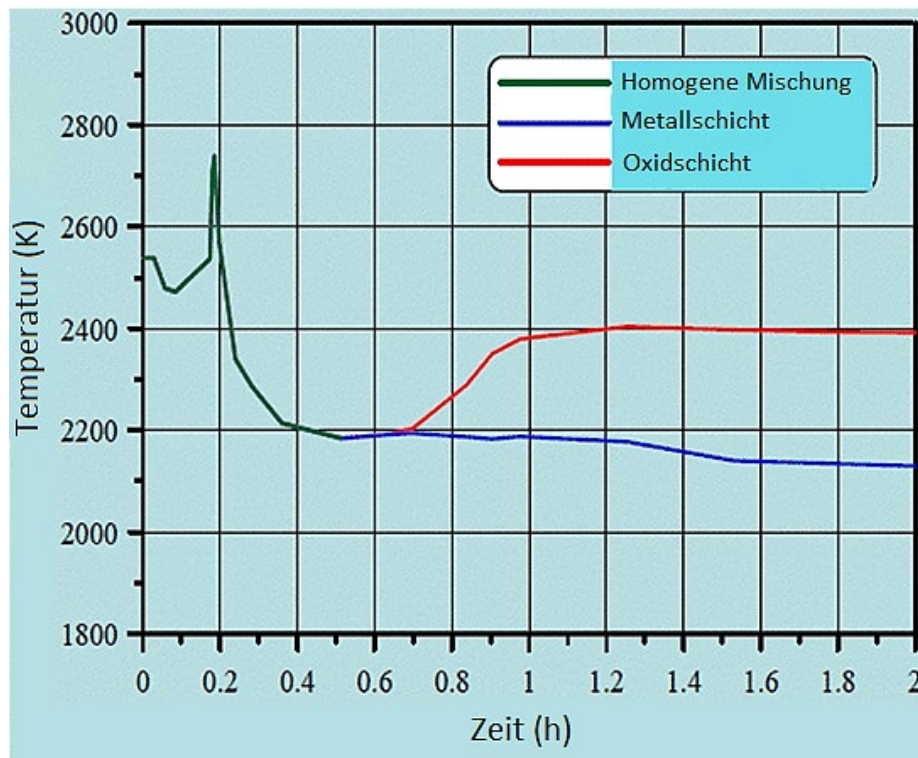


Abb. 4.11 Zeitlicher Verlauf der von HEFEST berechneten Temperatur der Oxid- und Metallschicht im Kernfänger nach /ZVO 11/

Zusammenfassend wurde aus den hier durchgeführten verfeinerten Rechnungen mit dem Kernfängermodell für eine WWER-1200-Anlage und den punktuellen Vergleichen mit verfügbaren Rechenergebnissen von SOKRAT/HEFEST geschlossen, dass das COCOSYS-Modell insgesamt eine realistische Darstellung der Phänomene in einem WWER-1200-Kernfänger ermöglicht. Es werden realistische qualitative Verläufe und Größenordnungen von Parametern prognostiziert.

Es verbleiben jedoch Unsicherheiten in den folgenden Punkten, die einerseits auf Nicht-Verfügbarkeit experimenteller Daten für die Wechselwirkung von Kernschmelze mit Opfermaterial zurückzuführen ist, und andererseits auf Unklarheiten bzgl. möglicher Ungenauigkeiten durch die vereinfachenden Modellannahmen in COCOSYS im Gegensatz zu möglichen detaillierteren Betrachtungen:

- Wärmeübergang zwischen Kernschmelze und Opfermaterial:
Zurzeit werden empirische Parameter für die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton aus einschlägigen MCCI-Experimenten dazu angesetzt. Die GRS hat zurzeit keinen Zugriff auf experimentelle Daten zur Untersuchung der

Wechselwirkung zwischen Schmelze und Opfermaterial eines WWER-1200-Kernfängers.

- Wärmeübergang zwischen Kernschmelze und Stahlbehälter:
Die vermutete niedrige Temperatur auf der Innenseite des Stahlbehälters führt zu einer Erstarrung der Kernschmelze in der Nähe der Behälterwand. Wärmeleitung durch erstarrtes Material limitiert den Gesamtwärmeübergang. Der Nutzer kann zurzeit einen Wärmeübergangskoeffizienten zwischen dem Bulk der Behälterwand vorgeben, der allerdings während der Rechnung konstant bleibt. Mit niedrigen Werten kann der Einfluss der Erstarrung berücksichtigt werden, aber ohne Dynamik.
- Wärmeübergang auf der äußeren Seite des Stahlbehälters zum Wasser: COCOSYS berücksichtigt zurzeit nur freie Konvektion und Behältersieden und verfügt über keine weiteren Modelle zum Strömungssieden (gesättigt, ungesättigt). Der Gesamtwärmedurchgang wird zumindest im langen Zeitbereich jedoch durch die schlechte Wärmeleitung in erstarrtem Material der Kernschmelze dominiert. Allerdings können somit transiente Vorgänge insbesondere zu Beginn der Wechselwirkungen zwischen Kernschmelze und Kernfänger nicht genau wiedergegeben werden.
- Vereinfachte Darstellung des Opfermaterial-Volumens als ein zusammenhängendes, axialsymmetrisches Volumen zwischen Schmelze und Behälterwand des Kernfängers:
Die Übereinstimmungen im qualitativen Verlauf relevanter Parameter (wie z. B. Oxidation des Zr, Auflösung des Opfermaterial) und mitunter auch in quantitativen Aussagen (Massen, Zeitpunkte etc.) zwischen COCOSYS-Rechnungen und SOKRAT/HEFEST legen nahe, dass die Modellannahme in COCOSYS hierzu plausibel ist. In diesem Punkt sollten weitere Untersuchungen in der Form spezieller Vergleiche zwischen COCOSYS und SOKRAT/HEFEST durchgeführt werden, um genauere Erkenntnisse zu gewinnen.

Zur besseren Einschätzung der COCOSYS-Modellannahmen würde ein großes Potential in der Aufnahme/Weiterführung eines wissenschaftlichen Informationsaustausches mit russischen Experten zum Stand der Entwicklung im genannten Rechenprogramm SOKRAT/HEFEST gesehen. Seit Beginn des Russland-Ukraine-Kriegs am 24.02.2022 sind derartige Aktivitäten jedoch auf absehbare Zeit gestoppt.

5 Informationsaustausch

Die Veranstaltungen und Teilnahme an gemeinsamen Seminaren mit russischen und anderen Kooperationspartnern dienten dem Austausch und der Diskussion von Daten, Methoden und aktuellen Forschungsergebnissen der jeweiligen Teilnehmer. Es lag im Interesse der beteiligten Partner, in diesen Foren die jeweiligen Ergebnisse vorzustellen und durch die insgesamt dabei gewonnenen Informationen und Erkenntnisse, die eigenen Kompetenzen zu stärken und zu verbessern. Geplant waren folgende Veranstaltungen:

- Seminar zur Hüllrohrkorrosion
- Seminare zur Thermohydraulik
- Seminare zur Strukturzuverlässigkeit
- Teilnahme an AER und Konferenzen in Russland bzw. WWER-Ländern
- Teilnahme an der Koordinationssitzung der Expertengruppe von Rosatom und BMWi

5.1 Seminar zur Hüllrohrkorrosion

Anfang 2020 traf ein GRS-Experte in Moskau mit Experten des Frumkin Institut für Physikalische Chemie und dem Kurtschatow-Institut zusammen. Eine Einigung über das gemeinsame Forschungsthema wurde erzielt, „*Investigation of electrochemical and thermokinetic phenomena leading to instability of surface protective films and causing the breakdown of the Zr alloy passivity at nuclear fuel cladding*“. Aufgrund des Russland-Ukraine-Kriegs seit 24.02.2022 wurde diese Aktivität nicht weiter fortgeführt.

5.2 Seminare zur Thermohydraulik

Im Dezember 2020 hat das zweite *Severe Accident Seminar* stattgefunden. Hierbei wurden von der GRS, KIT, Kurtschatow-Institut und IBRAE aktuelle Entwicklungen und Anwendungen zu Unfallphänomenen und -sequenzen in WWER mit den Codes AC² (ATHLET-CD und gekoppelt ATHLET-CD/COCOSYS), ASTEC, SOCRAT und ANGAR sowie gekoppelte Anwendung von SOCRAT/ANGAR vorgestellt. Es hat sich gezeigt, dass für die Validierung der russischen Programmsysteme neben den bekannten

Experimenten in Versuchsanlagen wie VERCORS und Phebus auch russische Experimente verwendet werden, die nur beschränkt zugänglich sind. Darüber hinaus wurde seitens des KIT der Versuch QUENCH-12 erläutert, der für ein Benchmark herangezogen werden soll, das von KIT koordiniert wird.

Neben den fachlichen Diskussionen wurde auch über die Möglichkeit des Codetransfers von SOCRAT an die GRS diskutiert.

5.3 Seminare zur Strukturzuverlässigkeit

Auf dem Rosatom-BMWi Treffen im September 2019, wurde ein Deutsch-Russisches Kooperationsprojekt zur Untersuchung der Tragfähigkeit von kerntechnischen Gebäudestrukturen unter hochdynamischen Belastungen (z. B. infolge Flugzeugabsturzes) vorgeschlagen. Von deutscher Seite wurde der Vorschlag von der TU Dresden und der GRS sowie von russischer Seite vom *Research Institute for Concrete and Reinforced Concrete (NIIZHB) named after A. A. Gvozdev* unterstützt. Beim Rosatom-BMWi Treffen im Oktober 2021 wurde vereinbart (siehe Protokoll Abschnitt A.4.13 in /ROS 21/), mit den Arbeiten in 2022 zu beginnen, wobei zunächst ein Seminar zum Thema Analysemethoden zum Flugzeugabsturz, einschließlich einer Übersicht zu entsprechenden Versuchen, an der TU Dresden stattfinden sollte.

Weiterhin wurde auf dem Rosatom-BMWi Treffen im Oktober 2021 von der GRS und der MPA Universität Stuttgart eine neue Projektaktivität zum Thema *Methodische und experimentelle Untersuchungen zur Integritätsbewertung von Rohrleitungen in kerntechnischen Anlagen* vorgeschlagen (siehe Protokoll Abschnitt A.4.15 in /ROS 21/). Die russische Seite hat den Vorschlag unterstützt und es wurde vereinbart, zunächst ein Seminar zum Thema Lebensdauerbewertung druckführender Komponenten, einschließlich einer Übersicht zu entsprechenden Versuchen, an der MPA von deutscher Seite vorzubereiten.

5.3.1 Seminar zu Analysemethoden zum Flugzeugabsturz

Basierend auf den im Rahmen von Forschungsvorhaben der GRS erzielten Ergebnissen, sollte ein Erfahrungsaustausch mit russischen Experten zum Thema *Analysemethoden zum Flugzeugabsturz* durchgeführt werden. Dabei sollten u. a. folgende Themen angesprochen werden:

- Methoden zur Bestimmung der Grenztragfähigkeit der äußeren Containmentstruktur eines Kernkraftwerks vom Typ WWER-1000/466B zum Lastfall *Flugzeugabsturz*
- Einflussgrößen auf lokale Effekte des Durchstanzversagens
 - Modellierung der Bügelbewehrung
 - Treibstoffmodellierung
 - Aufprallwinkel
- Simulation von Aufprallversuchen zur Validierung der eingesetzten Analysemethodik basierend auf LS-DYNA
- Benchmark-Aktivitäten zu Aufprallversuchen im Rahmen der CSNI-Arbeitsgruppe *Integrity and Ageing of Components and Structures* (WGIAGE).

In Zusammenarbeit mit der TU Dresden wurde das zweitägige Seminarprogramm entwickelt (siehe Anhang **A**), die entsprechenden Vorträge vorbereitet und russische Organisationen dazu eingeladen.

Letztlich war die Resonanz von russischer Seite trotz mehrfacher Nachfragen so gering, dass das Seminar nicht stattgefunden hat.

5.3.2 Seminar zur Lebensdauerbewertung druckführender Komponenten

Basierend auf den im Rahmen von Forschungsvorhaben der GRS erzielten Ergebnissen wurde ein Erfahrungsaustausch mit russischen Experten zu folgenden Themen durchgeführt:

- Lebensdauerbewertung von druckführenden Komponenten
 - Integritätsbewertung
 - Leck-vor-Bruch Bewertung (GRS-Programm PROST)
 - Leckratenbestimmung (GRS-Programm WinLeck)
 - StrainLife: Neue Methodik zur Berücksichtigung der Alterung metallischer Komponenten bei der Lebensdauerbewertung basierend auf zerstörungsfreien Prüfverfahren
 - Benchmark-Aktivitäten zu Leck-vor-Bruch-Fragestellungen im Rahmen der CSNI-Arbeitsgruppe *Integrity and Ageing of Components and Structures* (WGIAGE)

In Zusammenarbeit mit der MPA Universität Stuttgart wurde das zweitägige Seminarprogramm entwickelt (siehe Anhang B), die entsprechenden Vorträge vorbereitet und russische Organisationen dazu eingeladen. Fünf russische Experten haben an dem Seminar teilgenommen, zwei von NRC KI und drei von SEC NRS.

Zu den Vorträgen wurden seitens der russischen Teilnehmer zahlreiche Fragen gestellt und im Rahmen von Kommentaren wurden Hinweise auf entsprechende Untersuchungen in Russland gegeben. Am Ende des Seminars wurden zwischen den Teilnehmern die folgenden weiteren Aktivitäten besprochen:

- NRC KI erklärte sich bereit, ein Seminar zur russischen Vorgehensweise bei der Leck-vor-Bruch-Bewertung, zu den in Russland eingesetzten Berechnungswerkzeugen und ausgewählten, in Russland durchgeführten experimentellen Untersuchungen vorzubereiten.
- NRC KI, MPA und GRS zeigten Interesse an Vergleichsanalysen zu Experimenten, in denen das dynamische Verhalten von Brennstabanordnungen untersucht wird.

- NRC KI, MPA und GRS zeigten Interesse an Vergleichsanalysen zu Experimenten, in denen das Ermüdungsverhalten von Probekörpern untersucht wird.
- Das Interesse an Vergleichsanalysen zur Integritätsbewertung von Reaktor-druckbehältern mit postulierten Rissen unter PTS (*pressurized thermal shock*) Belastungen, soll bei Hidropress erfragt werden.
- Zu den von GRS vorgeschlagenen Vergleichsanalysen zu Versuchen, in denen Leckraten gemessen wurden, wollten die KI-Teilnehmer mit ihren Kollegen aus der Thermohydraulik-Abteilung diskutieren. In diesem Zusammenhang könnten auch Untersuchungen zum Thema Leck-vor-Bruch für dünnwandige Rohrleitungen (z. B. Dampferzeugerheizrohr) sowie zu probabilistischen Aspekten durchgeführt werden. GRS erklärte sich bereit, die in den verschiedenen Regelwerken enthaltenen Festlegungen bezüglich Leckdetektionsgrenzwerten zusammenzustellen. SEC NRS zeigte Interesse an Leckratenberechnungen für Rohrleitungen unter Berücksichtigung einer möglichen Isolation sowie für Rohrleitungen von flüssigmetallgekühlten Reaktoren.
- NRC KI erklärte sich bereit, öffentlich zugängliche Informationen zu Versuchen mit gealterten Proben mit Schadensmechanismus Ermüdung und/oder Bestrahlung sowie entsprechende Simulationen bzw. Benchmarkaktivitäten bereitzustellen.

5.3.3 Schlussbemerkung

Vor dem Hintergrund des Russland-Ukraine-Kriegs wurde die Diskussion mit den russischen Partnern zu weiteren geplanten Aktivitäten bis auf weiteres nicht fortgeführt. Der hier dokumentierte Stand der Diskussionen könnte zu gegebener Zeit Basis für die Wiederaufnahme der geplanten Aktivitäten sein.

5.4 Teilnahme an der AER Working Group D

Experten der GRS haben mit dem Beitrag „*Analysis of the X2 benchmark with the FENNECS (Finite ElemeNts NEutroniCS) code*“ an dem Online-Treffen AER Working Group D „WWER Safety Analysis“ teilgenommen. Der Beitrag entspricht wesentlich einem Beitrag bei der NENE 2021 Konferenz /HEN 21/.

5.5 Koordinationssitzung der Expertengruppe von Rosatom und BMWi

In Rahmen dieses Vorhabens hat die GRS Themen für die zukünftige Zusammenarbeit mit Partnern in Russland gesammelt. Die Themen wurden in der Koordinationssitzung im Oktober in Moskau besprochen und in das Protokoll aufgenommen /ROS 21/.

Die Umsetzung ist aufgrund des Russland-Ukraine-Kriegs seit 24.02.2022 bis auf weiteres suspendiert.

6 Zusammenfassung

Im Folgenden sind die Ergebnisse des Vorhabens kurz zusammengefasst. Aufgrund der COVID-19-Pandemie und insbesondere des Ausbruchs des Russland-Ukraine-Kriegs kurz vor Vorhabensende konnten nicht alle Vorhabensziele vollständig erreicht werden.

6.1 Weiterentwicklung der Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren

Die Themen zur Weiterentwicklung der gekoppelten Simulationsprogramme für WWER-Reaktoren, ATHLET (Thermohydraulik) und BIPR-WWER (Neutronenkinetik), wurden überarbeitet. Die Zusammenarbeit zwischen der GRS und NRC KI an der Weiterentwicklung des ATHLET/BIPR-WWER Codesystems führte neben der Verfolgung der Weiterentwicklung des Codesystems selbst zum besseren Verständnis des Rezertifizierungsverfahrens von ATHLET in Russland für sicherheitsrelevante Anwendungen. Die Erarbeitung eines detaillierten Vorgehens in dieser Richtung wurde im Zuge des Russisch-Ukrainischen-Kriegs Anfang 2022 eingestellt. Die früher bei NRC KI eingefügten Änderungen (sog. ALPHA-Paket) in eine ältere ATHLET-Version wurden bei der GRS überprüft, und es wurde festgestellt, dass diese Modifizierung in der neuesten Version von ATHLET nicht mehr notwendig ist.

Die Arbeiten an dem Rostov-2 Benchmark boten die Möglichkeit, die Rechenkette der GRS zu neutronenkinetischen und thermohydraulischen gekoppelten Rechnungen gegenüber den anderen Teilnehmern sowie gegen die experimentellen Daten von Rostov-2, welche von russischen Partnern unter einem entsprechenden *Non-disclosure Agreement* im Rahmen der OECD/NEA zur Verfügung gestellt wurden, zu vergleichen. Die mit unterschiedlichen Methoden vorbereiteten Wirkungsquerschnitte wurden direkt (durch Vergleich vom unendlichen Neutronenmultiplikationsfaktor) als auch im Einsatz bei den Kernberechnungen getestet. Das thermohydraulische Modell des Rostov-2 Reaktors basiert auf einem generischen WWER-1000 ATHLET-Eingabebeispiel und ist in der Lage, die Benchmark-spezifischen Transienten nachzurechnen. Da bis dato keine Benchmarkergebnisse außer von russischen Arbeitsgruppen vorlagen, ist eine sinnvolle Vergleichbarkeit der Ergebnisse derzeit nicht gegeben.

Auf Basis eines von MEPhI entwickelten WWER-Modells in ATHLET lokal bishin zur Brennstabebene wurde begonnen, die Eignung von ATHLET zum Einsatz als Unterkanal-Code zu prüfen.

Die Zusammenarbeit mit NRC KI an dem WWER-1000-Modell eröffnete die Möglichkeit, das neuentwickelte Neutronikmodell in dem neuentwickelten GRS-Code FENNECS mit den vorhandenen Ergebnissen zu testen. Die Testrechnungen mit FENNECS zeigen die Eignung von FENNECS zur Modellierung nicht nur kleinerer SMR-ähnlichen Kerne (die Hauptanwendung von FENNECS), sondern auch für größere LWR-Kerne. Die Unterschiede zu den BIPR-WWER-Ergebnissen bis 2,6 % in der Brennelement-weisen Leistungsverteilung sind vermutlich auf Unterschiede in der Erzeugung von Wirkungsquerschnittsdaten zurückzuführen. Des Weiteren wurde im FENNECS-Code die Funktionalität, abbrandabhängige Wirkungsquerschnitte zu interpolieren, implementiert.

6.2 Containmentmodelle für WWER-1200-Anlagen

Weiterhin wurde basierend auf den Beschlüssen des Rosatom-BMWi Treffens im Oktober 2021 die Modellierung eines generischen WWER-1200-Gebäudekondensators in COCOSYS durch die Anbindung erweiterter Wärmeübergangsmodelle und durch Ausweitung der Containment-seitigen Diskretisierungsmöglichkeiten verbessert. Dabei wurde die für horizontale oder nahezu horizontale Wärmetauscherrohre bereits vorhandene Methodik für senkrechte Kondensationsrohre erweitert, wie sie in Gebäudekondensatoren vom Typ WWER-1200 vorkommen. Für die Modellverifikation wurde ein COCOSYS-Datensatz zu einer auf einem WWER-1200 basierenden Modellgeometrie erstellt. Die Validierung der durchgeführten Modellerweiterungen sollte durch eine Zusammenarbeit mit russischen Partnern erfolgen. Dazu wurde VNIPIET kontaktiert und Vergleichsanalysen zur Validierung von Modellen für Gebäudekondensatoren in COCOSYS und dem russischen Code KUPOL-M vorgeschlagen. Der Vorschlag wurde von VNIPIET nicht aufgegriffen, sodass keine Besprechung mit russischer Beteiligung stattgefunden hat. Der hier dokumentierte Stand könnte zu gegebener Zeit Basis für die Wiederaufnahme der geplanten Aktivitäten sein.

Weiterhin wurden Arbeiten zur Absicherung der Aussagefähigkeit des Kernfängermodells (*core catcher*) in COCOSYS und zur Berücksichtigung relevanter WWER-1200-spezifischer Details durchgeführt. Dazu wurde mit dem Aufbau einer wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Kooperationspartnern aus russischen Organisationen in Bezug auf die Modellierung und Anwendung des Kernfänger-Modells einer WWER-1200-Anlage begonnen. Kontakt zu russischen Kollegen aus der Russischen Akademie der Wissenschaften (IBRAE), dem NRC KI und OKB Gidropress wurde aufgenommen und ein Informationsaustausch zum Stand der Modelle in den betreffenden

Rechencodes, AC²/COCOSYS auf Seite der GRS und SOKRAT/HEFEST auf russischer Seite, im Dezember 2021 vereinbart. Das geplante Treffen wurde jedoch aufgrund von kurzfristig entstandenen ungeklärten Sicherheitsfragen zur Teilnahme an der Videokonferenz von russischer Seite abgesagt.

Parallel dazu hat die GRS weiter daran gearbeitet, den generischen COCOSYS-Datensatz zur Simulation der Vorgänge in einem WWER-1200-Kernfänger auf der Basis von für die GRS zugänglichen Daten zu verfeinern und die Modellierung in Bezug auf die Plausibilität der erzielten Simulationsergebnisse zu verbessern. Im Fokus dabei standen Verfeinerungen im Datensatz für die Geometriedaten von Opfermaterialinventar im Kernfänger. Aus den durchgeführten verfeinerten Rechnungen mit dem Kernfängermodell für eine WWER-1200-Anlage und den punktuellen Vergleichen mit aus der Literatur verfügbaren Rechenergebnissen von SOKRAT/HEFEST wurde geschlossen, dass das COCOSYS-Modell insgesamt eine realistische Darstellung der Phänomene in einem WWER-1200-Kernfänger ermöglicht. Es wurden realistische qualitative Verläufe und Größenordnungen von Parametern prognostiziert. Es verbleiben jedoch Unsicherheiten, die einerseits auf Nicht-Verfügbarkeit experimenteller Daten für die Wechselwirkung von Kernschmelze mit Opfermaterial zurückzuführen ist, und andererseits auf Unklarheiten bzgl. möglicher Ungenauigkeiten durch die vereinfachenden Modellannahmen in COCOSYS im Gegensatz zu möglichen detaillierteren Betrachtungen. Zur besseren Einschätzung der COCOSYS-Modellannahmen würde ein großes Potential in der Wiederaufnahme eines wissenschaftlichen Informationsaustausches mit russischen Experten zum Stand der Entwicklung im genannten Rechenprogramm SOKRAT/HEFEST gesehen.

6.3 Informationsaustausch

Im Rahmen des Informationsaustauschs fanden während der Vorhabenslaufzeit mehrere Seminare zwischen deutschen und russischen Institutionen statt. Themen waren Fragen zur Hüllrohrkorrosion, *Severe Accidents*, sowie zur Strukturzuverlässigkeit. An Sitzungen der AER Working Group D wurde mit einem eigenen Beitrag teilgenommen. Ebenso wurde an der Koordinationssitzung der Expertengruppe von Rosatom und BMWi teilgenommen. Aufgrund der COVID-19-Pandemie fanden viele Veranstaltungen online statt.

Literaturverzeichnis

- /ALL 17/ Allelein, H.-J., Beck, S., Klauck, M., Gehr, R.: Weiterentwicklung und Anwendung von Severe Accident Codes - Bewertung und Optimierung von Störfallmaßnahmen (WASA-BOSS), Analyse von Containment-Phänomenen zur Optimierung von Störfallmaßnahmen. Hrsg.: Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und Technik (LRST) an der RWTH Aachen (LRST), 2017.
- /ARN 97/ Arndt, S., Macek, J., Meca, R., Vojtek, I., Wolff, H.: Weiterentwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren, WTZ mit der Tschechischen Republik. GRS-A-, Nr. 2467, Februar 1997.
- /ARN 21/ Arndt, S., Band, S., Beck, S., Eschricht, D., Iliev, D., Klein-Heßling, W., Nowack, H., Reinke, N., Sonnenkalb, M., Spengler, C., Weber, G.: COCOSYS 3.1 User Manual. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-P-3 / Vol. 1, 2021.
- /AUS 21a/ Austregesilo, H., Lee, J., Schöffel, P. J., Skorek, T., Cron, D. von der, Weyermann, F., Wong, K. W.: ATHLET 3.3 Models and Methods. GRS-P-1/Vol. 4 Rev. 6, November 2021.
- /AUS 21b/ Austregesilo, H., Schöffel, P. J., Cron, D. von der, Weyermann, F., Wielenberg, A., Wong, K. W.: ATHLET 3.3 User's Manual. GRS-P-1/Vol. 1 Rev. 9, November 2021.
- /AVR 21/ Avramova, M., Ivanov, K., Velkov, K., Nikonov, S., Gordienko, P., Shumskiy, B., Kavun, O.: Benchmark on reactivity compensation of boron dilution by stepwise insertion of control rod cluster into the VVER-1000 core, Specification and support data, Version 1.6. Hrsg.: OECD Nuclear Energy Agency (NEA), NEA/EGMPEBV/DOC(2021), Mai 2021.
- /BAK 22/ Bakalov, I., Spengler, C.: Application of the COCOSYS Core Catcher Model to the WWER-1200. Technical Note, GRS-V-RS1581-X/2022, 2022.

- /BIE 98/ Bieniussa, K. W., Fasel, H.-J., Oltmanns, S., Piljugin, E., Sievers, J., Steinborn, J., Schwinges, B., Wolff, H., Wenk, W.: Unterstützende Arbeiten und Analysen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kraftwerke der Bauline WWER-440, Vorhaben SR 2075/6-1, Abschlussbericht 1996-1998. GRS-A-, Nr. 2646, Dezember 1998.
- /BOU 18/ Bousquet, J., Zilly, M., Küntzel, M.: KMACS User Manual, Version 1.0. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), 2018.
- /BUR 89/ Burwell, M. J., Lerchl, G., Miró, J. E., Teschendorff, V., Wolfert, K.: The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems. In: Müller, U. (Hrsg.): Fourth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-4), October 10 to 13, 1989, Karlsruhe, Federal Republic of Germany. Kernforschungszentrum Karlsruhe (FZK), NURETH-4, Karlsruhe, 10. - 13. Oktober 1989, Bd. 2, S. 1234–1239, ISBN 3765011169, Braun: Karlsruhe, 1989.
- /DOW 02/ Downar, T., Barber, D., Miller, M., Lee, C.-H., Kozłowski, T., Lee, D., Xu, Y., Gan, J., Joo, H. G., Cho, J. Y., Lee, K., Ulses, A.: PARCS: Purdue advanced reactor simulator. In: Proceedings of the PHYSOR 2002.
- /EFA 04/ Efanov, A. D., Lukyanov, A. A., Shangin, N. N., Zajtsev, A. A., Solov'ev, S. L.: KUPOL-M code for simulation of the VVER's accident localization system under LOCA conditions. In: TERIS 2002: Proceedings of the international topical meeting VVER-2004 - experience and perspectives. Czech Republic, S. 1083: Czech Republic, 2004.
- /FED 14/ Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор): АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА Регистрационный номер 350 от 17 апреля 2014 года, «ATHLET (версия 2.1A_A)». 17. April 2014.
- /FED 18/ Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор): АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА Регистрационный номер 455 от 24 октября 2018 г, «ATHLET/BIPR-VVER (версия 1.0)». 24. Oktober 2018.

- /FOI 19/ Foit, J. J., Cron, T., Fluhner, B.: Melt/Concrete Interface Temperature Relevant to MCCI Process. In: ÚJV Řež: ERMSAR2019, The 9th European Review Meeting on Severe Accident Research. ERMSAR 2019, Prague, Czech Republic, 18. - 20. März 2019, 2019.
- /GLA 98/ Glaeser, H., Steinhoff, F., Trambauer, K.: Verifikation des Rechenprogramms ATHLET und ATHLET-CD, Teil 1: ATHLET. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-A-, Nr. 2624, 302 S., Oktober 1998.
- /GRS 20/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): AC² - Overview. Erreichbar unter "<https://user-codes.grs.de/AC2>", Stand von 2020.
- /GRS 21/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Softwareentwicklung (TKP 03-05). Managementhandbuch, Kapitel 2.2.3.5, Rev. 2, 2021.
- /GRU 98/ Grundmann, U., Kliem, S., Krepper, E., Mittag, S., Rohde, U., Schäfer, F., Seidel, A.: Qualifizierung des Kernmodells DYN3D mit Komplex mit dem Störfallcode ATHLET als fortgeschrittenes Werkzeug für die Störfallanalyse von WWER-Reaktoren, Abschlussbericht (Teil 1). FZR-216, März 1998.
- /GYÖ 94/ Györi, C., Horche, W., Trosztel, I.: Analysen von Kühlmittelverluststörfällen mit ATHLET/FLUT für das KKW Paks, Block 3 mit Reaktortyp WWER-440/W-213. GRS-A-, Nr. 2144, März 1994.
- /HEG 98/ Hegyi, G., Velkov, K., Trosztel, I., Austregesilo, H., Keresztúri, A., Langenbuch, S., Maraczy, C., Horche, W.: Kopplung von ATHLET mit dem ungarischen 3D-Kernmodell KIKO3D. GRS-A-, Nr. 2547, Januar 1998.
- /HEN 20/ Henry, R., Périn, Y., Velkov, K., Nikonov, S.: 3-D coupled simulation of a VVER 1000 with PARCS/ATHLET. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.

- /HEN 21/ Henry, R., Seubert, A., Bousquet, J.: Analysis of the X2 VVER-1000 benchmark with FENNECS. In: 30th International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE 2021). Bled, Slovenia, 6. - 9. September 2021, 2021.
- /HEN 22/ Henry, R., Périn, Y., Travleev, A.: Generation of group constants at GRS for the Rostov-2 benchmark. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): International Conference on Physics of Reactors 2022 (PHYSOR 2022), Making virtual a reality: advancements in reactor physics to leap forward reactor operation and deployment. PHYSOR 2022, Pittsburg, PA, USA, 15. - 20. Mai 2022, 2022.
- /HOL 21/ Hollands, T., Austregesilo, H., Buchholz, S., Dünne, N., Junk, M., Lee, J., Lerchl, G., Schöffel, P. J., Cron, D. von der, Wielenberg, A.: ATHLET 3.3 Validation. GRS-P-1/Vol. 3 Rev. 6, November 2021.
- /HÖP 99/ Höppner, G., Khalimonchuk, V., Kuchin, A.: Untersuchungen zur Weiterentwicklung und Validierung von ATHLET mit gekoppelter 3D-Neutronenkinetik zur Analyse von WWER-Anlagen, WTZ mit der Ukraine, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 2677, Juni 1999.
- /HOR 96/ Horche, W., Györi, C., Trosztel, I.: ATHLET-Verifikation und Einsatz für Störfallanalysen des WWER-440. GRS-A-, Nr. 2376, Juli 1996.
- /HOR 99/ Horche, W., Hegyi, G., Keresztúri, A., Trosztel, I., Austregesilo, H., Langenbuch, S., Velkov, K.: Untersuchungen zur Weiterentwicklung und Verifikation von ATHLET zur Analyse von WWER-Anlagen (Band 1), WTZ mit der Republik Ungarn, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 2798, Dezember 1999.
- /HOR 01/ Horche, W., Guba, A., Trosztel, I., Glaeser, H., Hofer, E., Krzykacz-Hausmann, B.: Untersuchungen zur Weiterentwicklung und Verifikation von ATHLET zur Analyse von WWER-Anlagen (Band 2), WTZ mit der Republik Ungarn. GRS-A-, Nr. 2886, Februar 2001.
- /IAEA 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Assessment for Facilities and Activities, General Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series, GSR Part 4 (Rev. 1), 163 S., ISBN 978-92-0-109115-4, IAEA: Vienna, 2016.

- /IEEE 87/ The Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) (Hrsg.): Software Engineering Standards. ISBN 471634573, 1987.
- /JAC 21/ Jacht, V., Scheuer, J., Schöffel, P. J., Wielenberg, A.: ATHLET 3.3 Programmer's Manual. GRS-P-1/Vol. 2 Rev. 9, November 2021.
- /KLI 06/ Kliem, S., Kozmenkov, Y., Höhne, T., Rohde, U.: Analyses of the V1000CT-1 benchmark with the DYN3D/ATHLET and DYN3D/RELAP coupled code systems including a coolant mixing model validated against CFD calculations. Progress in Nuclear Energy, Bd. 48, Nr. 8, S. 830–848, DOI 10.1016/j.pnucene.2006.06.008, 2006.
- /LAN 96/ Langenbuch, S., Austregesilo, H., Fomitchenko, P., Rohde, U., Velkov, K.: Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulics Codes to 3D Neutronics Codes. In: OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Proceedings of the OECD/CSNI workshop on transient thermal-hydraulic and neutronic codes requirements. Annapolis, USA, 5. - 8. November 1996, NEA/CSNI/R(97)4, S. 381–388, 1996.
- /LAN 06/ Langenbuch, S., Richter, W., Steinborn, J.: Weiterentwicklung von Methoden zur Analyse von Störfällen und Transienten in WWER-Reaktoren. GRS-A-, Nr. 3362, Dezember 2006.
- /LEP 15/ Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., Kaltiaisenaho, T.: The Serpent Monte Carlo Code, Status, Development and Applications in 2013. Annals of Nuclear Energy, Bd. 82, S. 142–150, DOI 10.1016/j.anucene.2014.08.024, 2015.
- /LIE 97a/ Liesch, K. J., Wahba, A. B.: Unterstützungsprogramm für Wissenschaftler des Kurchatov-Institutes des Russischen Wissenschaftlichen Zentrums und des Institutes für Reaktorsicherheit der Akademie der Russischen Föderation, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 2484, Juni 1997.

- /LIE 97b/ Liesch, K. J., Reocreux, M.: WWER Thermal-Hydraulic Code Validation Matrix for Reactors of the WWER Type. In: OECD Nuclear Energy Agency (NEA): International Seminar on the Safety Research Needs for Russian-Designed Reactors. Kouku Kaikan, Tokyo, Japan, 8. - 9. Juli 1997, S. 93–132, 1997.
- /LIE 02/ Liesch, K. J., Kelm, P., Steinhoff, F., Sievers, J., Wolff, H., Arndt, S., Hoffmann, E.: Unterstützende Arbeiten und Analysen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke der Baulinie WWER-440, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 2991, Oktober 2002.
- /LIU 91/ Liu, Z., Winterton, R.: A general correlation for saturated and subcooled flow boiling in tubes and annuli, based on a nucleate pool boiling equation. International Journal of Heat and Mass Transfer, Bd. 34, Nr. 11, S. 2759–2766, DOI 10.1016/0017-9310(91)90234-6, 1991.
- /NEA 01/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Validation Matrix for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes for VVER LOCA and Transients, A Report by the OECD Support Group on the VVER Thermal-Hydraulic Code Validation Matrix. NEA/CSNI/R(2001)4, 249 S., Juni 2001.
- /NEA 10/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): CSNI Code Validation Matrix INTEGRAL TEST DATA. Erreichbar unter <https://www.oecd-neo.org/dbcps/ccvm/index.html>, Stand von 2010.
- /NEA 15/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): CSNI Code Validation Matrix SEPARATE EFFECTS TEST DATA. Erreichbar unter <https://www.oecd-neo.org/dbcps/ccvm/indexset.html>, Stand von 2015.
- /NITI 12/ NITI: Large-scale containment test facility KMS. Erreichbar unter https://niti.ru/2_activity/2_1_commercia_activity/2_1_3_realization/2_1_3_1_kms/kms_2012.pdf, abgerufen am 6. Juli 2021.
- /NITI 22/ NITI/Rosatom: Large-scale test facility (KMS), Крупномасштабный стенд (KMC). NITI, erreichbar unter https://niti.ru/?page_id=4001&lang=en, abgerufen am 28. November 2022.

- /ODA 00/ Odar, F.: Software Quality Assurance Procedures for NRC Thermal Hydraulic Codes. Hrsg.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), NUREG, NUREG-1737, 1. Dezember 2000.
- /OLE 13/ Oleksyuk, D., Kobzar, L., Bugaeva, V., Kireeva, D.: Investigations of axial distribution of fuel rod simulator temperature performed at a 37-rod FA model of reactor. 23rd Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, 2013.
- /PAS 15/ Pasichnyk, I., Preuß, J., Richter, W., Voggenberger, T.: Entwicklung und Validierung von Werkzeugen für Störfallanalysen in WWER-Reaktoren, (wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Russland und MOE-Ländern). GRS-A-, Nr. 3841, November 2015.
- /POI 91/ Pointner, W.: Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit der DDR: ATHLET-Analysen für WWER 440 Reaktoranlagen, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 1768, März 1991.
- /PRE 19/ Preuß, J., Périn, Y., Pasichnyk, I.: Entwicklung und Validierung von Werkzeugen zur Durchführung von Störfallanalysen für WWER-Reaktoren, Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Russland und MOE-Ländern. GRS-A-, Nr. 3989, 70 S., 2019.
- /REA 18/ Rearden, B. T., Jessee, M. A. (Hrsg.): SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, USA, Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834., März 2018.
- /RIC 96/ Richter, W., Arndt, S., Langenbuch, S., Piljugin, E., Schwinges, B., Sievers, J., Wolff, H., Wenk, W., Jonczyk, J., Fasel, H.-J., Farber, G.: Unterstützende Arbeiten und Analysen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke vom Typ WWER-1000/W-320, Abschlussbericht für den Zeitraum 1.8.1992 bis 31.12.1995, Vorhaben SR 2975/5. GRS-A-, Nr. 2303, März 1996.

- /RIC 99/ Richter, W., Kirmse, R., Steinborn, J., Farber, G., Mertins, M., Oltmanns, S., Rose, J., Stück, R., Zabka, G., Langenbuch, S., Jendrich, U., Sievers, J., Wenk, W., Piljugin, E., Frey, W., Alex, H.: Unterstützende Arbeiten und Analysen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke Baulinie WWER-1000, SR 2075/5-1, Abschlussbericht für den Zeitraum vom 1.1.1996 bis 31.12.1998. GRS-A-, Nr. 2649, März 1999.
- /RIC 01/ Richter, W., Steinborn, J., Langenbuch, S., Wolff, H.: Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Analyse von Transienten, Störfällen und Unfällen in WWER-Reaktoren. GRS-A-, Nr. 2906, März 2001.
- /RIC 02/ Richter, W., Arndt, S., Holtschmidt, H., Kirmse, R., Lötsch, T., Piljugin, E., Matthes, H., Michel, F., Rodriguez, J., Schäfer, H., Schneider, B., Schnürer, G., Sievers, J., Steinborn, J., et al.: Unterstützende Arbeiten und Analysen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke der Baulinie WWER-1000, Abschlussbericht für den Zeitraum vom 01.04.1999 bis 31.01.2002. GRS-A-, Nr. 3075, November 2002.
- /RIC 09/ Richter, W.: Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in Mittel- und Osteuropa sowie Beratung des BMU zur Minderung von Risiken - Beiträge zur sicherheitstechnischen Bewertung von KKW mit WWER-1000, Abschlussbericht, Berichtszeitraum 1.1.2005-31.12.2007. GRS-A-, Nr. 3392, Mai 2009.
- /RIC 11a/ Richter, W., Steinborn, J., Velkov, K.: Weiterentwicklung von Methoden und Analyse von Störfällen und Transienten in WWER-Reaktoren, Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Russland und der Ukraine. GRS-A-, Nr. 3582, Juli 2011.
- /RIC 11b/ Richter, W.: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken in (Ost-) Europa und angrenzenden Regionen sowie Einschätzung nuklearer Risiken - Reaktorbaulinien, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 3591, Oktober 2011.

- /RIC 17/ Richter, W.: Wissenschaftlich-technische Untersuchungen zur nuklearen Sicherheit und Wirksamkeit regulatorischer Systeme im Ausland (insbesondere in Osteuropa und bei INSC-Partnern), Reaktorbaulinien und Wissensnetze (LV-2). GRS, Bd. 465, GRS-465, 431 S., ISBN 978-3-946607-48-9, GRS: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Juni 2017.
- /RIC 20/ Richter, W.: Nukleare Sicherheit im Ausland - Reaktorkonzepte, Baulinien und Wissensplattformen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS, Bd. 558, GRS-558, 579 S., ISBN 978-3-947685-43-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Oktober 2020.
- /ROS 21/ Rosatom State Corporation Enterprise (ROSATOM), Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi): Protocol of the 11-th Joint Coordination Meeting of the Expert Group of the State Atomic Energy Corporation (ROSATOM) of the Russian Federation and the Federal Ministry for Economic Affairs and Energy (BMWi) of the Federal Republic of Germany on the continuation of scientific and technical cooperation (STC) between the two countries in the field of research on safety of nuclear power plants and other nuclear installations, on interim storage and treatment of spent nuclear fuel and radioactive waste, and on disposal of radioactive waste., Attachment 3: Project list for scientific-technical cooperation - Reactor safety and waste management research - 2021 and the following years. Moskau, 6. Oktober 2021.
- /SAS 22/ Swiss Academic Software GmbH (SAS): Citavi - Literaturverwaltung und Wissensorganisation. QSR International - Lumivero, Stand vom 10. Juni 2022, erreichbar unter <https://www.citavi.com/de>, abgerufen am 10. Juni 2022.
- /SON 92/ Sonnenburg, H.-G., Dräger, P., Luther, W., Steinborn, J., Teske, H.: Erweiterung und Verifikation des Rechenprogramms ATHLET zur Analyse von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für Reaktoranlagen mit liegenden Dampferzeugern. GRS-A-, Nr. 1898, März 1992.

- /SPE 21/ Spengler, C., Arndt, S., Beck, S., Eschricht, D., Iliev, D., Nowack, H.: Modellentwicklung zu Vorgängen im Containment für das GRS-Codesystem AC² (ATHLET / CD / COCOSYS). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-, Bd. 629, ISBN 978-3-949088-17-9, 2021.
- /STE 93/ Steinborn, J., Sonnenburg, H.-G., Nikonov, S.: Analysen von Kühlmittelverluststörfällen für das Druckwasserreaktor-Konzept WWER-1000/88 mit dem Programm ATHLET einschließlich Verifikation des Programms anhand sowjetischer Integralversuche. GRS-A-, Nr. 2077, September 1993.
- /STE 95/ Steinborn, J., Arndt, S., Langenbuch, S., Suslov, A. I., Mochov, V.: Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren. GRS-A-, Nr. 2277, Juli 1995.
- /STE 03/ Steinhoff, F.: Validierung des Rechenprogrammsystems ATHLET und ATHLET-CD, Teil 1: ATHLET. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-A-, Nr. 3155, 214 S., Oktober 2003.
- /STE 10/ Steinborn, J.: Methodentransfer im Rahmen der internationalen Kooperation des BMWi mit mittel- und osteuropäischen Ländern. GRS-A-, Nr. 3557, September 2010.
- /TES 92/ Teschendorff, V., Lerchl, G., Pointner, W., Romstedt, P., Steinborn, J., Teske, H.: ATHLET-Modellentwicklung für WWER 440 Reaktoranlagen, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 1899, März 1992.
- /TES 21/ Teske, H.: Historie der Adaption und Verifizierung von ATHLET für WWER, Interne Mitteilung. 2021.
- /VAS 14/ Vasilenko, V. A., Migrov, Y. A., Zasukha, V. K., Efimov, V. K., Bezlepkina, V. V., Semashko, S. E.: KMS Stand: Large-Scale Model of NPP Containment with VVER. Soviet Atomic Energy, Bd. 115, Nr. 4, S. 228–233, DOI 10.1007/s10512-014-9776-5, 2014.

- /VDI 13/ Verein Deutscher Ingenieure (VDI), VDI-Gesellschaft Verfahrenstechnik und Chemieingenieurwesen (GVC): VDI-Wärmeatlas, Mit 320 Tabellen. VDI-Buch, 11. Aufl., 1760 S., ISBN 978-3-642-19981-3, DOI 10.1007/978-3-642-19981-3, Springer Vieweg: Berlin, 2013.
- /VOJ 00a/ Vojtek, I., Panayotov, D., Ilieva, B., Avramova, M.: Anwendung und Validierung von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER Reaktoren, STC with Bulgaria. GRS-A-, Nr. 2874, Dezember 2000.
- /VOJ 00b/ Vojtek, I., Macek, J., Arndt, S., Bencik, M., Denk, L., Lahovský, F., Meca, R., Parduba, L., Wolff, H., Zezula, L.: Validierung von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER Reaktoren, WTZ mit der Tschechischen Republik, Abschlussbericht. GRS-A-, Nr. 2850, November 2000.
- /VOJ 01/ Vojtek, I., Husarcek, J., Arndt, S., Kristof, M., Ruttkayova, M., Wolff, H.: Anwendung und Validierung von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren, WTZ mit der Slowakischen Republik. GRS-A-, Nr. 2916, Juni 2001.
- /VOJ 06/ Vojtek, I.: Methodentransfer im Rahmen der internationalen Kooperation des BMWi mit mittel- und osteuropäischen Ländern. GRS-A-, Nr. 3325, April 2006.
- /WAN 20/ Wang, J., Li, X., Allison, C., Hohorst, J. (Hrsg.): Nuclear power plant design and analysis codes, Development, validation, and application. Woodhead Publishing series in energy, 1 volume, ISBN 9780128181904, Woodhead Publishing: Oxford, 2020.
- /WEB 93/ Weber, J. P., Skorek, T., Teschendorff, V.: ATHLET-Verifikation an HDR-Kondensationsversuchen und Druckhalterversuchen der TH Zittau. GRS-A-, Nr. 2062, Juni 1993.
- /WIE 19/ Wielenberg, A., Lovasz, L., Pandazis, P., Papukchiev, A., Tiborcz, L., Schöffel, P. J., Spengler, C., Sonnenkalb, M., Schaffrath, A.: Recent improvements in the system code package AC2 2019 for the safety analysis of nuclear reactors. Nuclear Engineering and Design, Nr. 354, DOI 10.1016/j.nucengdes.2019.110211, 2019.

- /WIE 20/ Wieselquist, W. A., Lefebvre, R. A., Jessee, M. A. (Hrsg.): SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4. Oak Ridge National Laboratory (ORNL): Oak Ridge, TN, USA, 2020.
- /WON 20/ Wong, K. W.: Modification of ATHLET HECU Module for Bundle Factor, Subcooled/Saturated Boiling based on Kurchatov Institute VVER Fuel Bundle Experiment, updated Juni 2021. Technische Notiz, TN-WON-20/01, 2020.
- /ZVO 11/ Zvonarev, J.: Оценка эффективности работы УЛР для ВВЭР-1200 (Проект АЭС-2006) с помощью кода ГЕФЕСТ-УЛР, Evaluation of the core catcher efficiency for WWER-1200 (AES-2006) using the HEFEST-ULR code. Hrsg.: NRC "Kurchatov Institute", Moscow, 2011.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Zeitleiste der ATHLET-Entwicklung nach /AUS 21b/	8
Abb. 3.2	Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Schleife #1 des Primärsystems inkl. Kern	21
Abb. 3.3	Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Schleife #4 des Primärsystems inkl. Druckhalter.....	22
Abb. 3.4	Grafische Darstellung des ATHLET-Modells der Redundanz #1 des Sekundärsystems	23
Abb. 3.5	Graphische Darstellung der zwei Kernkanäle PV-COR001 und PV-COR002 mit Querverbindungsobjekt CCC001.002	24
Abb. 3.6	Borkonzentration aus dem Volumenregelsystem (experimentelle Werte).....	26
Abb. 3.7	Wasser-Massenstrom aus dem Volumenregelsystem (experimentale Werte).....	26
Abb. 3.8	Berechnete Werte der mittleren Borkonzentration im Rostov-2 Kern während der Benchmark-Transiente	27
Abb. 3.9	Gemessene axiale Position des Steuerstabcluster CRC 10 im Rostov-2 Benchmark	28
Abb. 3.10	Relative Kernleistung im Vergleich zwischen Experiment und gekoppelter Simulation	29
Abb. 3.11	Moderator-Temperatur im Auslass des BE mit CRC (BE112) und benachbarten BE	30
Abb. 3.12	Position der stabweisen repräsentierten Brennelemente im Kern	33
Abb. 3.13	Radiale Anordnung der TFOs im detailliert-repräsentierten BE 42 der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI	36
Abb. 3.14	Serpent 2D Modell für die Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek für den Brennelementtyp U39A9 mit abbrennbarem Absorber	42
Abb. 3.15	Serpent-Modell für die Erzeugung der Wirkungsquerschnittbibliothek.....	43
Abb. 3.16	Serpent Ganzkernmodell des WWER-Modells, radialer Querschnitt.....	44
Abb. 3.17	Radialer Schnitt durch das FENNECS-Modell des WWER-1000	45

Abb. 3.18	Relative Differenz (in %) zwischen den Brennelementen gemittelter Leistungsverteilung in FENNECS (P_F), Serpent (P_S), und BIPR-WWER (P_B)	48
Abb. 3.19	Relative Differenz (in %) zwischen BE Leistung in FENNECS und Serpent als Funktion der Anzahl benachbarter BE von ähnlichem Typ	49
Abb. 3.20	Neutronenmultiplikationsfaktor als Funktion des Abbrandes bei einem WWER-1000 Brennelement mit 1,3 % Urananreicherung	50
Abb. 4.1	Skizze eines Gebäudekondensators nach /ARN 21/	58
Abb. 4.2	Gebäudekondensatoren im WWER-1200 nach /ALL 17/	59
Abb. 4.3	Skizze eines WWER-1200-Containments nach /ALL 17/	59
Abb. 4.4	COCOSYS-Nodalisierung für eine an WWER-1200 orientierte Modellgeometrie	62
Abb. 4.5	Wärmeübergangskoeffizient zwischen der Containment-Zone und einem Gebäudekondensator	63
Abb. 4.6	Wärmefluss durch einen Gebäudekondensator	63
Abb. 4.7	Wasserpooltemperatur eines Gebäudekondensators	64
Abb. 4.8	Vereinfachtes COCOSYS-Modell eines WWER-1200 Containments, mit Kernfänger in Zonen R1, R2	69
Abb. 4.9	Geometrische Anordnung von Opfermaterial im WWER-1200 Kernfänger (links) und im COCOSYS-Modell	70
Abb. 4.10	Zeitlicher Verlauf der von COCOSYS berechneten Temperatur der Oxid- und Metallschicht im Kernfänger	72
Abb. 4.11	Zeitlicher Verlauf der von HEFEST berechneten Temperatur der Oxid- und Metallschicht im Kernfänger nach /ZVO 11/	73

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Typ des Brennelements sowie die Steuerstabgruppe	34
Tab. 3.2	TFOs im aktiven Teil des BE 42 der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI.....	37
Tab. 3.3	Verbindung zwischen BE 42 und benachbarten BEs der Modellierung des Rostov-2 Kerns von MEPhI.....	37
Tab. 3.4	Parameter des Nullleistungszustandes des vereinfachten Rostov-2- Modells	40

Abkürzungsverzeichnis

AC ²	ATHLET/ATHLET-CD/COCOSYS
BA	Burnable Absorber
BE	Brennelement
CCO	Cross-connection objekt
CI	Continuous Integration
CRC	Control rod cluster
HCO	Heat conduction object
HZP	Hot zero power
IBRAE	Nuclear safety institute of the Russian academy of science
MCCI	Molten Core-Concrete Interaction (Schmelze-Beton-Wechselwirkung)
MEPhI	Moscow Engineerin Physics Institute
NITI	Alexandrov Research Institute of Technology
NRC KI	National research center Kurtschatow-Institut
PTS	Pressurized thermal shock
RDB	Reaktordruckbehälter
SEC NRS	Scientific and research center for nuclear and radiation safety
TFO	Thermo-fluiddynamic object
TSO	Technical safety organisation
WPRS	Working Party on Scientific Issues and Uncertainty Analysis of Reactor Systems
WWER	Wasser-Wasser-Energieraktor

A Agenda des Seminars zu Analysemethoden zum Flugzeugabsturz

***Analysis Methods for Airplane Crash (APC) Assessment and
Impact Tests at TU-Dresden***

*Online-Seminar for technical experts of the Russian federation
organized by GRS and the Institute of Concrete Structures (IMB) TU Dresden*

16. & 17. February 2022

Day 1, 16.02.2022: Analysis Methods for Airplane Crash (APC) Assessment

Time	Speaker	Topic	Content
09:00	Dr. J. Sievers	Welcome	Welcome of participants to GRS, Cologne
09:15	All	Introduction of the participants	Introduction of speakers and participants
09:30	C. Heckötter	Overview on APC analysis methods	Simplified/complex methods, analysis software, comparison of methods, discussion, Material models, Modeling of fuel, oblique impact, shear reinforcement, soil-structure interactions, discussion
10:15		Break	
10:30	C. Heckötter	Overview on selected test series relevant for APC	Meppen, Sandia NL, KIT, VTT, discussion
11:15	C. Heckötter	Validation of numerical tools and international benchmark activities	Simulations on selected impact tests, CSNI benchmark series IRIS, discussion
12:00	All	Open discussion	Items of interest, identification of joint future activities
12:30	Dr. J. Sievers	Closing	Summary of day 1, final remarks

Day 2, 17.02.2022: Presentation of Impact-Tests at TU Dresden

Time	Speaker	Topic	Content
9:00	Prof. M. Curbach	Welcome	Welcome of participants
9:15	Prof. M. Curbach	Impact Research at the IMB TU Dresden	Overview of our Research in the Field of Impact (short Presentation)
9:30		Short break	Technical modification
9:45	Dr. O. Mosig	Split-Hopkinson-Bar	Explanation of the SHB, compression test, discussion
10:15	L. Leicht & P. Máca (PhD)	Long Split-Hopkinson-Bar	Explanation of the SHBL, bond-experiment, discussion
10:45	Dr. M. Hering & F. Bracklow	Drop tower	Explanation of the drop tower, test, discussion
11:30	All	Open Discussion	Items of interest
12:00	Prof. M. Curbach Dr. J. Sievers	Summary & Closing	Summary of day 2 and the Seminar

B Agenda des Seminars zur Lebensdauerbewertung druckführender Komponenten

Analysis methods for integrity assessment of pressure retaining components and experiments at MPA University Stuttgart

***Online-Seminar for technical experts of the Russian federation
09. - 10.02.2022
GRS Cologne /MPA University Stuttgart, Germany***

Day 1 on 09.02.2022

<i>Time</i>	<i>Speaker</i>	<i>Topic</i>	<i>Content</i>
09:00	Dr. Sievers	Welcome	Welcome of participants, Introduction of speakers and participants, Short presentation of GRS
9:30	Dr. Heckmann	Integrity assessment of components with GRS code PROST	Overview on PROST capabilities, application cases on failure assessment, discussion
10:00	All	Hands-on application of GRS' PROST code	Test case on structural integrity topic, solved live with the PROST software
10:30	Dr. Heckmann	Efficient fatigue data generation: StrainLife	Evaluation of fatigue tests instrumented with non-destructive examination devices, discussion
11:00		Lunch	
12:00	Dr. Heckmann	Leak rate assessment with GRS code WinLeck	Leak types, leak area, morphology and resistance, leak flow, overview of WinLeck capabilities, application cases, discussion
12:30	All	Hands-on application of GRS' WinLeck code	Test case on leak rate computation solved live with the WinLeck software
13:00	Dr. Heckmann	Leak-before-break (LBB) assessment	Concept of leak-before-break, conservatism and regulations, trends, discussion
13:30	Dr. Heckmann	Recent and ongoing international benchmark activities on piping	CSNI-Benchmarks on LBB and leak rates, IAEA benchmarks on (probabilistic) fracture mechanics, discussion
14:00	All	Open discussion	Items of interest
14:30	All	Closing	Summary of the day 1, identification of joint future activities, final remarks
15:00		End of day 1	

Day 2 on 10.02.2022

Time	Speaker	Topic	Content
09:00	Prof. Weihe	Welcome	Welcome of participants, Introduction of speakers and participants, Short presentation of MPA University Stuttgart
09:30	Dr. Wackenhut Dr. Lammert	Xpipe – MPA in-house software tool for probabilistic fracture assessment	Presentation of Xpipe capabilities and probabilistic features, implemented modules and methods, Crack Growth and Leak-before-Break, Hands-on Xpipe
10:00	Schopf	Current activities of MPA in nuclear safety research	Overview of current and future R&D project, Insight of ongoing R&D projects, Further nuclear safety activities
11:00		Lunch	
12:00	Silber	FSI Test Rig at MPA University of Stuttgart	Experimental and numerical efforts in Leak rate testing and component testing
12:30	Dr. Jüngert	Validation and Reliability of Nondestructive Evaluation in Nuclear Power Plants	Overview of currently used NDE techniques for safety relevant components in NPP and approaches to validate and quantify the reliability of NDE
13:00	Dr. Jüngert Dr. Lemloh	Metallography activities at MPA - Research Network AMICA	Multi-scale material characterization and visualization at the University of Stuttgart
13:30	All	Closing	Summary of day 2, identification of joint future activities, final remarks
15:00		End of the meeting	



Rostov-2 Benchmark reactor physics preliminary results

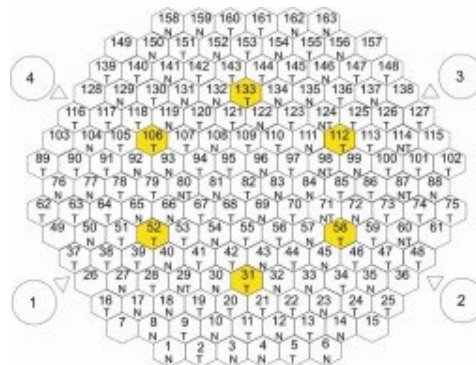
Henry R., Perin Y., Velkov K., Travleev A.
GRS

Romanenko V.I., Nikonov S.P., Tikhomirov G.V.
National Research Nuclear University MEPhI

OECD/NEA EGMPEBV Meeting
Boulogne-Billancourt, France, 17-18 February 2020

Content

- Introduction
- Method
- Results
- Summary



Introduction

- OECD/NEA benchmark:

“Reactivity compensation with diluted boron by stepwise insertion of control rod cluster”

 - This benchmark, based on high quality measurements performed at the NPP Rostov Unit 2, aims to validate and assess high fidelity multi -physics simulation code capabilities.
 - The Benchmark is divided in two phases: assembly wise and pin -by-pin resolution of steady -state and transient multi -physics problems
- Parametrized XS are given to the participant
- Nevertheless, this benchmark represents also an opportunity to validate the core simulator KMACS in hexagonal geometry.
- In this work XS libraries produced by Kurchatov institute (KI) and GRS are compared

Core Simulator KMACS

- KMACS (Kernsimulator Modular Adaptable Core Simulator) is the core simulator developed at GRS.
- It is an integrated system of Python interfaces to nuclear simulation codes (“backend codes”) which together form a core simulator

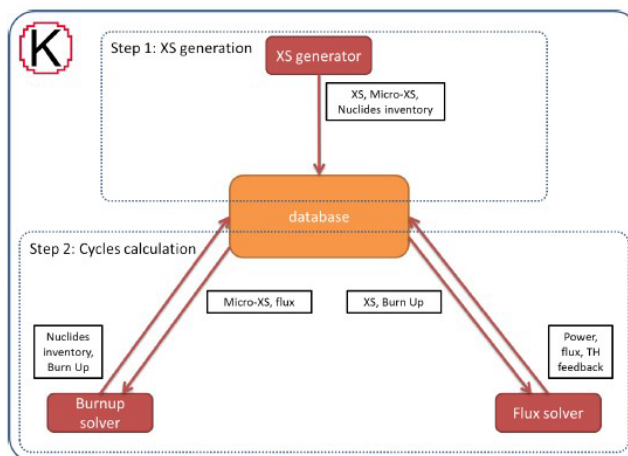
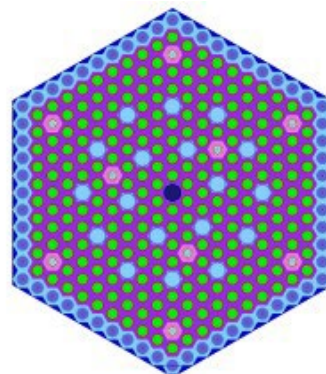


Figure 2.1: Schematic code structure KMACS.

Core Simulator KMACS

- Every fuel assembly type was modeled with scale
- Depletion calculation is performed at nominal conditions
- For each burnup point, Branching criticality calculations are performed by newt (scale package) to produce a 2 energy group XS library parametrized as function of:
 - Moderator density
 - Fuel temperature
 - Boron concentration



Comparison of the KI and GRS XS libraries: Method

- In a 2 groups formalism without up -scattering, the infinite (no leakage) multiplication factor of a system is written :
- $$k_{inf} = \frac{\nu_1 \Sigma_1^f \phi_1 + \nu_2 \Sigma_2^f \phi_2}{\Sigma_1^a \phi_1 + \Sigma_2^a \phi_2}$$
- The ratio of the fluxes can be obtain from the balance equation of the thermal neutron :

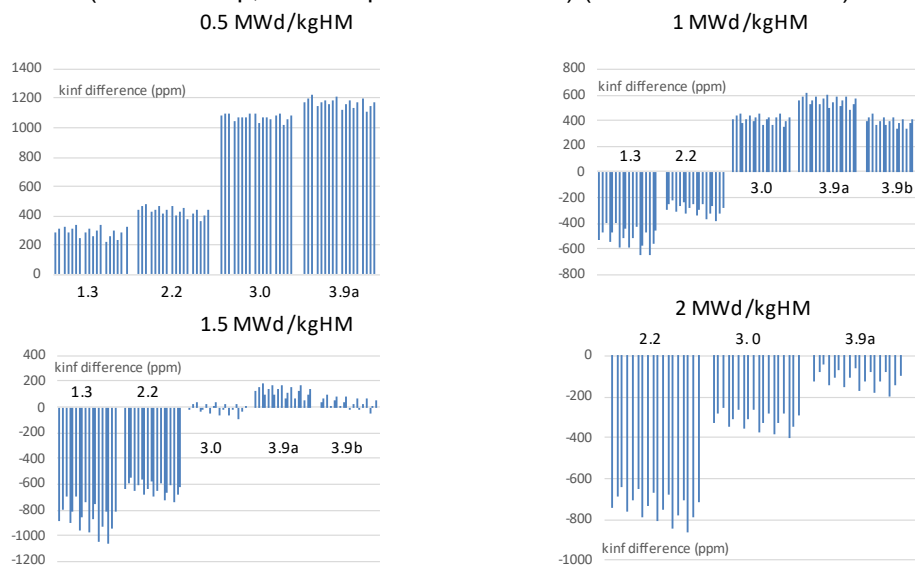
- $$\frac{\phi_1}{\phi_2} = \frac{\Sigma_2^g}{\Sigma_{1 \rightarrow 2}^s}$$

- And so we obtain the relation :

$$k_{inf} = \frac{\nu_1 \Sigma_1^f * \frac{\Sigma_2^a}{\Sigma_{1 \rightarrow 2}^s} + \nu_2 \Sigma_2^f}{\Sigma_1^a * \frac{\Sigma_2^a}{\Sigma_{1 \rightarrow 2}^s} + \Sigma_2^a}$$

Multiplication factor

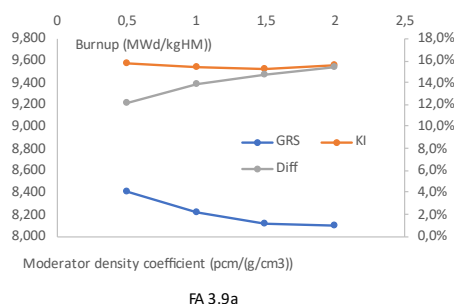
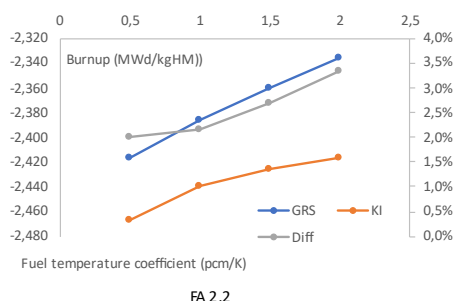
- Infinite multiplication factors were evaluated at different burnup point for different state parameter. (scale burnup, KI burnup ± 2 % BU scale) (difference = KI -GRS)



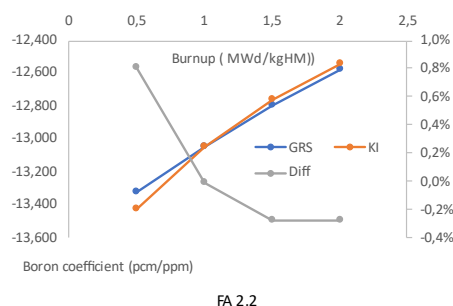
OECD/NEA EGMPEBV Meeting

Boulogne -Billancourt, France, 17 -18 February 2020 7

Feedbacks



- Very good agreement for Fuel temperature coefficient and boron coefficient
- Non negligible discrepancies for moderator density coefficient
- Perhaps coming from the dilution of the spacer into the moderator ?

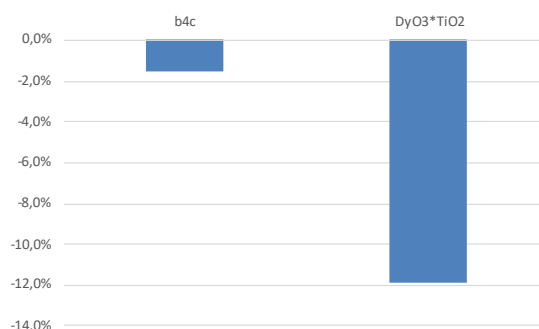


OECD/NEA EGMPEBV Meeting

Boulogne -Billancourt, France, 17 -18 February 2020 8

Control rod

- relative difference between the control rod reactivity worth
 - Good agreement for b4c
 - Discrepancies to investigate for DyO₃*TiO₂



Conclusion and Future development

- Satisfactory preliminary results
- Cycle calculation to provide initial state for the Rostov -2 transient
- Comparison with the KI results
 - Question for KI:
 - Strange adf values
 - Are spacer grid smeared into the moderator ?
 - Double check composition of absorber DyO₃*TiO₂



Cross-sections production for VVER analysis, application to Rostov-2 Benchmark

Henry R., Perin Y., Velkov K..

GRS

Nikonov S.P.

National Research Nuclear University MEPhI

ICNPR -2020

Volga, Russia, 7-11 September 2020



Introduction

- OECD/NEA benchmark:

“Reactivity compensation with diluted boron by stepwise insertion of control rod cluster”

- This benchmark, based on high quality measurements performed at the NPP Rostov Unit 2, aims to validate and assess high fidelity multi -physics simulation code capabilities.
- The Benchmark is divided in two phases: assembly wise and pin -by-pin resolution of steady -state and transient multi -physics problems

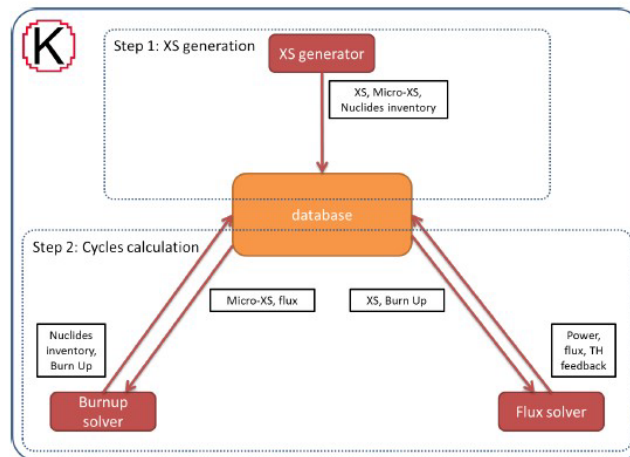
- Parametrized XS are given to the participant for phase 1

- Nevertheless, this benchmark represents also an opportunity to validate the GRS core simulator KMACS in hexagonal geometry.

- In this work XS libraries given in the specification and GRS are compared

Core Simulator KMACS

- KMACS (Kernsimulator Modular Adaptable Core Simulator) is the core simulator developed at GRS.
- It is an integrated system of Python interfaces to nuclear simulation codes ("backend codes") which together form a core simulator



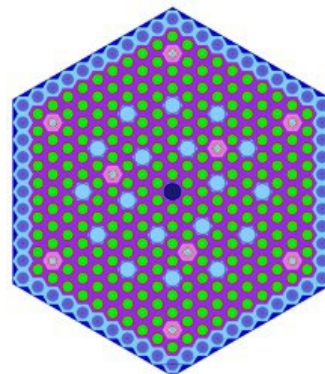
ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

3

Core Simulator KMACS, Step 1 : XS generation

- Every fuel assembly type was modeled with the Scale package within KMACS
- Depletion calculation is performed at nominal conditions (TRITON)
 - => nuclides inventory
- For each burnup point, the nuclides inventory predicted by TRITON is used to perform branching criticality calculations with NEWT.
 - => 2 energy group XS library parametrized as function of:
 - Moderator density
 - Fuel temperature
 - Boron concentration



ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

4

Core Simulator KMACS, Step 2 : Cycle calculation

- Iteration between a flux solver (here DYN3D) and a burnup solver.
 - Trivial nodal burnup solver assuming constant power between the time step:

$$b(t + \Delta t) = b(t) + \frac{P}{m_{HM}} \Delta t$$

- The flux solver is run in Boron search mode => critical Boron concentration

- The Cycle described in the Specification was reproduced =>
- Only differences: CR absorber only B_4C is considered

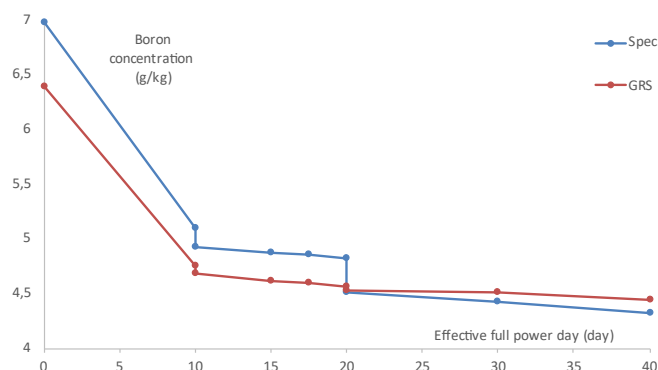
T_{eff} , eff.day	T_{in} , °C	H10, %	N, MWt
0.00	280.0	80	0
10.00	282.8	80	1200
10.05	283.5	80	1500
15.00	283.5	80	1500
17.50	283.5	80	1500
20.00	283.5	80	1500
20.05	285.2	90	2250
30.00	285.2	90	2250
40.00	285.2	90	2250

ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

5

Critical boron concentration



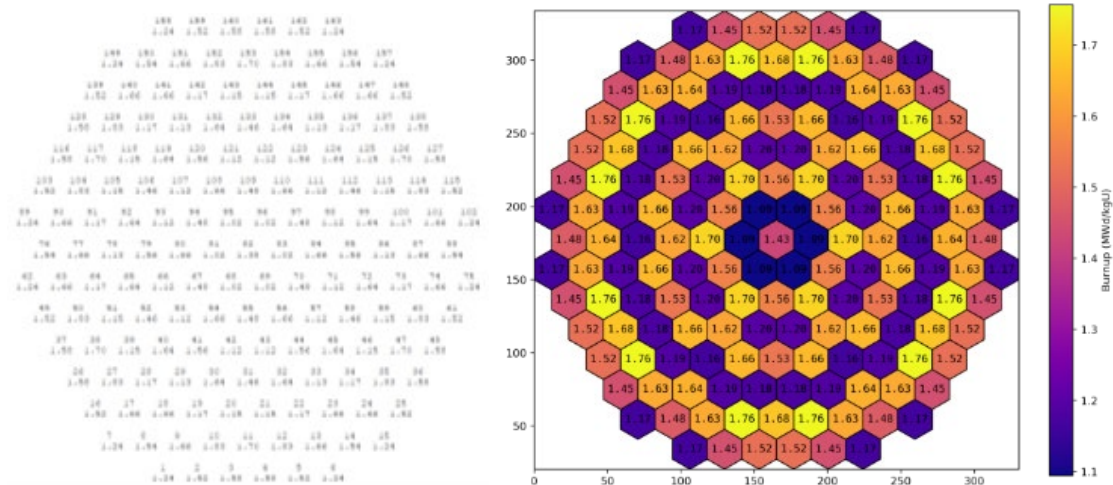
- Relative Boron concentration discrepancy -7% BOC
- Relative Boron concentration discrepancy +3% EOC
- Under investigation, Reflector definition (proportion of borated water and burnup of neighboring assembly) ?

ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

6

Average FA burnup distribution at 36.32 MWd/kgHM



- Tilt between edge and center of the core, reflector definition

ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

7

Multiplication factor for different TH state

- DYN3D critical calculation.
 - GRS = KMACS XS + KMACS predicted Burnup distribution
 - Spec = Specification XS (include Burnup distribution)

- Very good agreement, for k_{eff}
- BUT, up to 7% discrepancies for FA power + tilt (origin of the Burnup tilt)
- => reflector definition
- => ADF definition need interpretation in the specification (values ~ 0.02)

FT (°C)	MD (g/cm ³)	BC (ppm)	k-eff GRS	k-eff Spec	difference (pcm)
280	680	700	1.01269	1.01281	12
280	680	870	0.99492	0.99489	-3
280	720	700	1.01548	1.01616	66
280	720	870	0.99683	0.99745	62
280	760	700	1.01757	1.01890	128
280	760	870	0.99813	0.99949	136
600	680	700	1.00411	1.00423	12
600	680	870	0.98652	0.98650	-2
600	720	700	1.00715	1.00788	72
600	720	870	0.98870	0.98938	69
600	760	700	1.00949	1.01091	139
600	760	870	0.99024	0.99170	148
1000	680	700	0.99515	0.99533	18
1000	680	870	0.97775	0.97780	5
1000	720	700	0.99844	0.99928	84
1000	720	870	0.98019	0.98098	82
1000	760	700	1.00102	1.00258	156
1000	760	870	0.98197	0.98358	167

ICNPR-2020

Volga, Russia, 7 -11 September 2020

8

Conclusions

- GRS neutronics calculation chain has been applied to Rostov -2 Benchmark
- Satisfactory preliminary results
- But:
 - Thoughtful analysis of the discrepancies has to be performed
 - Verification of reflector definition and reflector discontinuity factor needed
 - Verification of adf definition
- Then:
 - Coupling with open core ATHLET (TH) with boundary conditions
 - Steady state coupled verification
 - Time dependent modelling of the scenario

**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

ISBN 978-3-949088-76-6