

HZDR-086

WTZ RUSSLAND - TRANSIENTENANALYSEN FÜR SCHNELLE REAKTOREN

Abschlussbericht

S. Kliem, E. Nikitin, R. Rachamin, V. Glivici-Cotruta

Wissenschaftlich-Technische Berichte
HZDR-086 · ISSN 2191-8708

**WISSENSCHAFTLICH-
TECHNISCHE BERICHTE**

hZDR

 **HELMHOLTZ**
ZENTRUM DRESDEN
ROSSENDORF

Wissenschaftlich-Technische Berichte
HZDR-086

S. Kliem, E. Nikitin, R. Rachamin, V. Glivici-Cotruta

WTZ RUSSLAND - TRANSIENTENANALYSEN FÜR SCHNELLE REAKTOREN

Abschlussbericht

HZDR

 **HELMHOLTZ**
| ZENTRUM DRESDEN
| ROSSENDORF

Druckausgabe: ISSN 2191-8708

Elektronische Ausgabe: ISSN 2191-8716

Die elektronische Ausgabe erscheint unter Creative Commons License (CC BY 4.0):

<https://www.hzdr.de/publications/Publ-27016>

[urn:nbn:de:bsz:d120-qucosa-233082](https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:bsz:d120-qucosa-233082)

2018

Herausgegeben vom

Helmholtz-Zentrum Dresden - Rossendorf

Bautzner Landstraße 400

01328 Dresden

Germany

Abschlussbericht / Final Report

Reaktorsicherheitsforschung-Vorhaben-Nr./
Reactor Safety Research-project No.:

150 1462

Vorhabentitel: **WTZ Russland - Transientenanalysen für schnelle Reaktoren**

Project Title: **Scientific co-operation with Russia - Analysis of Transients in Fast Reactors**

Autoren / Author(s): **S. Kliem
E. Nikitin
R. Rachamin
V. Glivici-Cotruta**

Dienststelle der Autoren /
Performing Organization: **Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
Institut für Ressourcenökologie**

Berichtsdatum / Publication Date: **Februar 2018**

Berichts-Nr. / Report-No.: **HZDR-086**

Gefördert durch:



aufgrund eines Beschlusses
des Deutschen Bundestages

Das diesem Bericht zugrunde liegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie unter dem Förderkennzeichen 150 1462 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Berichtsblatt

1. ISBN oder ISSN Druckausgabe: 2191-8708 Elektronische Ausgabe: 2191-8716	2. Berichtsart (Schlussbericht oder Veröffentlichung) Abschlussbericht
3. Titel WTZ Russland - Transientenanalysen für schnelle Reaktoren	
4. Autor(en) [Name(n), Vorname(n)] Kliem, Sören Nikitin, Evgeny Rachamin, Reuven Glivici-Cotruta, Varvara	5. Abschlussdatum des Vorhabens 31.03.2017
	6. Veröffentlichungsdatum Februar 2018
	7. Form der Publikation Broschüre
8. Durchführende Institution(en) (Name, Adresse) Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) Institut für Ressourcenökologie Abteilung Reaktorsicherheit Bautzner Landstraße 400 01328 Dresden	9. Ber. Nr. Durchführende Institution HZDR-086
	10. Förderkennzeichen 150 1462
	11. Seitenzahl 82
12. Fördernde Institution (Name, Adresse) Bundesministerium für Wirtschaft und Energie 11019 Berlin	13. Literaturangaben 59
	14. Tabellen 9
	15. Abbildungen 41
16. Zusätzliche Angaben	
17. Vorgelegt bei (Titel, Ort, Datum)	
18. Kurzfassung Der Reaktordynamikcode DYN3D wird für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren (SFR) erweitert. In diesem Bericht werden neu implementierte thermomechanische Modelle für die adäquate Simulation von SFR-Transienten beschrieben, die die Simulation der axialen Wärmeausdehnung von Brennstäben und die radiale Ausdehnung des Reaktorkerns umfassen. Darüber hinaus wurde das Verfahren zur Erstellung von Querschnittsbibliotheken für DYN3D für SFR-Analysen erweitert. Die Verifizierung der neuen Modelle und der Querschnittserstellung erfolgte auf Vollkern-Ebene mit stationären Experimenten von der BFS-Testanlage des IPPE Obninsk und Daten des großen oxidischen Kerns des OECD/NEA-Benchmark und den Experimenten zum Zyklusende des Phenix-Kerns. Die DYN3D-Ergebnisse wurden mit der Monte-Carlo-Referenzlösung verglichen, die durch den SERPENT-Code berechnet wurde. Die Testergebnisse zeigen, dass die neu entwickelten Modelle die Wärmeausdehnungseffekte der Kernstruktur genau berücksichtigen können. Das neu entwickelte Verfahren zur Erstellung von Querschnittsbibliotheken wurde ebenfalls auf der Basis von SERPENT-Ergebnissen erfolgreich verifiziert. Zur Validierung wurden mehrere Tests, die sowohl stationäre als auch transiente Fälle aus den Phenix-Experimenten enthalten, mit DYN3D berechnet. Die DYN3D-Lösungen weisen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten auf, was die Anwendbarkeit der Codes für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren bestätigt.	
19. Schlagwörter DYN3D, SERPENT, Natrium gekühlter Reaktor, thermomechanische Modelle, Validierung	
20. Verlag	21. Preis

Document Control Sheet

1. ISBN or ISSN Printed: 2191-8708 Electronic: 2191-8716	2. type of document (e.g. report, publication) Final Report
3. title Scientific co-operation with Russia - Analysis of Transients in Fast Reactors	
4. author(s) (family name, first name(s)) Kliem, Sören Nikitin, Evgeny Rachamin, Reuven Glivici-Cotruta, Varvara	5. end of project 31.03.2017
	6. publication date February 2018
	7. form of publication Booklet
8. performing organization(s) (name, address) Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) Institut für Ressourcenökologie Abteilung Reaktorsicherheit Bautzner Landstraße 400 01328 Dresden	9. originator's report no. HZDR-086
	10. reference no. 150 1462
	11. no. of pages 82
12. sponsoring agency (name, address) Bundesministerium für Wirtschaft und Energie 11019 Berlin	13. no. of references 59
	14. no. of tables 9
	15. no. of figures 41
16. supplementary notes	
17. presented at (title, place, date)	
18. abstract <p>The reactor dynamics code DYN3D is being extended for Sodium cooled Fast Reactor (SFR) core analyses. In this report, newly implemented thermo-mechanical models necessary for the adequate simulation of SFR transients are described, which cover the simulation of the axial thermal expansion of fuel rods and the radial expansion of the reactor core. In addition, the procedure of creating cross section libraries for DYN3D was adopted for SFR analyses. The verification of the new models and the cross section creation procedure was done at full core level using stationary experiments from the BFS test facility at IPPE Obninsk and data from the large oxide core from the OECD/NEA benchmark and the Phenix core from the End-of-Life experiments. The DYN3D results were compared against the Monte Carlo reference solution calculated by the SERPENT code. The test results indicate that the proposed models can accurately account for the thermal expansion effects of the core structure. The new developed procedure for creating cross section libraries was also successfully verified on basis of SERPENT results. For validation purposes several tests that contain both steady-state and transient cases from the Phenix End-of-Life experiments were calculated with DYN3D. The DYN3D solutions present a good agreement with the experimental data confirming the codes feasibility for Sodium cooled Fast Reactor core analyses.</p>	
19. keywords DYN3D, SERPENT, Sodium cooled fast reactor, thermomechanical models, validation	
20. publisher	21. price

Inhalt

Inhalt	7
Kurzfassung	9
Abstract	9
1. Einleitung	11
2. Aufgabenstellung und Projektablauf	13
2.1 Ausgangsbasis.....	13
2.2 Aufgabenstellung	14
2.3 Planung, Ablauf und Finanzen des Projekts	15
2.3.1 Planung.....	15
2.3.2 Projektablauf.....	15
2.3.3 Projektfinanzen	15
3. Weiterentwicklung des Reaktordynamikprogramms DYN3D für die Berechnung von schnellen Reaktoren	17
3.1 Bibliotheken der Wirkungsquerschnitte.....	17
3.1.1 Entwicklung der SPH-Methode für schnelle Reaktoren	18
3.2 Modelle für die Rückwirkung.....	19
3.2.1 Einleitung	19
3.2.2 Axiale Ausdehnung der Brennstäbe.....	20
3.2.3 Radiale Ausdehnung der Kerntirageplatte	21
4. Validierung auf Basis von stationären Experimenten an der Versuchsanlage BFS	23
4.1 Einleitung und Auswahl der Experimente	23
4.2 Beschreibung der Konfiguration der Experimente.....	24
4.2.1 Das kritische Experiment BFS-73-1	24
4.2.2 Das kritische Experiment BFS-62-3A.....	25
4.3 SERPENT-Rechnungen	27
4.3.1 Kritikalität	27
4.3.2 Verteilung der Spaltraten	29
4.3.3 Bestimmung von Reaktivitätswerten im Experiment BFS-62-3A	34
4.4 DYN3D-Rechnungen	36
4.4.1 Erstellung der Wirkungsquerschnittsbibliotheken	36
4.4.2 Rechnungen für einzelne Brennstäbe.....	37
4.4.3 Rechnungen für die komplette Anordnung.....	42
5. Validierung von DYN3D auf Basis von transienten Experimenten und Vergleichen mit anderen Rechenprogrammen	46

5.1	Beschreibung der Experimente.....	46
5.2	Erstellung der Bibliotheken	47
5.3	Ergebnisse der DYN3D-Validierung.....	48
5.4	Vergleich mit Ergebnissen des Codes UNICO.....	48
5.4.1	Beschreibung des Codes UNICO	48
5.4.2	Auswahl der Randbedingungen für die Vergleiche	49
5.4.3	Ergebnisse der Vergleiche	50
6.	Analysen mit dem weiterentwickelten Code DYN3D	53
6.1	Auswahl der beiden Referenzkonfigurationen	53
6.1.1	Beschreibung des OECD/NEA Kerns	53
6.1.2	Beschreibung des Phenix-Kerns.....	54
6.2	Erstellung der Bibliotheken der Wirkungsquerschnitte.....	55
6.3	Ergebnisse für die beiden Konfigurationen	55
6.3.1	Einleitung	55
6.3.2	Ergebnisse für den OECD/NEA-Kern	56
6.3.3	Ergebnisse für den Phenix-Kern	60
6.4	Zeitabhängige Rechnungen mit der Phenix-Konfiguration.....	63
6.4.1	Auswahl der Transiente	63
6.4.2	Ergebnisse der DYN3D-Rechnungen	65
6.4.3	Variation des neu entwickelten Ausdehnungsmodells	67
7.	Nutzen und Verwertbarkeit der Ergebnisse.....	70
8.	Zusammenarbeit mit anderen Stellen	71
9.	Fortschritt des Standes von Wissenschaft und Technik	72
10.	Veröffentlichungen	73
10.1	Zeitschriften	73
10.2	Konferenzen/Symposien.....	73
10.3	Doktorarbeit	74
11.	Zusammenfassung und Ausblick.....	75
12.	Verwendete Literatur	77

Kurzfassung

Der Reaktordynamikcode DYN3D wird für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren (SFR) erweitert. In diesem Bericht werden neu implementierte thermomechanische Modelle für die adäquate Simulation von SFR-Transienten beschrieben, die die Simulation der axialen Wärmeausdehnung von Brennstäben und die radiale Ausdehnung des Reaktorkerns umfassen. Darüber hinaus wurde das Verfahren zur Erstellung von Querschnittsbibliotheken für DYN3D für SFR-Analysen erweitert. Die Verifizierung der neuen Modelle und der Querschnittserstellung erfolgte auf Vollkern-Ebene mit stationären Experimenten von der BFS-Testanlage des IPPE Obninsk und Daten des großen oxidischen Kerns des OECD/NEA-Benchmark und den Experimenten zum Zyklusende des Phenix-Kerns. Die DYN3D-Ergebnisse wurden mit der Monte-Carlo-Referenzlösung verglichen, die durch den SERPENT-Code berechnet wurde. Die Testergebnisse zeigen, dass die neu entwickelten Modelle die Wärmeausdehnungseffekte der Kernstruktur genau berücksichtigen können. Das neu entwickelte Verfahren zur Erstellung von Querschnittsbibliotheken wurde ebenfalls auf der Basis von SERPENT-Ergebnissen erfolgreich verifiziert. Zur Validierung wurden mehrere Tests, die sowohl stationäre als auch transiente Fälle aus den Phenix-Experimenten enthalten, mit DYN3D berechnet. Die DYN3D-Lösungen weisen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten auf, was die Anwendbarkeit der Codes für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren bestätigt.

Abstract

The reactor dynamics code DYN3D is being extended for Sodium cooled Fast Reactor (SFR) core analyses. In this report, newly implemented thermo-mechanical models necessary for the adequate simulation of SFR transients are described, which cover the simulation of the axial thermal expansion of fuel rods and the radial expansion of the reactor core. In addition, the procedure of creating cross section libraries for DYN3D was adopted for SFR analyses. The verification of the new models and the cross section creation procedure was done at full core level using stationary experiments from the BFS test facility at IPPE Obninsk and data from the large oxide core from the OECD/NEA benchmark and the Phenix core from the End-of-Life experiments. The DYN3D results were compared against the Monte Carlo reference solution calculated by the SERPENT code. The test results indicate that the proposed models can accurately account for the thermal expansion effects of the core structure. The new developed procedure for creating cross section libraries was also successfully verified on basis of SERPENT results. For validation purposes several tests that contain both steady-state and transient cases from the Phenix End-of-Life experiments were calculated with DYN3D. The DYN3D solutions present a good agreement with the experimental data confirming the codes feasibility for Sodium cooled Fast Reactor core analyses.

1. Einleitung

Im Rahmen des Generation-IV International Forum (GIF) werden international sechs Reaktorkonzepte untersucht, die in einer mittelfristigen Perspektive die heute vorherrschende Generation von Leichtwasserreaktoren ablösen soll. Vier dieser sechs Konzepte operieren im Gegensatz zu der überwiegenden Mehrzahl der heute am Netz befindlichen Reaktoren in einem schnellen Neutronenspektrum. Das am weitesten entwickelte Konzept ist der natriumgekühlte schnelle Reaktor. Aktuell befindet sich mit dem ASTRID-Prototyp in Frankreich ein natriumgekühlter schneller Reaktor in der Entwicklung, der die Vorgaben des entsprechenden GIF-Konzepts berücksichtigt. Es ist das am weitesten entwickelte Reaktorkonzept des GIF. Frankreich beabsichtigt, den ASTRID-Prototypen ab Mitte der 2020er Jahre als Demonstrator für diese Technologie zu bauen (ESNII, 2010).

Aktuell befinden sich weltweit drei natriumgekühlte Reaktoren im Leistungsbetrieb, einer davon seit 1980 (IAEA, 2017). Die Konzepte dieser Reaktoren basieren auf Entwicklungen der 1960er und 1970er Jahre, sie können daher nicht zu den GIF-Konzepten gezählt werden.

Der internationale Stand von Wissenschaft und Technik zu Beginn des Vorhabens im Bereich der Simulation von Störfällen in schnellen Reaktoren war durch die Verwendung von Systemcodes mit Punktkinetikkoeffizienten für die einzelnen Rückkopplungseffekte charakterisiert. Für herkömmliche Leichtwasserreaktoren war dieser Ansatz bis ca. Ende der 1980er Jahre im Einsatz. Danach wurde der Übergang zur dreidimensionalen neutronenkinetischen Modellierung des Reaktorkerns vollzogen. Standardmäßig werden heutzutage im Aufsichtsverfahren für die Analyse von Reaktivitätstransienten im Reaktorkern von Leichtwasserreaktoren dreidimensionale Rechenprogramme eingesetzt. Auf Grund der geringen Verbreitung von schnellen Reaktoren wurden Analysetools für hypothetische Störfälle in flüssigmetallgekühlten Reaktoren in den letzten Jahrzehnten nicht in dem selben Maß wie für die herkömmlichen Leichtwasserreaktoren entwickelt. Im Zusammenhang mit der Intensivierung der Arbeiten am ASTRID-Konzept ergibt sich auch die Notwendigkeit, entsprechende Analysetools, wie sie Stand der Technik für Leichtwasserreaktoren sind, auch für schnelle Reaktoren zu entwickeln.

Die Entwicklung eines entsprechenden Rechenprogramms in Deutschland schafft die Voraussetzungen, im Genehmigungsprozess im Rahmen des in Frankreich zu erwartenden Baus des erwähnten Prototyps vergleichende Analysen durchführen zu können, wenn dies durch die hiesigen Behörden gewünscht wird.

Die in diesem Bericht dokumentierten Arbeiten wurden im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen Deutschland und Russland auf den Gebieten der Reaktorsicherheitsforschung und der Endlagerforschung durchgeführt. Die

Inhalte der Zusammenarbeit werden auf gemeinsamen Koordinierungssitzungen beider Seiten, die im zweijährigen Rhythmus durchgeführt werden, regelmäßig abgestimmt. Die durchgeführten Arbeiten beziehen sich auf den Arbeitspunkt „Anwendung von Programmkomplexen bei Sicherheitsanalysen für flüssigmetall- und gasgekühlte Reaktoren“ des gemeinsamen Protokolls dieser Sitzungen. Der wissenschaftliche Ansprech- und Projektpartner für diese Arbeiten ist in Russland das IPPE Obninsk, das sowohl Codeentwicklung für schnelle Reaktoren betreibt als auch über Versuchsanlagen und einer entsprechenden Datenbasis von Experimenten zur Validierung dieser Entwicklungen verfügt.

2. Aufgabenstellung und Projektablauf

2.1 Ausgangsbasis

Das Rechenprogramm DYN3D wurde für die Analyse von hypothetischen Störfällen in Leichtwasserreaktoren entwickelt (Rohde, 2016; Kliem, 2016). Der Code dient zur dreidimensionalen Berechnung der stationären und transienten Leistungsverteilung im Reaktorkern unter Berücksichtigung der Kopplung der neutronenphysikalischen und der thermohydraulischen Vorgänge. Eines der wesentlichen Merkmale des Rechenprogramms ist seine Anwendbarkeit für Störfallanalysen von westlichen und russischen Leichtwasserreaktoren. Dafür besitzt DYN3D spezielle Optionen sowohl für quadratische (westlich) als auch für hexagonale (russisch) Brennelementgeometrien (Abb. 2.1).

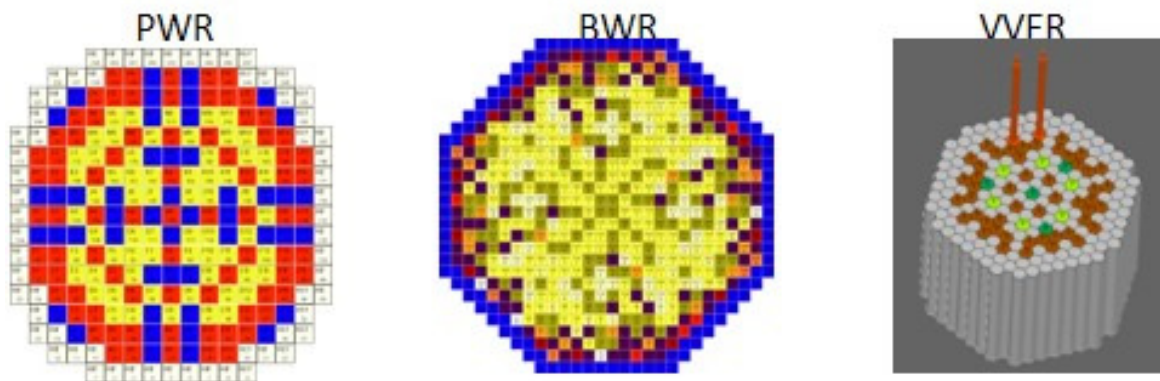


Abb. 2.1: Geometrieoptionen des Reaktordynamikprogramms DYN3D

Im Rahmen des BMWi-geförderten Projekts 150 0925A wurden wesentliche Beiträge zur Weiterentwicklung und Validierung von DYN3D geleistet (Grundmann, 1998). In diesem Projekt erfolgte auch die Kopplung mit dem fortgeschrittenen thermohydraulischen Anlagenprogramm ATHLET der GRS. Als nächster Entwicklungsschritt erfolgte im Projekt 150 1295 die Erweiterung von DYN3D auf mehrere Energiegruppen und die Implementierung eines vereinfachten Transportansatzes für die quadratische Brennelementgeometrie (Beckert, 2008; Beckert, 2008a). Die Weiterentwicklung von DYN3D konzentrierte sich danach auf die Erweiterung für ein anderes GIF-Konzept, dem thermischen Hochtemperaturreaktor (Rohde, 2012). Diese Arbeiten wurden im Projekt 150 1358 durchgeführt. Das ging einher mit der Entwicklung des vereinfachten Transportansatzes für die hexagonale Brennelementgeometrie und der Kopplung mit dem CFD-Programm ANSYS CFX (Rohde, 2012a).

Auf europäischer Ebene wurde DYN3D als einer der Referenzcodes für Kernanalysen in die europäische Codeplattform NURESAFE aufgenommen (Chanaron, 2015). Dort erfolgten die Kopplungen mit den CFD-Codes FLICA-IV (Jimenez, 2015) und TRIO_U

(Grahn, 2017) sowie mit den Unterkanalprogrammen SUBCHANFLOW und COBRA-TF (Jimenez, 2017).

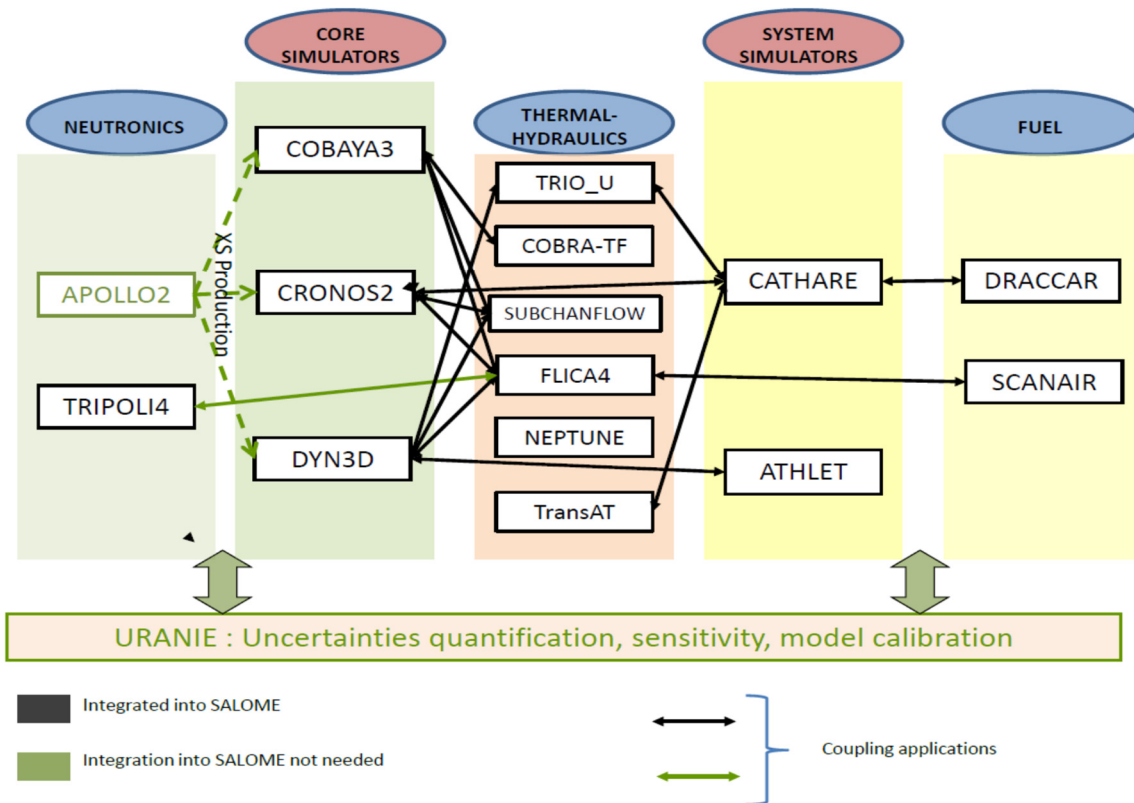


Abb. 2.2: DYN3D innerhalb der Codeplattform NURESIM (aus Chanaron, 2015)

DYN3D ist heute im Bereich der Leichtwasserreaktoren ein anerkannter Code für Analyse von reaktivitätsinduzierten Störfällen, der eine breite internationale Nutzerbasis besitzt.

2.2 Aufgabenstellung

Im aktuellen Projekt stand die Aufgabe, den ursprünglich für die Transientenanalyse von Leichtwasserreaktoren entwickelten Code DYN3D für die Anwendung für schneller Reaktoren weiterzuentwickeln. Das beinhaltet das Berücksichtigen von Effekten, die in Leichtwasserreaktoren nicht oder nur in vernachlässigbarer Form auftreten. Hier sind speziell die thermomechanischen Ausdehnungsvorgänge bei Erwärmung und Abkühlung zu nennen, die einen merklichen Einfluss auf die Reaktivität haben. Des Weiteren benötigt DYN3D vorab generierte Wirkungsquerschnitte, um Störfallanalysen durchführen zu können. Die Methodik der Herstellung solcher Bibliotheken war selbstverständlich auf die Leichtwasserreaktortechnologie abgestimmt. Somit muss auch hier entsprechende Entwicklungsarbeit geleistet werden.

2.3 Planung, Ablauf und Finanzen des Projekts

2.3.1 Planung

Für das Projekt wurde ein Arbeitsplan aufgestellt, in dem eine Aufteilung der notwendigen Arbeiten zur Weiterentwicklung und Validierung zwischen zwei Personen vorgenommen wurde. Ein PostDoc mit Erfahrungen in der Reaktorphysik wurde für die Aufgabe der Qualifizierung der Erzeugung der Wirkungsquerschnittsbibliotheken für DYN3D vorgesehen. Darauf aufbauend sollte er die Validierung von DYN3D an Hand von ausgewählten stationären Nullleistungsexperimenten an Versuchsanlagen durchführen.

Für die Arbeiten zur Weiterentwicklung des Programms DYN3D wurde eine Doktorandenstelle für das Projekt ausgeschrieben. Nach einer Einarbeitung in die Problematik sollte der Kandidat die notwendigen neuen Modelle für DYN3D entwickeln, implementieren und validieren. Das beinhaltet auch den Codevergleich mit anderen Programmen.

2.3.2 Projektablauf

Nach einer Verzögerung von ca. 4 Monaten beim Start der Doktorandenstelle, die durch die aufwändige Suche nach einem geeigneten Kandidaten verursacht wurde, liefen die Arbeiten problemlos. Der normale Projektablauf entsprechend Arbeitsplan wurde durch den Weggang des Mitarbeiters (PostDoc) unterbrochen. Eine neue Person musste gefunden und eingearbeitet werden, was gewisse weitere Verzögerungen verursachte. In diese Zeit fiel zusätzlich noch der Wechsel des Projektleiters, auch verbunden mit dem Weggang desselben.

Auf Grund von während der Projektlaufzeit bekannt gewordenen neuen Erkenntnissen wurde eine Anpassung des Arbeitsplans, im Wesentlichen bei der Auswahl der transienten Validierung, vorgenommen.

Zur Kompensation der Verzögerungen und um das Arbeitsprogramm zu erfüllen wurde eine kostenneutrale Verlängerung um 9 Monate beantragt und genehmigt.

2.3.3 Projektfinanzen

Die beantragten Mittel wurden zum überwiegenden Teil für die Finanzierung des wissenschaftlichen Mitarbeiters und des Doktoranden eingesetzt. Die weiteren Mittel betrafen Reisekosten. Reisen erfolgten zur Abstimmung zu Experimenten und Rechnungen am IPPE in Obninsk, zur Präsentation der Ergebnisse auf Konferenzen und verschiedenen Nutzertreffen zu Codes und Benchmarks sowie zum Erfahrungsaustausch mit anderen Wissenschaftlern. Weiterhin erfolgten jährlichen Konsultationen mit dem wissenschaftlichen Betreuer der Arbeit.

Die weiteren Kapitel stellen die erzielten Ergebnisse zu den einzelnen Arbeitspunkten dar. Zusätzlich ist eine Übersicht über die aus den Projektergebnissen resultierenden erfolgten und eingereichten Publikationen enthalten.

3. Weiterentwicklung des Reaktordynamikprogramms DYN3D für die Berechnung von schnellen Reaktoren

3.1 Bibliotheken der Wirkungsquerschnitte

Seit Mitte der 1990iger Jahre wird am HZDR das kommerzielle Transportprogramm HELIOS für die Erzeugung von Wirkungsquerschnittsdaten für DYN3D eingesetzt (Merk, 2008). Wie schon in Kapitel 2 ausgeführt, betraf das ausschließlich Daten für herkömmliche Leichtwasserreaktoren. Der Einsatz von HELIOS für schnelle Reaktoren war Untersuchungsgegenstand einer separaten Arbeit (Rachamin, 2013). Parallel dazu wurde das MonteCarlo Programm SERPENT für schnelle Reaktoren eingesetzt. Auf Basis erfolgreicher Tests, die die Anwendbarkeit und Qualität dieses neuen Tools für die Erzeugung von Wirkungsquerschnittsdaten überzeugend demonstrierten, ist es derzeit das Hauptinstrument für diese Arbeiten für schnelle Reaktoren (Fridman, 2013; Rachamin, 2013; Nikitin, 2015).

Die Methodik der Erzeugung von Bibliotheken von Wirkungsquerschnittsdaten besteht aus den folgenden Schritten:

- Die Wirkungsquerschnitte für brennstoffenthaltende Elemente werden als dreidimensionale Einzelelemente mit reflektierenden radialen sowie schwarzen axialen Randbedingungen berechnet.
- Die Daten der äußeren Brennelemente, die an den radialen Reflektor grenzen, werden mit einem dreidimensionalen Reflektormodell verbunden und berechnet (Abb. 3.1). Der erhaltenen Daten werden ausschließlich über den brennstoffenthaltenden Teil homogenisiert. Auf diese Weise kann die Leistung deutlich genauer bestimmt werden.
- Die Wirkungsquerschnittsdaten für das Blanket und alle nicht-multiplizierenden Regionen (Reflektor, Natriumplena, Regelstäbe und ihre Führungskanäle) werden auf Basis von zweidimensionalen Superzellmodellen entsprechend Abb. 3.2 ermittelt. Dabei sind alle Superzellen so konstruiert, dass die zentrale hexagonale Region von Elementen mit Brennstoff umgeben ist. Die Homogenisierung erfolgt wiederum ausschließlich über den zentralen Bereich.
- Die Festlegung der Anzahl und der Struktur der Energiegruppen folgt den Empfehlungen, die im Rahmen von Voruntersuchungen für dieses Projekt eine 24-Gruppenstruktur auf Basis der 33 Energiegruppen des ERANOS Codes (Tommasi, 2006) als die optimale Variante ermittelt haben (Fridman, 2013; Rachamin, 2013). Dabei werden die zehn unteren Gruppen in einer gemeinsamen zusammengefasst.
- Für zeitabhängige Rechnungen nutzt DYN3D parametrisierte Bibliotheken von Wirkungsquerschnitten, um die aufwändige Berechnung der realen Werte der

Wirkungsquerschnitte zu jedem Zeit- bzw. Iterationsschritt zu vermeiden. Für die Berechnung von schnellen Reaktoren wurden neben den LWR-typischen Größen Brennstofftemperatur, Moderatortemperatur und –dichte sowie Borkonzentration neue Abhängigkeiten für die geometrische Ausdehnung in axialer und radialer Richtung hinzugefügt. Mit Hilfe von SERPENT werden die Wirkungsquerschnittsdaten für alle Kombinationen der unabhängigen Parameter über den zu erwartenden Bereich berechnet und in tabellarischer Form abgespeichert. Während der DYN3D-Rechnung wird in diesen Tabellen interpoliert.

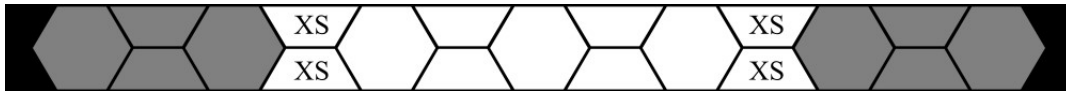


Abb. 3.1: Bestimmung der Wirkungsquerschnitte im Falle angrenzender Reflektorelemente (Nikitin, 2017)

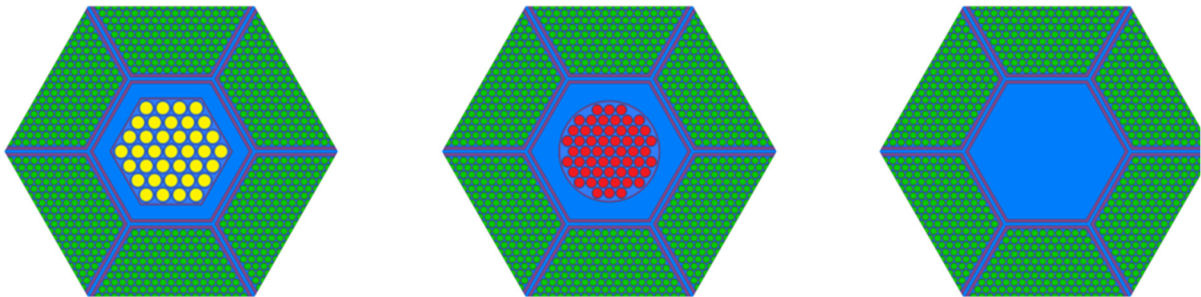


Abb. 3.2: Bestimmung der Wirkungsquerschnitte für nichtmultiplizierende Medien

3.1.1 Entwicklung der SPH-Methode für schnelle Reaktoren

Für die Verbesserung der Ergebnisse von nodalen Diffusionsrechnungen wurden seit den 1978er Jahren zusätzliche Äquivalenztechniken entwickelt und eingesetzt. Eine dieser Ansätze sind die Superhomogenisierungsfaktoren (SPH) (Kavenoky, 1978), die in DYN3D für die Leichtwasserreaktoren implementiert sind (Grundmann, 2011). Im Rahmen der hier vorliegenden Arbeit wurde erstmals der Einsatz von SPH-Faktoren für schnelle Reaktoren geprüft und angewandt. SPH-Faktoren wurden für die Brennelemente mit Regelstäben und mit leeren Führungsrohren für Regelstäbe ermittelt. Die Faktoren wurden entsprechend folgender Prozedur ermittelt:

1. SERPENT-Modelle der heterogenen Superzellen entsprechend Abb. 3.1 und 3.2 wurden für die Bestimmung der Referenzlösung verwendet.
2. Auf Basis dieser Modelle wurde äquivalente homogene DYN3D-Modelle erstellt. Dafür wurde die trigonale Version von DYN3D eingesetzt (Duerigen,

2013), da nur auf Dreiecksbasis eine äquivalente Modellierung möglich ist (Abb. 3.3).

- Die SPH-Faktoren werden iterativ zwischen SERPENT und DYN3D bestimmt. Dabei werden die als Eingangsdaten für DYN3D dienenden Wirkungsquerschnitte so lange modifiziert, bis die Reaktionsraten in SERPENT und DYN3D übereinstimmen.

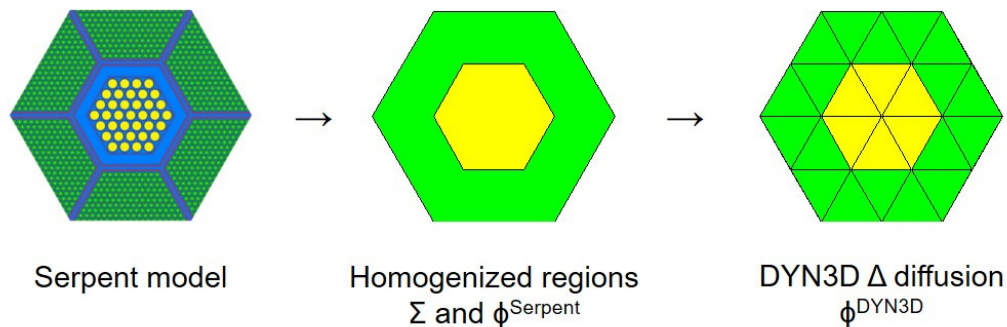


Abb. 3.3: SERPENT- und äquivalente DYN3D Modelle für die Superzellen

Die beschriebene Methode wurde auf den Kern des OECD/NEA Benchmarks angewandt. Die entsprechenden Ergebnisse wurden im Rahmen des Projekts veröffentlicht (Nikitin, 2015a).

3.2 Modelle für die Rückwirkung

3.2.1 Einleitung

Die Reaktivitätsrückkopplungen der Verformung des Reaktorkerns durch die thermische Ausdehnung sind in LWRs nicht signifikant ausgeprägt, spielen jedoch in schnellen Reaktoren eine entscheidende Rolle. So sind in diesem Reaktortyp die durchschnittliche Kerntemperatur und die Temperaturgradienten deutlich größer, z. B. beträgt die Aufheizung des Kühlmittels ca. 150 K/m entlang des Kerns. Zusätzlich sind die Reaktivitätseffekte in natriumgekühlten Reaktoren größer, weil sie auf Grund der größeren freien Weglänge der Neutronen eine wesentlich höhere Neutronenleckage aufweisen. Dadurch reagiert die Reaktivität empfindlicher auf geometrische Veränderungen als in thermischen Systemen (Waltar, 2012; Rouault, 2010). Darüber hinaus spielen die Rückkopplungen über die thermische Ausdehnung auf Grund des hohen Abstands zum Natriumsieden eine signifikante Rolle bei der Entwicklung der Transiente vor dem Einsetzen des Siedens (Mikityuk, 2016) und sind wichtige inhärente Faktoren für die passive Abschaltung (Planchon, 1986).

Ein grundlegender Ansatz zur Modellierung der thermischen Ausdehnung des Kerns besteht darin, die räumlichen Expansionsprofile mit einheitlichen Durchschnittswerten für den Kern anzunähern. Dieser Ansatz wurde in großem Umfang angewendet, wie

z.B. in den Berechnungen zum Systemverhalten des europäischen schnellen Natriumreaktors (Lazaro, 2014; Lazaro, 2014a) oder in den Benchmark-Berechnungen der Phenix-End-of-Life-Tests (IAEA, 2014; IAEA, 2013).

Neuere Studien zeigen, dass zwei Arten der Modellierung einer ungleichmäßigen Kernaussdehnung in dreidimensionalen Kinetikcodes möglich sind; entweder mit deformierenden Gittern (Patricot, 2016) oder mit Dichteveränderungen bei festen Rechengittern (Reed, 2014; Andriolo, 2015).

Basierend auf diesen Anmerkungen wurden zwei neue Modelle entwickelt und in DYN3D implementiert, um die axiale und radiale thermische Ausdehnung des Kerns zu berücksichtigen: die axiale Brennstabausdehnung und die radiale Ausdehnung der Kerntrageplatte.

3.2.2 Axiale Ausdehnung der Brennstäbe

Dieses neue axiale Ausdehnungsmodell ist so konzipiert, dass es die Flexibilität besitzt, um die Beschränkungen eines nodalen Gitteransatzes zu überwinden. Die Grundidee des Modells besteht darin, die axiale Ausdehnung der Knoten zu erhalten und die axialen Expansionseffekte durch Manipulation der Wirkungsquerschnittsdaten zu berücksichtigen. Auf diese Weise kann die starre nodale Diskretisierung unverändert bleiben. Jeder Knoten kann abhängig von seinem Expansionsgrad separat behandelt werden. Das Modell rekombiniert ("mischt") die Wirkungsquerschnittsdaten für die betroffenen Knoten abhängig vom Beitrag der ausgedehnten Materialien innerhalb des Knotens. Es wird gemäß dem nachfolgend beschriebenen Verfahren durchgeführt:

- Die anfängliche axiale Diskretisierung ist so spezifiziert, dass die Materialgrenzen bei einer Referenztemperatur (z. B. Raumtemperatur) eingehalten sind, wie in Abb. 3.4 (links) gezeigt.
- Die erhaltenen axialen Knoten werden weiter in kleinere Knoten mit einer Höhe der erwarteten maximalen möglichen axialen Ausdehnung unterteilt, wie in Abb. 3.4 (rechts) gezeigt. Die Einführung dieser kleineren "Misch"-Knoten trägt dazu bei, den Verdünnungs- und Verschmierungseffekt zu verringern.
- Für jede Brennlement werden lokale Nodaltemperaturen für die Bestimmung der axialen Ausdehnung und der neuen Materialgrenzflächen verwendet. Es sollte beachtet werden, dass alle neuen Materialebenen innerhalb der "isolierten" Bereiche liegen, wie in Abb. 3.4 (rechts) dargestellt.
- Wenn eine neue Materialschnittstelle innerhalb der "isolierten" Bereiche detektiert wird, wird das Mischen der Wirkungsquerschnittsdaten durchgeführt. Zu diesem Zweck wird der volumengewichtete Durchschnitt von Wirkungsquerschnittsdaten verwendet:

$$\Sigma = \frac{h_1 \Sigma_1 + h_2 \Sigma_2}{h_1 + h_2},$$

wobei h die Höhe des Materials innerhalb des Knotens ist, Σ der Wirkungsquerschnitt des Materials ist und die Indizes das untere und obere Material darstellen. Das Σ enthält alle makroskopischen Wirkungsquerschnitte, Streumatrizen und Diffusionskoeffizienten.

Kürzlich wurde in der Literatur über ähnliche Ansätze berichtet, in denen eine volumengewichtete "Mischung" im KANEXT-Code (Ponomarev, 2014) und eine flussvolumengewichtete "Mischung" in PARCS (Seubert, 2016) verwendet wurden.

Die Abschätzung der axialen Ausdehnung erfolgt unter der Annahme einer vordefinierten Gasspaltbedingung (offener oder geschlossener Spalt). Wenn der Spalt offen ist, kann man davon ausgehen, dass die axiale Ausdehnung des Brennstoffs und der Hülle separat stattfinden. Im Falle eines geschlossenen Spalts zieht die sich ausdehnende Hülle die Brennstoffpellets nach oben, d.h. der Brennstoff und der Mantel dehnen sich gleichzeitig aus, angetrieben durch die Hüllrohrtemperatur. Für eine genauere Modellierung der Brennstoff-Hüllrohr-Wechselwirkung ist eine Kopplung mit einem Brennstoffcode erforderlich, der für die spätere Stufe der Codeerweiterung vorgesehen werden könnte.

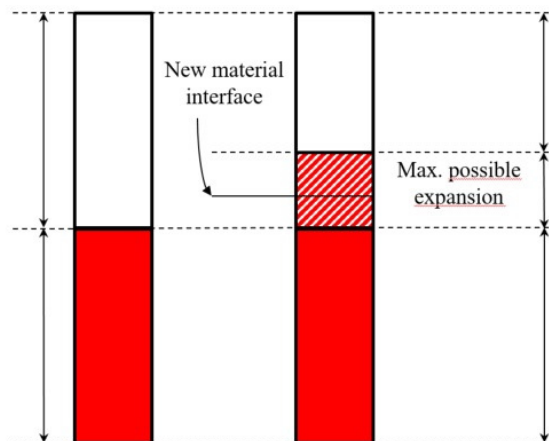


Abb. 3.4: Gitterunterteilung für die Reduzierung der Verschmierungseffekte (Nikitin, 2017a)

3.2.3 Radiale Ausdehnung der Kertrageplatte

Die Kertrageplatte befindet sich unterhalb des Reaktorkerns und nimmt die Fußstücke der Brennelemente auf (Gallet, 1977). Damit ist die radiale Ausdehnung des Kerns

das Ergebnis der radialen Wärmeausdehnung der Kerntageplatte. Die radiale Ausdehnung erhöht den Abstand zwischen den Brennelementen, wodurch der Natriumanteil im Kern erhöht wird, was schließlich zu einem negativen Reaktivitätseintrag in den Kern führt. Das von den Primärkreislaufpumpen kommende Kühlmittel (Natrium) fließt zunächst durch die Kerntageplatte und erst danach in den Kern. Auf Grund dieser Tatsache und der Struktur der Konstruktion kann angenommen werden, dass die thermische Expansion der Kerntageplatte durch die mittlere Natriumtemperatur am Kerneintritt bestimmt wird.

Das neue Modell der Ausdehnung der Kerntageplatte berechnet aus der mittleren Natriumtemperatur am Eintritt die Temperatur der Kerntageplatte und auf dieser Basis die radiale Ausdehnung derselben. Das Modell beinhaltet ein eindimensionales Wärmestrukturmodell zur Lösung der Wärmeleitungsgleichung mit der Crank-Nicolson-Methode (Crank, 1996), die die zeitabhängige Temperatur der Kerntageplatte liefert. Im Endeffekt kann DYN3D die entsprechende Zeitverzögerung des Erwärmens oder Abkühlens der Kerntageplatte berücksichtigen und den erhöhten oder verringerten Abstand der Brennelemente in den Kernberechnungen verwenden.

4. Validierung auf Basis von stationären Experimenten an der Versuchsanlage BFS

4.1 Einleitung und Auswahl der Experimente

Die Machbarkeit der Verwendung des DYN3D-Codes für stationäre Rechnungen von Kernen von schnellen Reaktoren wurde in mehreren Studien nachgewiesen (Fridman, 2013; Rachamin, 2013; Nikitin, 2015). In diesen Studien wurden die DYN3D-Rechnungen mit einer Wirkungsquerschnitts-Bibliothek unter Verwendung des SERPENT Monte-Carlo (MC) -Codes (Leppänen, 2013) durchgeführt und die Ergebnisse mit Vollkern-Lösungen mit SERPENT verifiziert. Die Studien zeigten, dass das DYN3D-SERPENT-Codesystem für stationäre Berechnungen von Kernen schneller Reaktoren verwendet werden kann. Um diese Aussage zu verstärken, ist es erwünscht, das DYN3D-SERPENT-Codesystem an experimentellen Daten zu validieren.

Viele der Bedingungen, unter denen schnelle, natriumgekühlte Systeme betrieben werden, können in kritischen Null-Leistungsexperimenten simuliert werden. Das Testen des DYN3D-SERPENT-Codesystems an solchen Experimenten kann seine Vorhersagefähigkeit klar demonstrieren und zeigen, dass dieses Berechnungssystem zuverlässig für die Analyse von schnellen Kernen verwendet werden kann. Daher wurden in dieser Studie in Zusammenarbeit mit dem Institut für Physik und Energietechnik (IPPE) Obninsk zwei kritische Experimente aus den BFS-Anlagen ausgewählt und analysiert. An den kritischen BFS Experimentieranlagen, BFS-1 und BFS-2, wurden seit Anfang der 1960er Jahre reaktorphysikalische Experimente mit hoher Datenqualität durchgeführt. Daher bilden sie eine gute Grundlage für entsprechende Vergleiche mit Rechenprogrammen. Die BFS-Anlagen, die sich am IPPE befinden, sind für die großtechnische Modellierung von schnellen Reaktorkernen, Blanketts und Abschirmungen sowie für die Untersuchung weiterer für die Entwicklung schneller Reaktoren erforderlicher Kernphysikparameter ausgelegt (Dulin, 2014).

Die Experimente, die ausgewählt wurden, um in dieser Arbeit verwendet zu werden, sind BFS-73-1 (Manturov, 2006) und BFS-62-3A (Manturov, 2006a). Die kritischen Brennelemente BFS-73-1 und BFS-62-3A repräsentieren einen metallischen Uran-Kern bzw. einen mit Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX) betriebenen Kern. Um eine umfassende Bewertung der Vorhersagemöglichkeiten des DYN3D-SERPENT Codesystems zu erzielen, wurde die Analyse in zwei Teilen durchgeführt. Der erste Teil beschäftigt sich mit der Entwicklung und Validierung eines 3D Vollkernmodells für jedes Experiment unter Verwendung des SERPENT Codes. Dieser Teil ist als ein erster Schritt zur Verwendung des SERPENT Codes als ein Werkzeug zur Vorbereitung von homogenisierten Gruppenkonstanten und als Referenzlösung für den Code-zu-Code-Vergleich mit DYN3D gedacht. Der zweite Teil der Studie beschäftigt sich mit den stationären Nachrechnungen der Experimente. Der Schwerpunkt liegt in diesem Teil auf der 3D-Vollkernmodellierung mit DYN3D und dem für die Berechnungen erforderlichen

Generierungsverfahren der Bibliothek mit den Weniggruppenquerschnitten. Diese Rechnungen wurden mit der Vollkern-SERPENT-Lösung verifiziert.

4.2 Beschreibung der Konfiguration der Experimente

Die kritischen Brennelemente in den BFS-Anlagen (Dulin, 2014) bestehen aus einem Satz vertikaler Edelstahlrohre mit einem Außendurchmesser von 5,0 cm, einer Wandstärke von 0,1 cm und einer Länge von 195,996 cm (BFS-1) oder 317,0 cm (BFS-2). Die Röhren sind in einem hexagonalen Gitter mit einem Abstand von 5,1 cm angeordnet. Der Raum zwischen den Rohren kann mit zylindrischen Stopfen aus Edelstahl mit einem Außendurchmesser von 0,8 cm gefüllt werden. Jedes der BFS-Rohre ist mit Pellets aus Brennstoff, Natrium oder Strukturmaterialien gefüllt. Die Pellets werden in der Röhre aufgestapelt, um eine sich wiederholende Zellanordnung zu bilden. Die Pellet-Durchmesser liegen im Bereich von 4,6-4,7 cm und sind abhängig vom Pelletmaterial ca. 10 mm hoch. Jedes der Pellets ist entweder ohne Überzug oder in eine Edelstahl- oder Aluminiumummantelung eingeschlossen.

Etwa 100 Versuchsanordnungen wurden in den BFS-Anlagen aufgebaut. Diese Experimente liefern wesentliche physikalische Parameter, wie das anfängliche Brutverhältnis, eine Spaltratenverteilung und Reaktivitätskoeffizienten. Wie bereits erwähnt, konzentriert sich die vorliegende Arbeit auf zwei besondere kritische Experimente, die als BFS-73-1 und BFS-62-3A bezeichnet sind. In den folgenden Unterabschnitten werden die Ziele und die Konfiguration dieser kritischen Experimente kurz beschrieben.

4.2.1 Das kritische Experiment BFS-73-1

Das kritische Experiment BFS-73-1 (Manturov, 2006) wurde 1997 in der Anlage BFS-1 aufgebaut. Das Hauptziel des Experiments BFS-73-1 war die Untersuchung der grundlegenden neutronenkinetischen Eigenschaften eines einfachen natriumgekühlter schnellen Reaktors mit Uranmetallbrennstoff.

Eine schematische Ansicht der kritischen Brennelementkonfiguration BFS-73-1 ist in Abb. 4.1 gezeigt. Das Brennelement besteht aus drei Arten von Rohren: dem inneren Kernrohr, dem äußeren Kernrohr und dem radialen Blankett. Das innere und das äußere Kernrohr können axial in drei Bereiche unterteilt werden: unteres Blankett, Kern und oberes Blankett. Beide Blanketts bestehen aus 50 abgereicherten UO₂-Pellets. Die Kernregion enthält sechzehn Kernzellen. Jede der Kernzellen besteht aus zwei Uranmetallpellets mit 36% Anreicherung, einem abgereicherten Uranmetallpellet und vier Natriumpellets. Der Unterschied zwischen dem inneren und dem äußeren Kernrohr liegt in der exakten Anreicherung des Uranmetallpellets. Das Uranmetall-Pellet im inneren und äußeren Kernrohr hat eine Anreicherung von 36,41% bzw. 36,45%. Jedes der radialen Blankettrohre, die den Kern umgeben, enthält 201 abgereicherte UO₂-Pellets. Die Zwischenräume sind mit Edelstahlstopfen gefüllt.

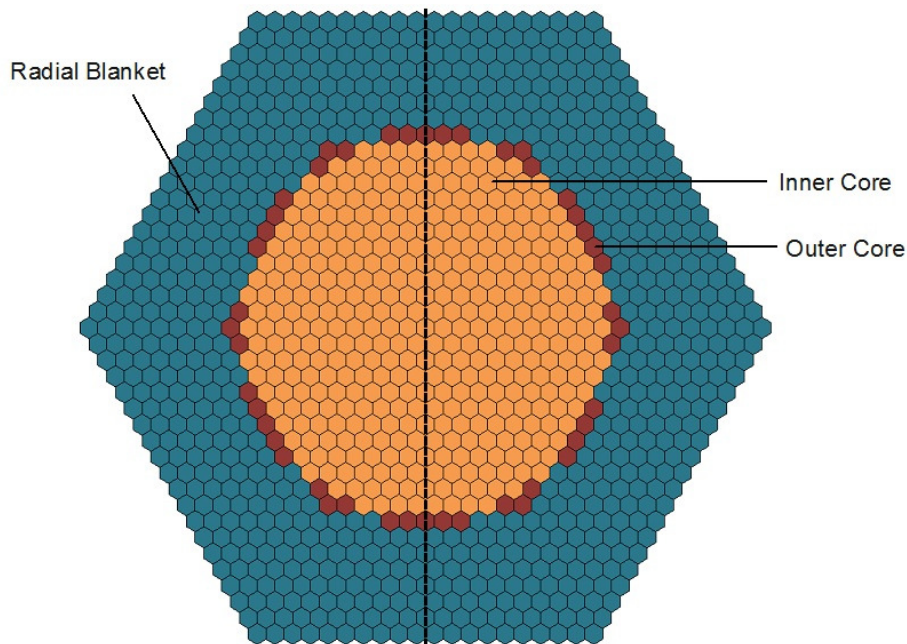


Abb. 4.1: Radiales Layout des Experiments BFS-73-1 (Rachamin, 2017)

4.2.2 Das kritische Experiment BFS-62-3A

Das kritische Experiment BFS-62-3A (Manturov, 2006a) wurde 1999-2000 in der BFS-2-Anlage errichtet. Die experimentelle Konfiguration BFS-62-3A ist eine der Varianten in den Simulationsreihen der BFS-62-Experimente. Die BFS-62-Experimente hatten das Ziel, den Übergang des konventionellen (UO₂-betriebenen) BN-600-Reaktorkerns zu einem BN-600-Hybridkern zu simulieren, bei dem etwa 20% des UO₂-Brennstoffs durch Uran-Plutonium-MOX-Brennstoff sowie ein Teil des radialen Blanketts durch einen Reflektor aus Edelstahl ersetzt werden.

Eine schematische Ansicht der kritischen Konfiguration BFS-62-3A ist in Abb. 4.2 dargestellt. Das Brennelement besteht aus vier Bereichen: der inneren Uranzone mit geringer Anreicherung (LEZ), der mittleren Uranzone mit mittlerer Anreicherung (MEZ), der Plutoniumanreicherungszone (PEZ) und einer äußeren Hochanreicherungs-Uranzone (PEZ). Die Brennstäbe in den verschiedenen Kernbereichen sind durch Unterschiede im Brennstofftyp, der Anreicherung, den Strukturmaterialien und den Pelletabmessungen gekennzeichnet. Sie haben jedoch alle eine gemeinsame axiale Konfiguration. Die Brennstäbe können axial in fünf Hauptbereiche unterteilt werden: die mechanische Unterkonstruktion, das untere Blankett, den Kern, das obere Blankett und die obere Abschirmung. Einige Brennstäbe sind in der LEZ-Region ohne angereichertes Uran installiert. Die LEZ-Region wird auch von sechs Sicherheits- und achtzehn Kontrollstäben durchdrungen. Zwölf der achtzehn Kontrollstäbe befinden sich in der Nähe der Grenze zwischen der LEZ und der MEZ. Jeder Sicherheits- und Kontrollstab

besteht aus vier Rohren. Es soll darauf hingewiesen werden, dass es zwei Arten von Natriumpellets gibt: das alte mit einer geringen Menge (etwa 0,2 Gew.%) Wasserstoff und das neue ohne Wasserstoff. Das neue wurde in dem Bereich verwendet, der als "Schlüsselbereich" bezeichnet wird, wobei der Bereich innerhalb des 120-Grad-Sektors und des zentralen Teils der Konstruktion eine Schlüssellochform bildet. Die Kernpositionen der Schlüsselregion sind in Abb. 2 durch eine etwas dunklere Farbe in der LEZ und durch eine Schraffur in den MEZ-, PEZ- und HEZ-Regionen gekennzeichnet. Die Zwischenrohrräume im Kern sind mit Stopfen aus Edelstahl gefüllt.

Der Kern ist von einem radialen Blankett umgeben, das aus abgereicherten UO₂-Pellets besteht. Der Ersatz des Blanketts durch den Edelstahl-Reflektor erfolgt nur im Schlüsselbereich. Der Edelstahl-Reflektorbereich besteht aus BFS-Rohren, die mit Rundstopfen aus Edelstahl gefüllt sind. Die Anzahl der Stopfen in jedem Rohr variiert aufgrund der Schwierigkeit, Stopfen von 3 m Länge einzubringen. Im Durchschnitt sind vierundzwanzig Stopfen in jeder Röhre angeordnet. Hinter dem Edelstahl-Reflektor befindet sich ein Bogen von Absorberstäben, die B₄C-Pellets enthalten. Der gesamte Kern ist zusätzlich von einer Anzahl leerer BFS-Rohre umgeben.

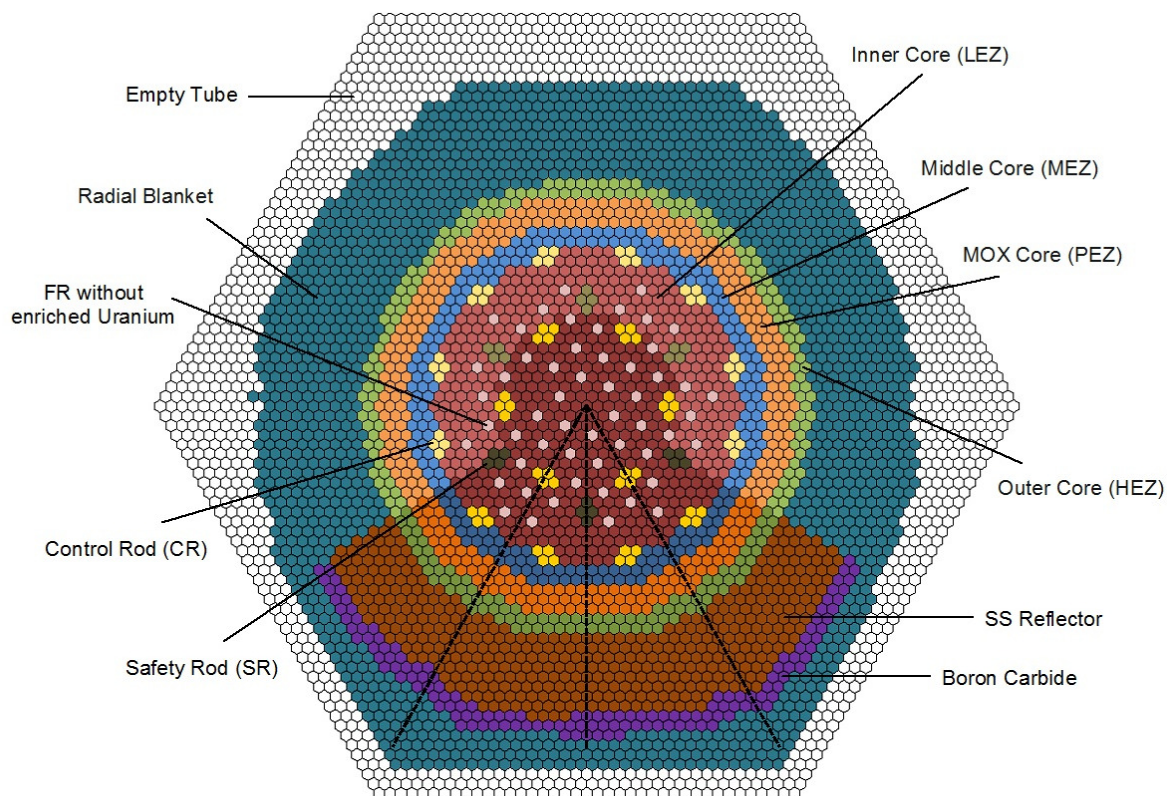


Abb. 4.2: Radiales Layout des Experiments BFS-62-3A (Rachamin, 2017)

4.3 SERPENT-Rechnungen

Die Konfigurationen BFS-73-1 und BFS-62-3A wurden unter Verwendung des SERPENT - Codes modelliert und analysiert. Die Monte-Carlo-Methode ist die am besten geeignete Methode für die Simulation von sehr heterogenen Systemen wie den BFS-Experimenten. Die Konfigurationen wurden detailliert modelliert ohne irgendwelche Näherungen zu verwenden. Jedes einzelne Pellet und seine Einhausung, die BFS-Rohre und die Edelstahl-Stopfen in den Zwischenräumen wurden separat modelliert. Für jede der Baugruppen wurden die effektiven Multiplikationsfaktoren k_{eff} , Spektralindizes und Spaltungsratenverteilungen verschiedener Isotope ausgewertet und mit verfügbaren experimentellen Daten verglichen. Zusätzlich zu diesen Parametern wurden für die BFS-62-3A-Anordnung zwei Reaktivitätseffekte, der Wert des Kontrollstabs und Reaktivitätseffekte auf Grund der Natriumhöhlräume, ermittelt. Die Simulationen für die Bewertung der zuvor erwähnten neutronenkinetischen Parameter wurden unter Verwendung von 550 verworfenen Zyklen, 2000 aktiven Zyklen und 800.000 Neutronengeschichten pro Zyklus durchgeführt. Alle Berechnungen wurden unter Verwendung der ENDF/B-VII.0 Kerndatendatei bei Raumtemperatur durchgeführt.

4.3.1 Kritikalität

Die berechneten und gemessenen k_{eff} -Werte der kritischen Anordnungen BFS-73-1 und BFS-62-3A sind in Tab. 4.1 dargestellt und verglichen. Wie für die Anordnung BFS-73-1 anzumerken ist, wird der k_{eff} -Wert mit ENDF/B-VII.0 um ca. 0,45% unterschätzt. Bei der Anordnung BFS-62-3A stimmt das berechnete k_{eff} -Wert jedoch sehr gut mit dem gemessenen Wert überein. Die relative Differenz zwischen den berechneten und gemessenen Werten beträgt nur 0,03%.

Tab. 4.1: Vergleich der Multiplikationsfaktoren zwischen Messung und Rechnung

Anordnung	Bibliothek	Experiment (E)	SERPENT (C)	Differenz (C/E)
BFS-73-1	ENDF/B-VII.0	1.00080 ± 0.00290	0.99629 ± 0.00002	0.9955
	ENDF/B-VI.8		0.99746 ± 0.00002	0.9967
	JEFF-3.1.1		0.99701 ± 0.00002	0.9962
	ENDF/B-VII.0-mod1 (a)		0.99885 ± 0.00002	0.9980
	ENDF/B-VII.0-mod2 (b)		1.00227 ± 0.00002	1.0015

BFS-62-3A	ENDF/B-VII.0	1.00080 ± 0.00300	1.00115 ± 0.00002	1.0003
	ENDF/B-VI.8		1.00208 ± 0.00002	1.0013
	JEFF-3.1.1		1.00130 ± 0.00002	1.0005
	ENDF/B-VII.0-mod1 (a)		1.00330 ± 0.00002	1.0025
	ENDF/B-VII.0-mod2 (b)		1.00527 ± 0.00002	1.0045

(a) ENDF/B-VII.0 with ²³⁸U from ENDF/B-VI.8

(b) same as (a) but ²³Na from JEFF-3.1.1

Neben der Berechnung mit ENDF/B-VII.0 wurde k-eff mit zwei weiteren aktuellen Bibliotheken ausgewertet: ENDF/B-VI.8 und JEFF-3.1.1. Ziel dieser zusätzlichen Berechnungen war es, die Auswirkungen der verschiedenen aktuellen Bibliotheken auf die integralen Parameter wie z. B. k-eff zu verdeutlichen und zu demonstrieren. Wie aus Tab. 4.1 hervorgeht, sagen die Bibliotheken bei jeder der Berechnungen der Anordnungen ziemlich unterschiedliche k-eff-Werte voraus. Für die BFS-73-1-Assembly ergeben die Rechnungen mit der ENDF/B-VI.8- und der JEFF-3.1.1-Bibliothek einen etwas besseren k-eff-Wert als mit ENDF/B-VII.0-D. Dies ist jedoch bei der Anordnung BFS-62-3A nicht der Fall. Die Verwendung der Bibliotheken ENDF/B-VI.8 und JEFF-3.1.1 für die BFS-62-3A-Berechnungen führt zu einer etwas größeren Diskrepanz. Es ist anzumerken, dass bei Verwendung der ENDF/B-VI.8-Bibliothek die Differenz zwischen dem berechneten und gemessenen k-eff-Wert von BFS-62-3A von etwa 0,03% auf 0,13% ansteigt.

Der Hauptgrund für die Inkonsistenz in der k-eff-Vorhersage zwischen den Bibliotheken stammt aus dem Unterschied im unelastischen Streuquerschnitt von ²³⁸U im hohen Energiebereich (Yoo, 2011).

Die obigen Beobachtungen implizieren, dass die Kerndaten einen erheblichen Einfluss auf die Integralparameter haben. Darüber hinaus wird darauf hingewiesen, dass der Einfluss der Kerndaten in Bezug auf den Brennstofftyp, das Neutronenspektrum und die Strukturmaterialzusammensetzungen der analysierten Anordnung ziemlich unterschiedlich sind. Wie bereits erwähnt, wurden die übrigen in diesem Bericht vorgestellten Integralparameter mit der aktuellen ENDF/B-VII.0-Bibliothek berechnet.

4.3.2 Verteilung der Spaltraten

Die Spaltratenverteilungen liefern wichtige Informationen für die Bestimmung der Energieverteilung im Kern. In beiden Experimenten wurden die Spaltratenverteilungen von mehreren Isotopen durch kleine Spaltkammern gemessen, die in den Zwischenräumen an verschiedenen Positionen angeordnet waren. Die Messwerte an jeder Position wurden auf den Messwert in der Mitte normiert.

Im BFS-73-1-Experiment wurden die Spaltratenverteilungen von ^{235}U und ^{238}U entlang der radialen und axialen Richtung der Anordnung gemessen. Die Vergleiche der berechneten und gemessenen ^{235}U - und ^{238}U -Spaltungsratenverteilungen in radialer Richtung sind in Abb. 4.3 dargestellt. Es kann festgestellt werden, dass die berechnete Spaltungsratenverteilung beider Isotope gut mit den gemessenen Werten übereinstimmt. Die Berechnungen unterschätzen die ^{235}U -Spaltratenverteilung leicht um etwa 0,3% in der Kernregion, d. h. bis zu etwa 55 cm von der Mitte bzw. 3,2% im Mittelwert in der Blankettregion. Die Berechnung der ^{238}U -Spaltungsratenverteilung zeigt ebenfalls eine Unterschätzung von etwa 0,3% im Mittelwert in der Kernregion, aber eine etwas größere Unterschätzung von etwa 3,6% in der Blankettregion. Die berechneten ^{235}U und ^{238}U Spaltungsratenverteilungen in der axialen Richtung sind mit den gemessenen Daten in Abb. 4.4 verglichen. Wie bemerkt werden kann, ist für beide Isotope in der Kernregion die relative Abweichung im Mittelwert weniger als 1,5%. Die relative Differenz neigt jedoch dazu, zuzunehmen, wenn der Messpunkt weiter von der Kernmitte entfernt ist, insbesondere in der Blankettregion. Die durchschnittliche relative Differenz in der Blankettregion beträgt etwa 3,1% bzw. 14,2% für die ^{235}U - bzw. ^{238}U -Spaltungsratenverteilungen. Im BFS-73-1-Experiment wurden die ^{235}U - und ^{238}U -Spaltungsratenverteilungen mit einer Genauigkeit von etwa 1,5-2% bzw. 2-3% in der Kernregion gemessen wurden. In der Blankettregion wurden sie mit einer Genauigkeit von etwa 3-4% bzw. 5-7% gemessen. Betrachtet man diese Unsicherheiten in den Messungen, kann man daraus schließen, dass die berechnete ^{235}U und ^{238}U -Spaltratenverteilung in beiden Richtungen ziemlich gut mit den gemessenen Werten übereinstimmt.

Im Experiment BFS-62-3A wurden die Spaltratenverteilungen von ^{235}U , ^{239}Pu und ^{238}U in der radialen Richtung von der Kernmitte zur Peripherie gemessen, wobei sie durch die Edelstahl-Reflektorregion gingen. In Abb. 4.5 sind die Rechnungen und die experimentellen Werte der Spaltisotope ^{235}U und ^{239}Pu der Spaltratenverteilung zusammengefasst. Die Spaltratenverteilung von ^{238}U ist in Abb. 4.6 angegeben. Wie zu bemerken ist, überschätzen die Rechnungen die ^{235}U -Spaltratenverteilung im Mittelwert um etwa 7% in der Kernregion, d.h. bis zu etwa 100 cm von der Mitte. In der peripheren Edelstahl-Reflektorregion ist eine große Diskrepanz von bis zu etwa 30% zu beobachten. Die Tendenz für ^{239}Pu ist ziemlich ähnlich zu der für ^{235}U . Auf der anderen Seite ist für die ^{238}U -Spaltratenverteilung die durchschnittliche Abweichung etwa 5% im Kern und

etwa 17% in der peripheren Region, wie in Abb. 4.6 gezeigt. Über eine ähnliche Abweichung für die Spaltratenverteilungen wird in mehreren Arbeiten berichtet (Hazama, 2004; Manturov, 2006a; Marinoni, 2012; Mitenkova, 2013). Die beobachtete Diskrepanz impliziert, dass das Neutronengleichgewicht in der Anordnung durch Überschätzung der Anzahl der Neutronen in der Reflektorregion verzerrt wird. Da das Problem in der IPPE-Analyse und anderen ähnlichen Arbeiten auch gefunden wurde, ist es wahrscheinlich, dass die experimentellen Daten der Edelstahl-Reflektorregion ungenau sind. Weitere Untersuchungen sind erforderlich, um Inkonsistenzen in der Analyse zu vermeiden.

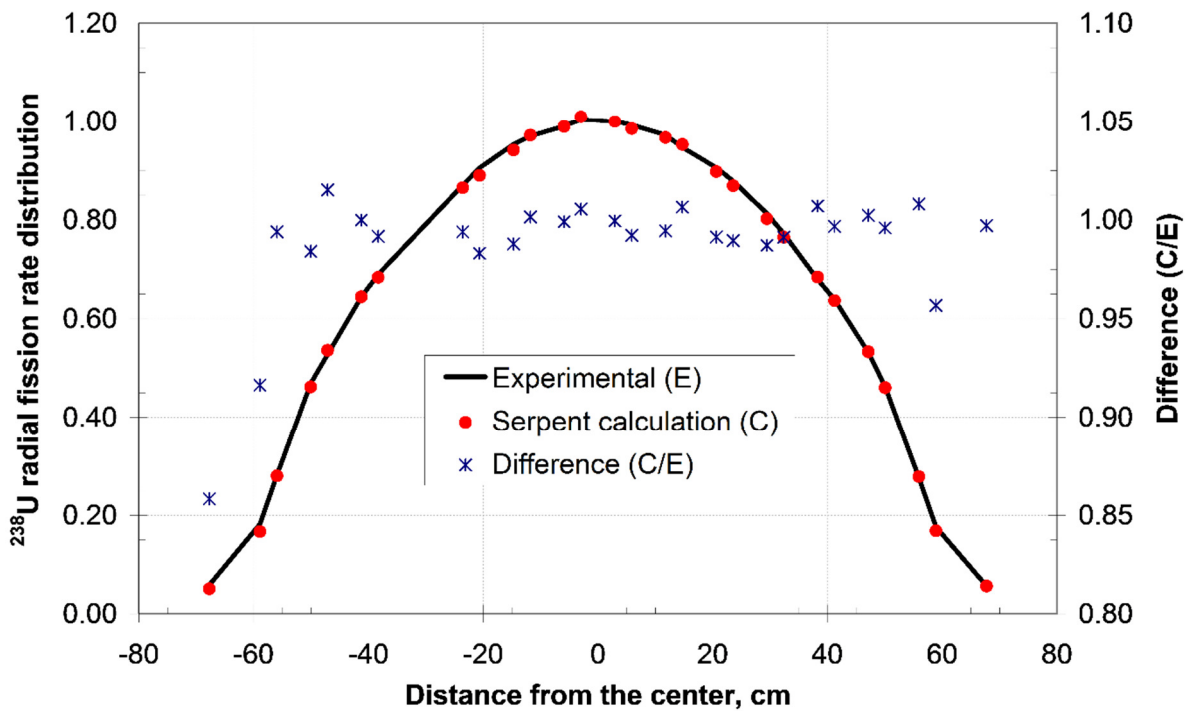
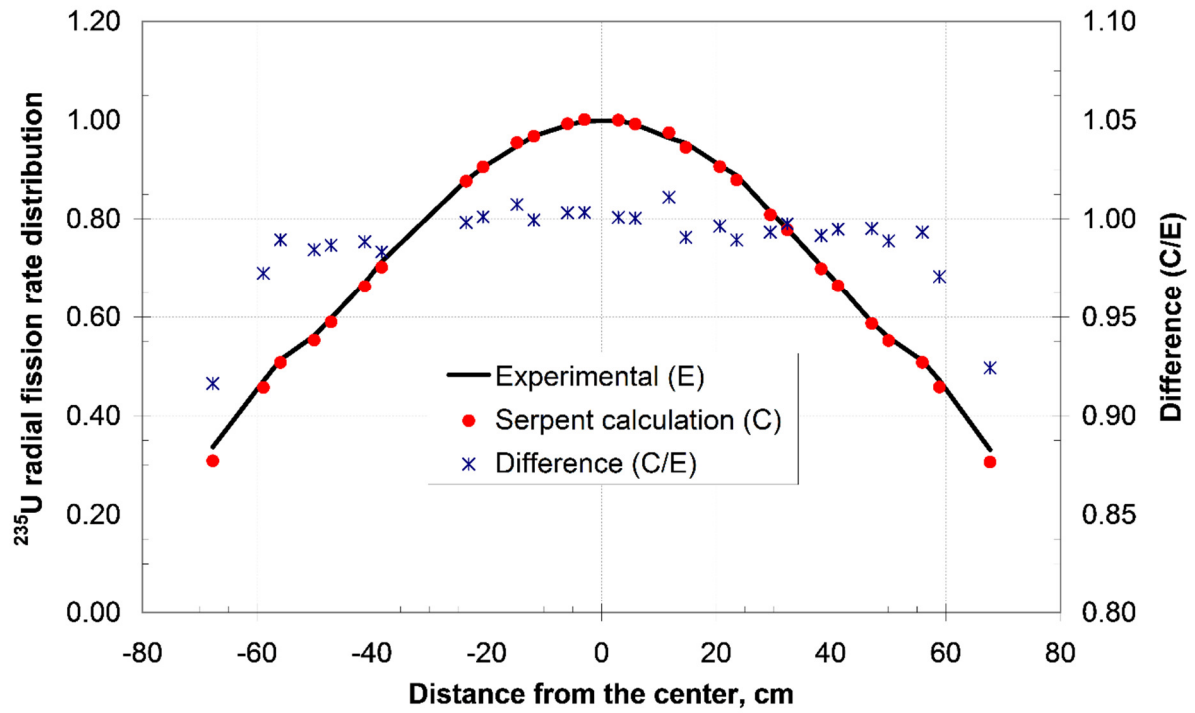


Abb. 4.3: Radiale Spaltratenverteilung für ^{235}U und ^{238}U in der BFS-73-1 Anordnung (Rachamin, 2017)

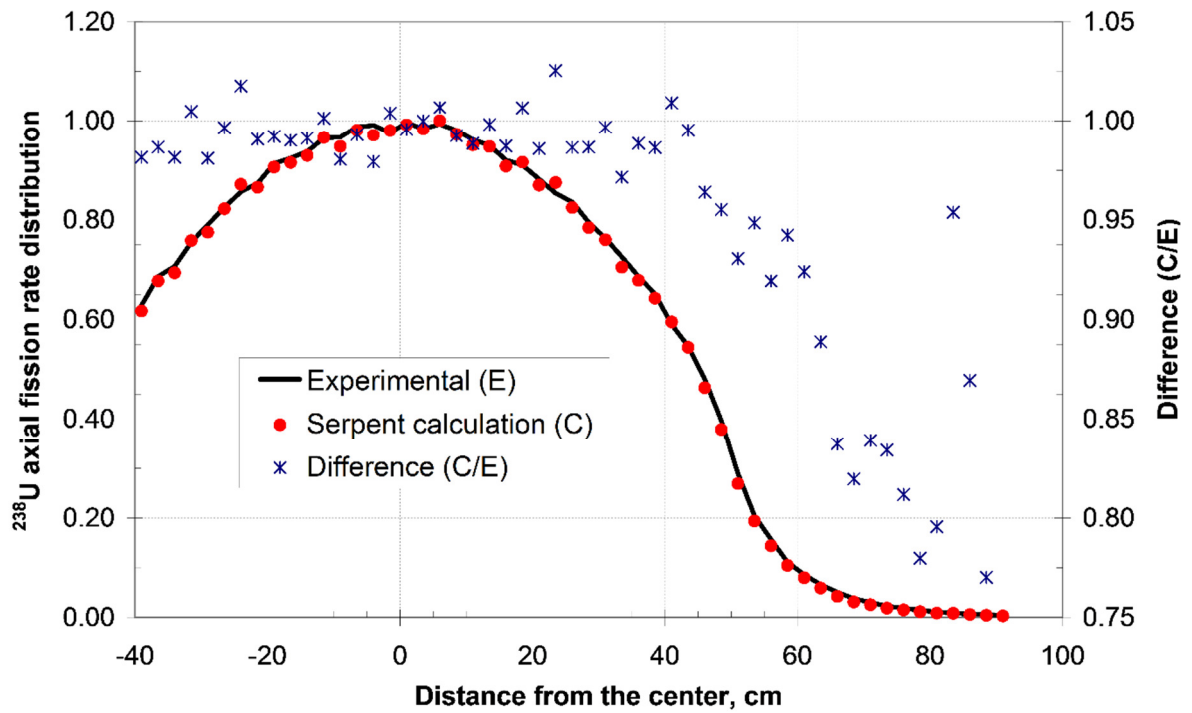
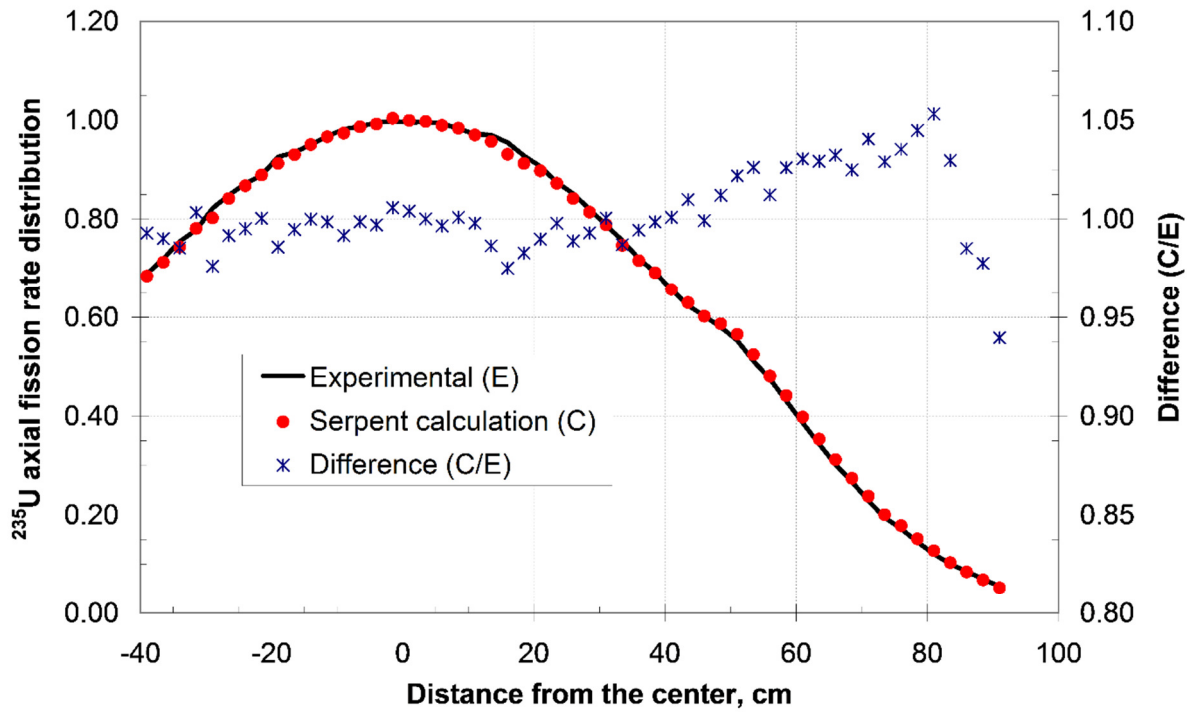


Abb. 4.4: Axiale Spaltratenverteilung für ^{235}U und ^{238}U in der BFS-73-1 Anordnung (Rachamin, 2017)

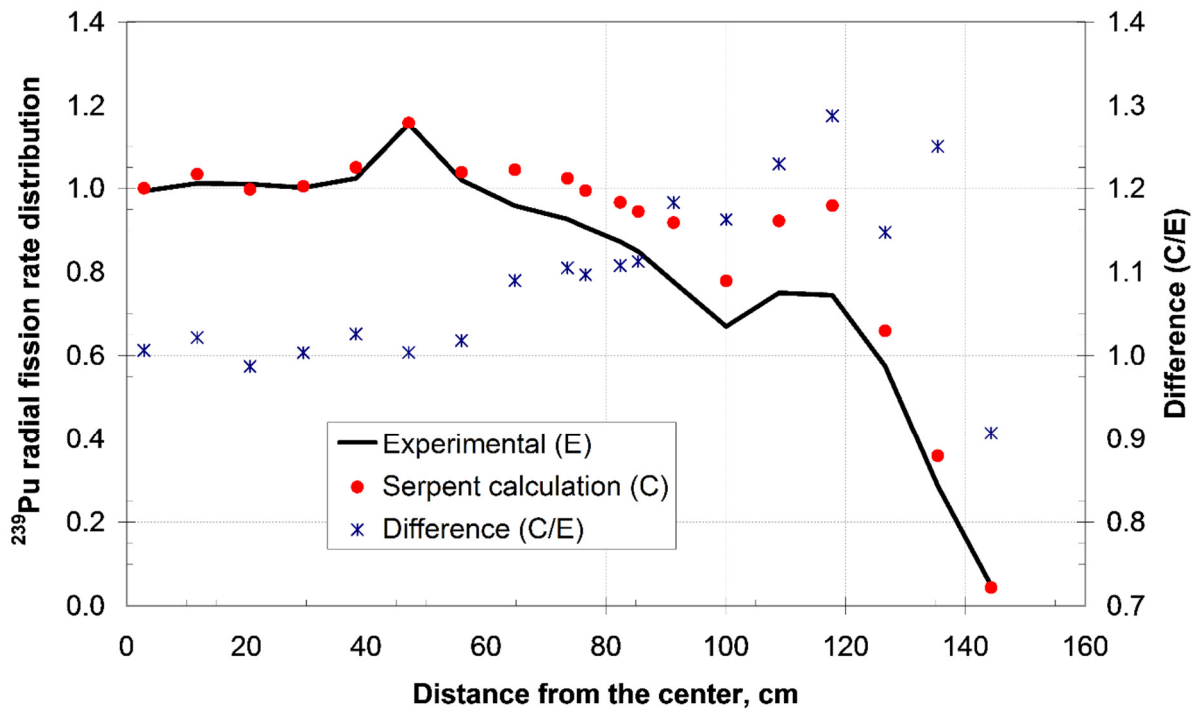
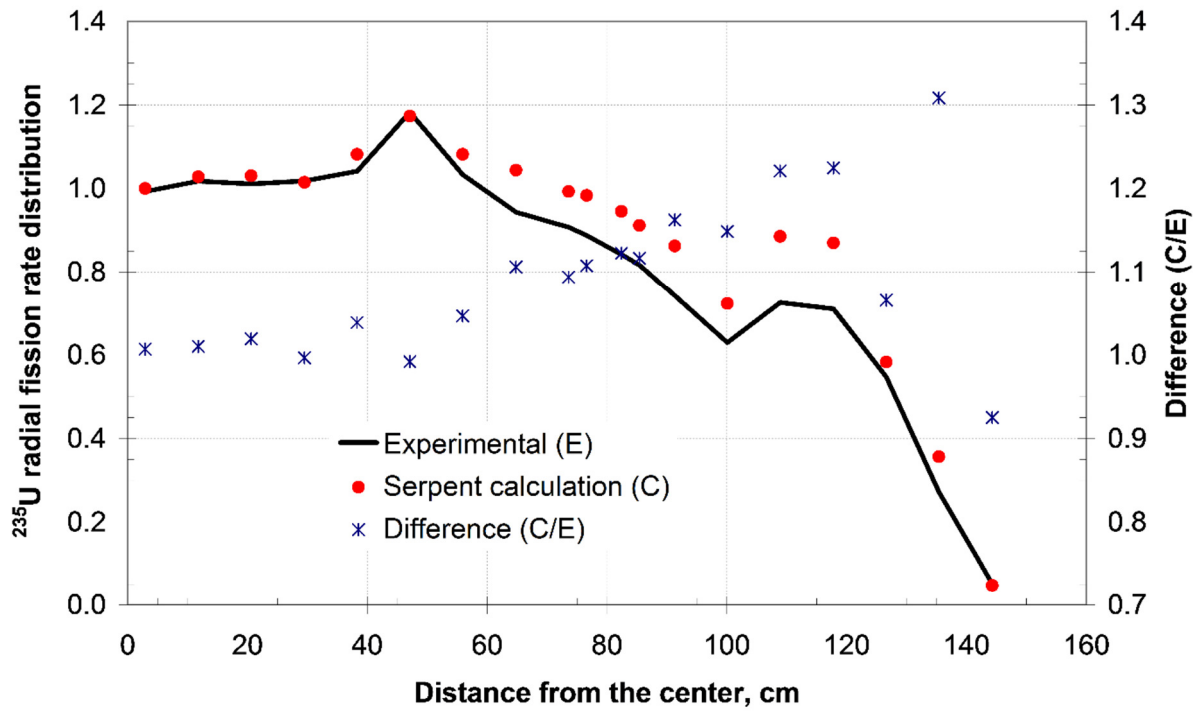


Abb. 4.5: Radiale Spaltratenverteilung für ^{235}U und ^{239}Pu in der BFS-62-3A Anordnung (Rachamin, 2017)

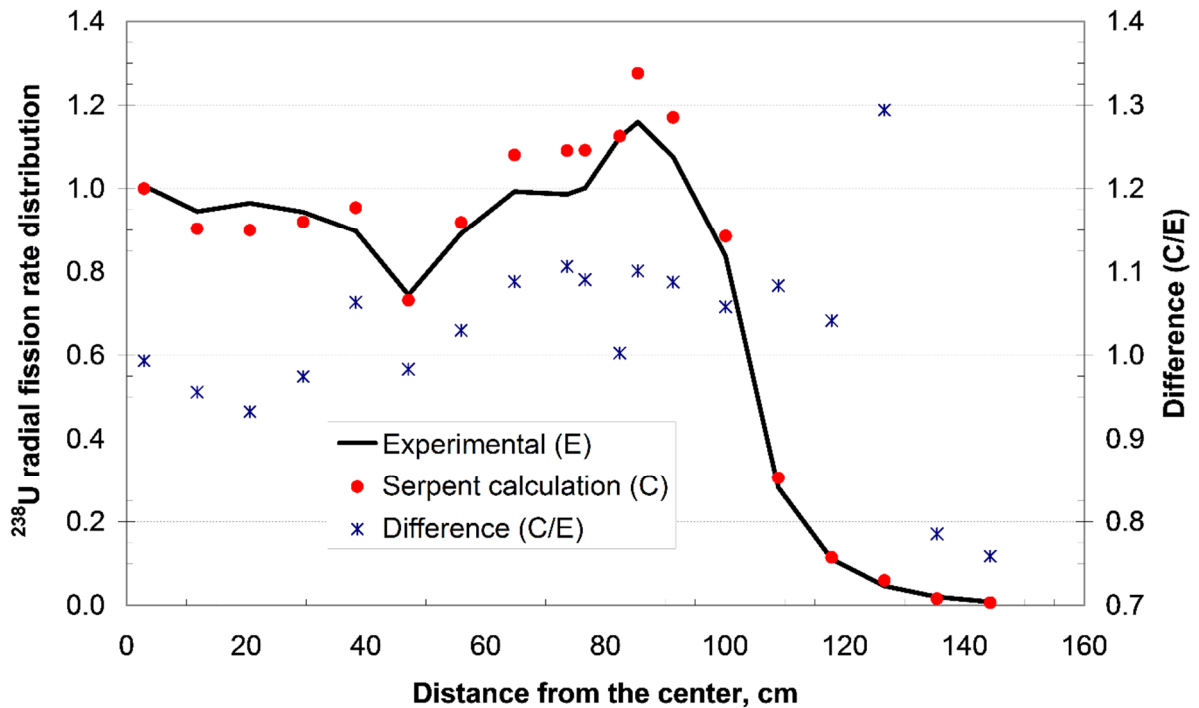


Abb. 4.6: Radiale Spaltratenverteilung für ^{238}U in der BFS-62-3A Anordnung (Rachamin, 2017)

4.3.3 Bestimmung von Reaktivitätswerten im Experiment BFS-62-3A

Neben der Kritikalität, den spektralen Indizes und den Spaltratenverteilungen umfasste das Experiment BFS-62-3A auch Messungen des Regelstabwerts und des Natriumvoideffektes (Manturov, 2006a). Dieser Abschnitt präsentiert die berechneten und gemessenen Werte dieser beiden Effekte. Die Reaktivitätseffekte wurden durch die Differenz der Reaktivitäten bestimmt, die aus zwei direkten Berechnungen erhalten wurden: eine für den anfänglichen Zustand und die andere für den gestörten Zustand (d. h. ohne Natrium). Die Reaktivitätseffekte sind in Cent angegeben. Die Unsicherheiten in den Berechnungswerten wurden durch Standardfehlerfortpflanzung in SERPENT abgeschätzt.

4.3.3.1 Regelstabwerte

Die Anordnung BFS-62-3A ist mit sechs Abschaltstäben (SR) und achtzehn Steuerstäben (CR) ausgerüstet. Mehrere Regel- und Abschaltstäbe wurden einer nach dem anderen in die Anordnung eingebracht und ihre Reaktivitätswerte gemessen. Die Werte für die Reaktivitätswerte sind in Tab. 4.2 angegeben. Wie zu erkennen ist, stimmen die Berechnungen mit den experimentellen Werten innerhalb einer Abweichung von 3-18% überein, abhängig von der Position des entsprechenden Stabes.

Tab. 4.2: Berechnete und gemessene Regelstabwerte für die Anordnung BFS-62-3A (Angaben in Cent)

CR / SR	Experiment (E)	SERPENT (C)	Differenz (C/E)
CR-1-3	-54.8 ± 0.8	-48.8 ± 0.4	0.8905
CR-1-6	-54.8 ± 0.8	-53.3 ± 0.4	0.9728
CR-3-5	-45.8 ± 0.7	-43.2 ± 0.4	0.9429
CR-3-11	-45.3 ± 0.7	-47.8 ± 0.4	1.0549
SR-2-2	-95.0 ± 1.4	-78.3 ± 0.4	0.8244
SR-2-5	-87.8 ± 1.3	-93.7 ± 0.4	1.0669

4.3.3.2 Natriumvoideffekt

Der Natriumvoideffekt (SVRE) ist ein Schlüsselparameter für das Design von Kernen für Schnelle Reaktoren. Die SVRE-Werte werden verwendet, um die Sicherheit eines bestimmten Designs zu bewerten. Um die Sicherheit von schnellen Reaktoren zu gewährleisten, muss der SVRE nahe Null sein. Im Experiment BFS-62-3A wurde der SVRE gemessen, indem die Natriumpellets durch leere Pelletboxen in den Brennstabrohren innerhalb des 60°-Sektors der inneren Zone ersetzt wurden (siehe Abb. 4.2). Das Natrium wurde Schritt für Schritt aus dem LEZ in das HEZ entfernt. Axial erstreckte sich natriumfreie Raum innerhalb des Kerns und des oberen axialen Blanketts. Es sollte beachtet werden, dass das Natrium nicht aus den Regel- und Abschaltstäben entfernt wurde.

Tab. 4.3: Berechnete und gemessene Voidwerte für die Anordnung BFS-62-3A (Angaben in Cent)

Natrium-freie Zone	Experiment (E)	SERPENT (C)	Differenz (C/E)
LEZ	-9.2 ± 0.5	-3.6 ± 0.4	0.3896
MEZ	-2.5 ± 0.3	-0.3 ± 0.4	0.1303
PEZ	-5.2 ± 0.3	-5.1 ± 0.4	0.9714
HEZ	-11.5 ± 0.5	-11.2 ± 0.4	0.9780

Die berechneten und gemessenen SVRE-Werte sind in Tab. 4.3 dargestellt. Wie zu erkennen ist, ist der SVRE für alle Brennstoffzonen negativ. Das ist jedoch bei herkömmlichen schnellen natriumgekühlten Reaktoren nicht notwendigerweise der Fall.

Die berechneten SVRE-Werte für PEZ und HEZ stimmen innerhalb von 2-3% mit den Messwerten überein. Andererseits ist für die LEZ und MEZ eine sehr große Abweichung zu beobachten. Die experimentellen Werte sind sehr klein und daher ist es sehr schwierig, sie genau vorherzusagen. Solche kleinen Effekte können leicht durch einen Fehler in der Dichte, der Isotopenzusammensetzung oder der Ausdehnung von einem oder mehreren der Komponenten hervorgerufen werden. Darüber hinaus kann, wie oben diskutiert, die Ergebnisse empfindlich von den verwendeten nuklearen Daten abhängen.

Die SVRE-Werte sind gegenüber den ^{23}Na -Querschnittsdaten signifikant empfindlich. Wie bereits erwähnt, weisen die ^{23}Na -Querschnittsdaten in den ENDF/B-VII.0 und JEFF-3.1.1 signifikante Unterschiede auf. Daher kann die Auswertung der SVRE unter Verwendung der JEFF-3.1.1-Datenbibliothek zu völlig anderen Werten führen. In der Tat führt zum Beispiel die Berechnung des Natriumvoideffektes für die MEZ unter Verwendung der JEFF-3.1.1-Datendateien zu einem Wert von $-1,0 \pm 0,4$, was ein geringfügig verbesserter Wert ist als derjenige, der unter Verwendung des ENDF/B-VII erhalten wird. Weiterhin soll angemerkt werden, dass die SVRE-Werte nicht nur gegenüber ^{23}Na signifikant empfindlich sind, sondern auch für die Querschnitte der wichtigen Aktiniden, einschließlich der höheren Pu-Isotope (Tommasi, 2010). Daher kann eine optimierte Kerndatenbibliothek die Übereinstimmung zwischen den berechneten und den gemessenen Werten weiter verbessern.

4.4 DYN3D-Rechnungen

4.4.1 Erstellung der Wirkungsquerschnittsbibliotheken

Im ersten Schritt wurden Weniggruppenbibliotheken für die DYN3D-Rechnungen für beide Konfigurationen erstellt. Dabei kam die in Abschnitt 3.1 beschriebene Methodik unter Verwendung des Monte Carlo Codes SERPENT zum Einsatz. Die Bibliothek wurde für eine 24-Gruppenstruktur angelegt. Die Gruppengrenzen sind in Tab. 4.4 aufgelistet.

Tab. 4.4: Gruppenstruktur der Wirkungsquerschnittsbibliothek für DYN3D

Nummer der Gruppe	Obere Energiegrenze, MeV	Nummer der Gruppe	Obere Energiegrenze, MeV
1	2.0000E+01	13	4.0868E-02
2	1.0000E+01	14	2.4788E-02
3	6.0653E+00	15	1.5034E-02
4	3.6788E+00	16	9.1188E-03
5	2.2313E+00	17	5.5309E-03

6	1.3534E+00	18	3.3546E-03
7	8.2085E-01	19	2.0347E-03
8	4.9787E-01	20	1.2341E-03
9	3.0197E-01	21	7.4852E-04
10	1.8316E-01	22	4.5400E-04
11	1.1109E-01	23	3.1203E-04
12	6.7379E-02	24	1.4894E-04

Auf Grund der sehr starken Heterogenität beider Versuchsanordnungen ist die Verwendung von Homogenisierungstechniken unabdingbar (siehe Kapitel 3.1). Dort wurde die SPH-Methode eingeführt und deren Anwendung für die Korrektur der Wirkungsquerschnitte der Regelstäbe eingesetzt. Für die hier beschriebenen Rechnungen wird die SPH-Methode für alle Brennelemente angewandt. Auf Grund der starken axialen Heterogenität der Versuchsanordnungen werden zusätzlich Diskontinuitätsfaktoren in axialer Richtung verwendet. DYN3D ist weltweit einer der wenigen nodalen Rechenprogramme, die axiale Diskontinuitätsfaktoren verarbeiten können (Fridman, 2013a).

Die Prozedur der Erzeugung der Diskontinuitäts (ADF)- und SPH-Faktoren ist ausführlich in (Rachamin, 2018) beschrieben.

4.4.2 Rechnungen für einzelne Brennstäbe

Der innere und äußere Brennstab der BFS-73-1-Anordnung und ausgewählte Brennstäbe der BFS-62-3A-Anordnung wurden mit DYN3D nachgerechnet. Die Berechnungen wurden dreimal durchgeführt: (1) Verwenden der Querschnitte mit wenigen Gruppen ohne Homogenisierungstechniken, d. h. unter Verwendung von Einheits-Diskontinuitätsfaktoren (UDF) und ohne SPH-Korrektur; (2) Anwenden der tatsächlichen ADFs; und (3) Verwenden der SPH-korrigierten Weniggruppenquerschnitte. Diese Berechnungsmethode wurde durchgeführt, um die Auswirkung der ADFs und der SPH-Korrektur auf die Genauigkeit der Ergebnisse zu demonstrieren. Für jeden der Brennstäbe wurden die k-eff Werte und die normierte axiale Leistungsverteilung berechnet und mit der Referenzlösung von SERPENT verglichen.

Tab. 4.5: Vergleich der K-eff Werte für die BFS-73-1 Anordnung

Brennstab (FR)	SERPENT k-eff ^a	Differenz, pcm		
		DYN3D-UDF, no SPH vs. Serpent	DYN3D-ADF vs. Serpent	DYN3D-SPH vs. Serpent
Innere Zone	1.254810	99	-19	35

Äußere Zone	1.258420	99	-19	36
-------------	----------	----	-----	----

^a $\sigma_{k\text{-eff}}$ is lower than 0.000015.

Tab. 4.6: Vergleich der K-eff Werte für die BFS-62-3A Anordnung

Brennstab (FR)	SERPENT k- eff ^a	Differenz, pcm		
		DYN3D-UDF, no SPH vs. Serpent	DYN3D-ADF vs. Serpent	DYN3D-SPH vs. Serpent
LEZ FR No. 01	1.064380	251	-15	-23
MEZ FR No. 03	1.150970	210	-15	-12
PEZ FR No. 12	1.342710	-86	-19	-15
HEZ FR No. 05	1.257470	72	-12	-10

^a $\sigma_{k\text{-eff}}$ is lower than 0.000015.

Der aus den Berechnungen mit DYN3D und SERPENT für die verschiedenen Brennstäbe der BFS-73-1- und BFS-62-3A-Anordnung erhaltene effektive Multiplikationswert wird in Tab. 4.5 bzw. Tab. 4.6 dargestellt und verglichen. Für die BFS-73-1-Anordnung überschätzt DYN3D ohne Anwendung von Homogenisierungstechniken den Wert für beide Brennstabtypen um etwa 99 pcm. Der Unterschied reduziert sich auf etwa 19 pcm, wenn ADFs angewendet werden. Wenn die SPH-korrigierten Querschnitte verwendet werden, verringert sich die Differenz auf etwa 35 pcm. Für die BFS-62-3A-Anordnung liegt der Unterschied der k-eff-Werte, die von SERPENT und DYN3D ohne Anwendung von Homogenisierungstechniken erhalten werden, in Abhängigkeit vom Brennstabtyp zwischen etwa 86 pcm und 251 pcm. Die Verwendung der ADFs und der SPH-Korrektur verringert die Diskrepanz im k-eff-Wert auf ungefähr 12-15 pcm bzw. 10-23 pcm.

Ein Vergleich der normierten axialen Leistungsverteilung zwischen SERPENT und DYN3D für den inneren Brennstab der BFS-73-1-Anordnung ist in Abb. 4.7 gezeigt. Die normierte axiale Leistungsverteilung, die durch DYN3D ohne Anwendung von Homogenisierungstechniken vorhergesagt wird, zeigt eine ziemlich große Abweichung zu der Referenz Lösung mit SERPENT. In der Brennstoffregion (zwischen etwa 50 und 150 cm) betragen die durchschnittlichen / maximalen Differenzen etwa 0,21 / 0,48%. Der Unterschied tendiert dazu, zuzunehmen, wenn der berechnete Punkt weit vom Brennstabzentrum entfernt ist, insbesondere in den Blankett-Regionen. Die durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der Blankettregion betragen etwa 5,38 /

9,05%. Die Verwendung der SPH-Korrektur oder der ADFs zeigt eine signifikante Verbesserung der Vorhersagegenauigkeit. Die durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der Brennstoffregion betragen nur etwa 0,02 / 0,05% und 0,05 / 0,15%, wenn die SPH-Korrektur bzw. die ADFs verwendet werden. Dementsprechend reduziert die Verwendung der SPH-Korrektur und der ADFs die durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der Blankettregion signifikant auf etwa 0,19 / 0,52% und 0,21 / 0,52%.

Die normierte axiale Leistungsverteilung, die von SERPENT und DYN3D für die LEZ FR Nr. 01 und die PEZ FR Nr. 12 der BFS-62-3A-Anordnung erhalten wird, ist in Abb. 4.8 bzw. Abb. 4.9 dargestellt und verglichen. Für die LEZ FR Nr. 01 betragen die von SERPENT und DYN3D ohne Anwendung von Homogenisierungstechniken vorhergesagten durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der normierten axialen Leistungsverteilung etwa 3,00 / 4,97, 0,27 / 0,56 und 2,40 / 3,20 im Kern (zwischen etwa 125 und 225 cm) bzw. in der Region außerhalb. Diese Unterschiede reduzieren sich auf etwa 0,17 / 0,26, 0,03 / 0,05 und 0,10 / 0,25, wenn die ADFs angewendet werden, und auf etwa 0,20 / 0,45, 0,02 / 0,03 und 0,08 / 0,16, wenn die SPH-korrigierten Querschnitte verwendet werden.

Für die PEZ FR Nr. 12 unterscheidet sich die normierte axiale Leistungsverteilung, die von dem DYN3D ohne irgendeine Anwendung von Homogenisierungstechniken vorhergesagt wird, stark von derjenigen, die durch SERPENT vorhergesagt wird. Die durchschnittlichen / maximalen Differenzen sind etwa 6,15 / 13,01, 0,51 / 1,01 und 6,10 / 12,55 in der Kern- (zwischen etwa 125 und 225 cm) bzw. Außen-Region. Diese Unterschiede reduzieren sich bemerkenswerterweise auf etwa 0,19 / 0,35, 0,06 / 0,12 und 0,29 / 0,47, wenn die ADFs angewendet werden, und auf etwa 0,08 / 0,18, 0,01 / 0,03 und 0,18 / 0,24, wenn die SPH-korrigierten Querschnitte benutzt werden. Es ist zu beachten, dass der Unterschied zwischen den mit den ADFs erzielten Ergebnissen und den mit der SPH-Korrektur erhaltenen Ergebnissen vernachlässigbar ist.

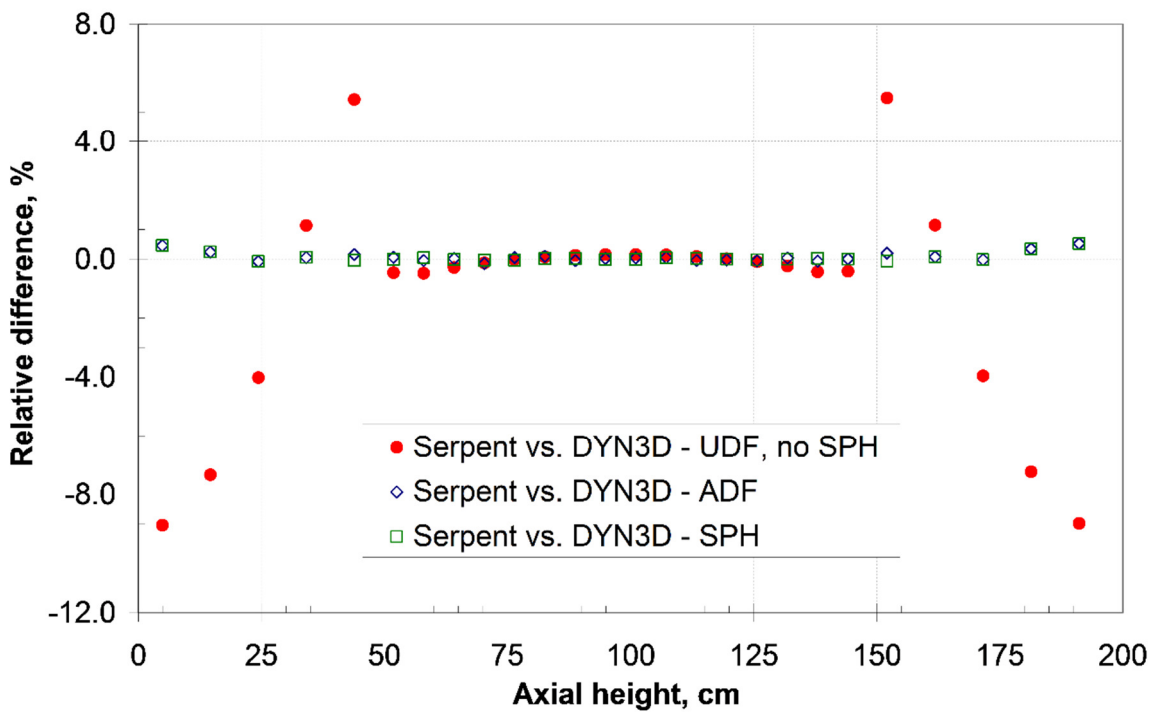
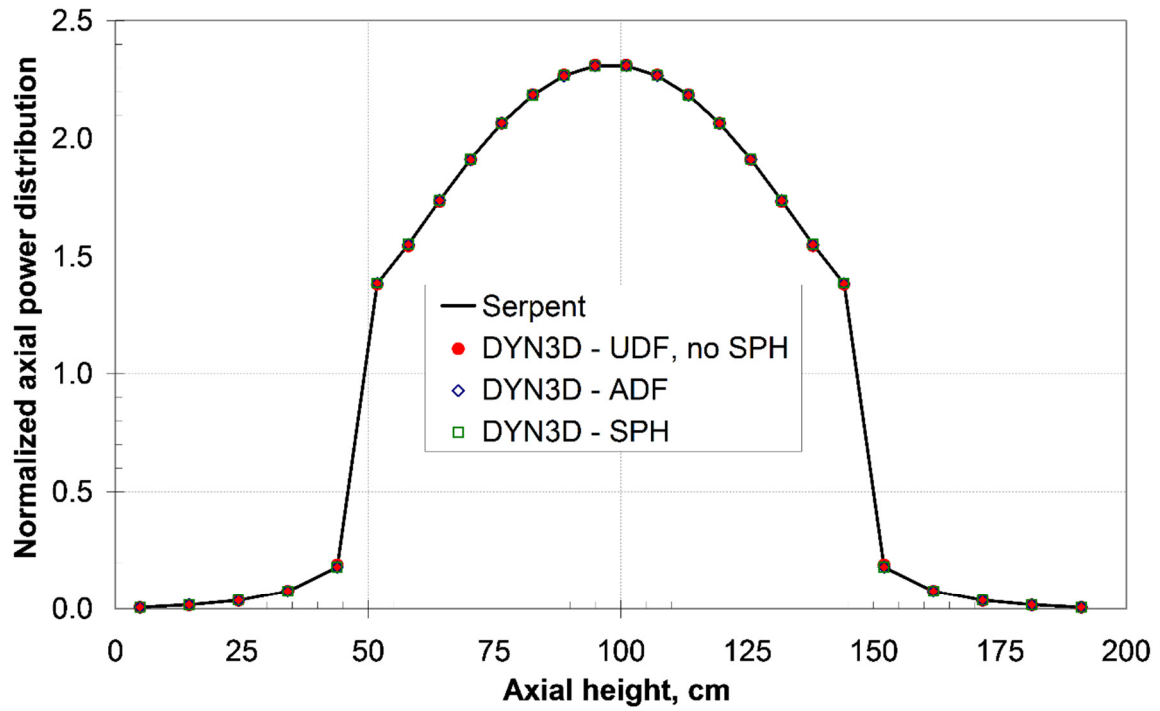


Abb. 4.7: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im inneren Brennstab der BFS-73-1 Anordnung (Rachamin, 2018)

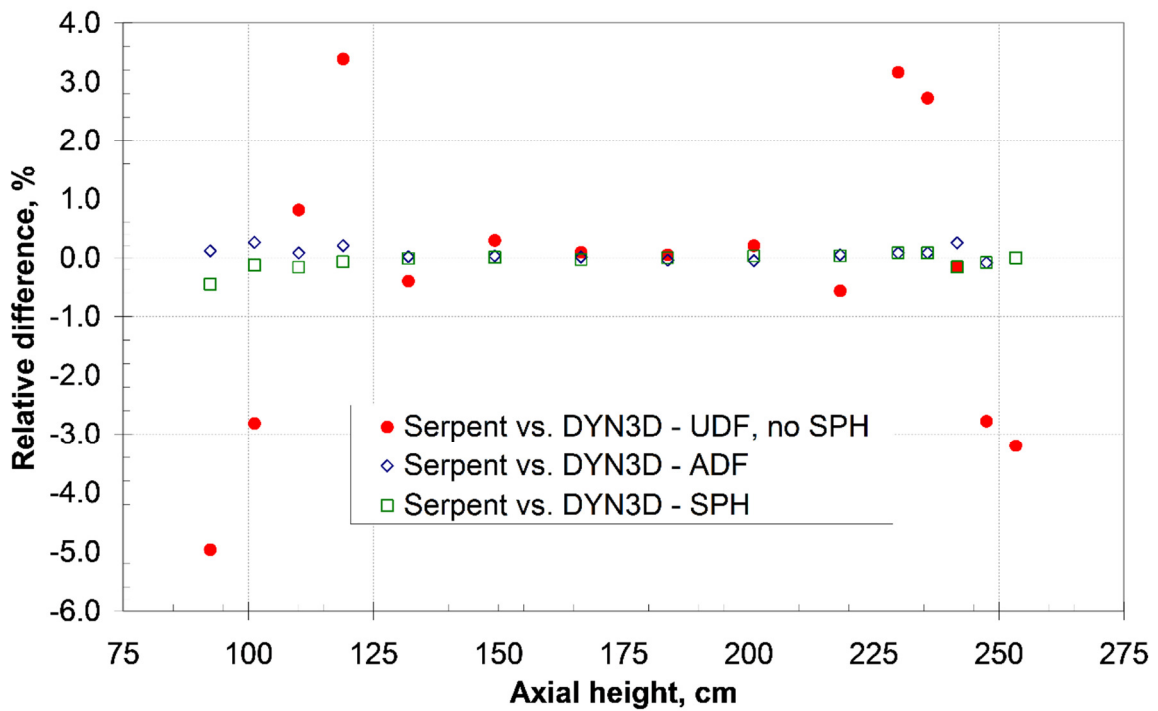
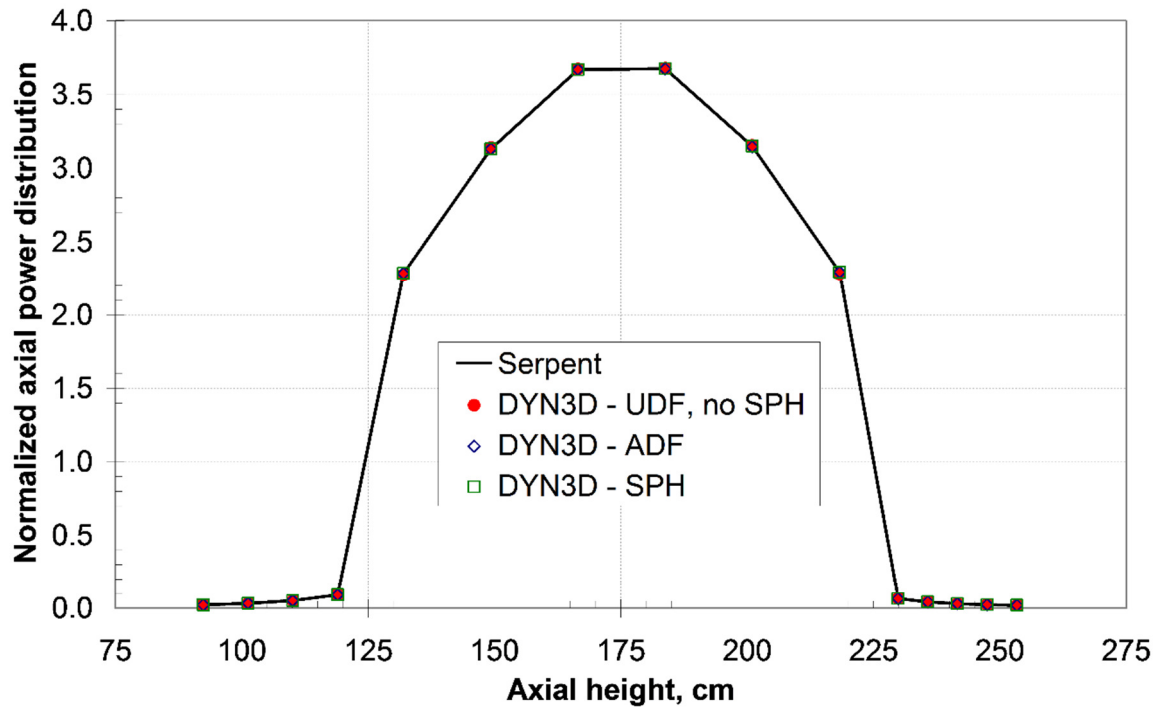


Abb. 4.8: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im LEZ FR No. 01 der BFS-62-3A Anordnung (Rachamin, 2018)

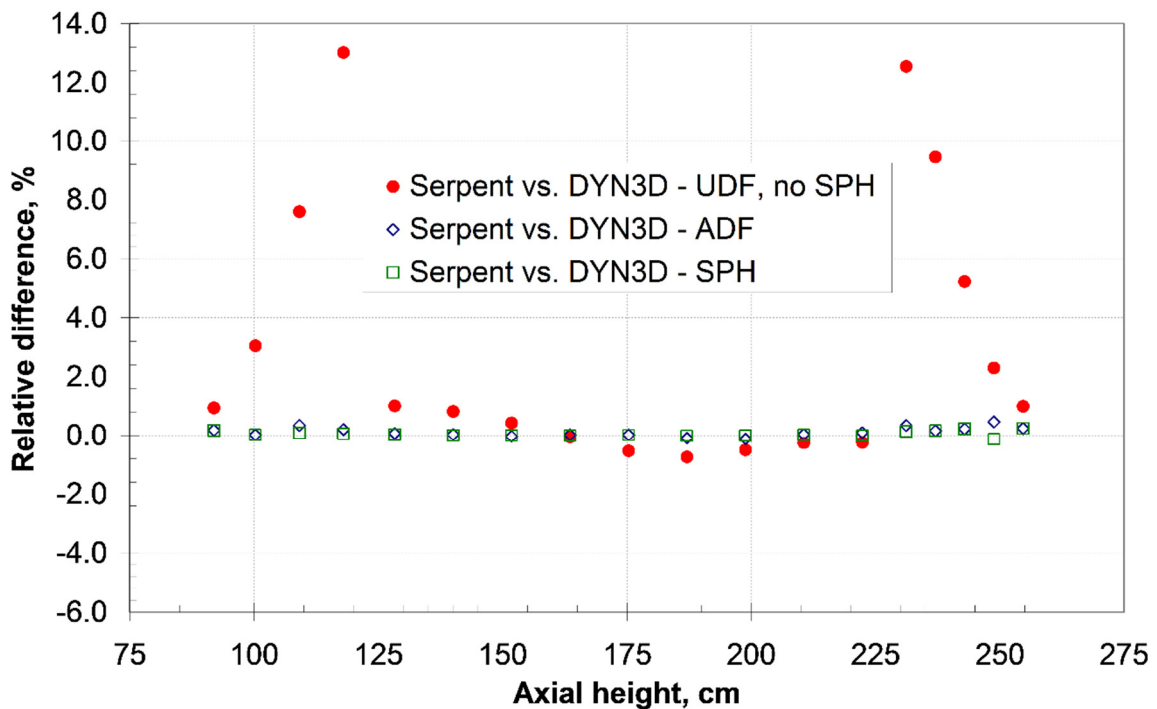
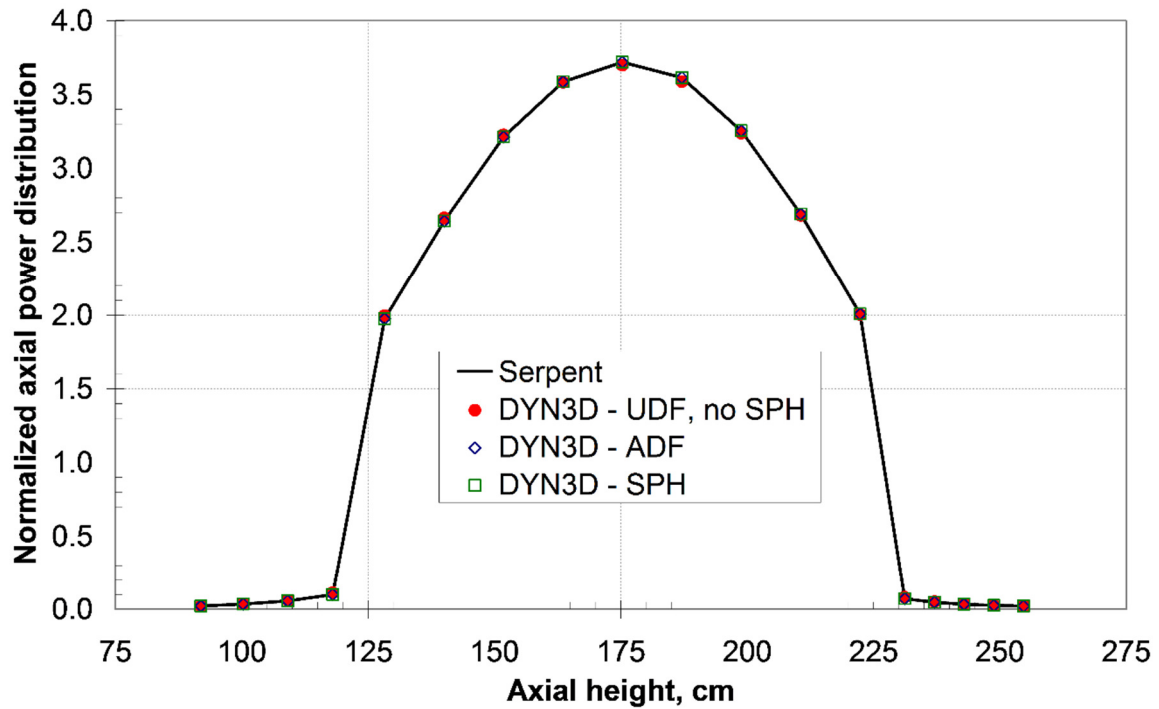


Abb. 4.9: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im PEZ FR No. 12 der BFS-62-3A Anordnung (Rachamin, 2018)

4.4.3 Rechnungen für die komplette Anordnung

Bezüglich der Berechnung der Bibliotheken der Wirkungsquerschnitte und der SPH-Faktoren sei wieder (Rachamin 2018) verwiesen. Es wurde ein detailliertes 3D Modell

der BFS-73-1 Anordnung erstellt (Abb. 4.10) und die Bibliotheken unter Verwendung der in Tab. 4.4 dargestellten Gruppenstruktur erzeugt.

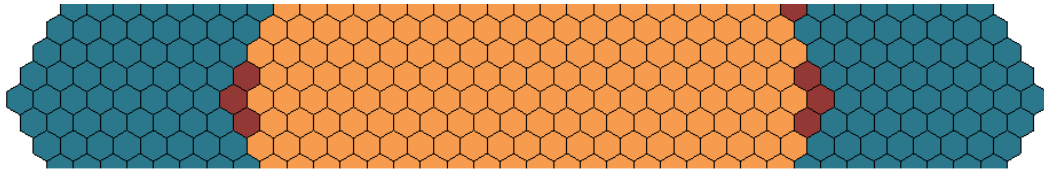


Abb. 4.10: 3D Superzellen-Modell der BFS-73-1 Anordnung für die Erzeugung der Wirkungsquerschnitte (Rachamin, 2018)

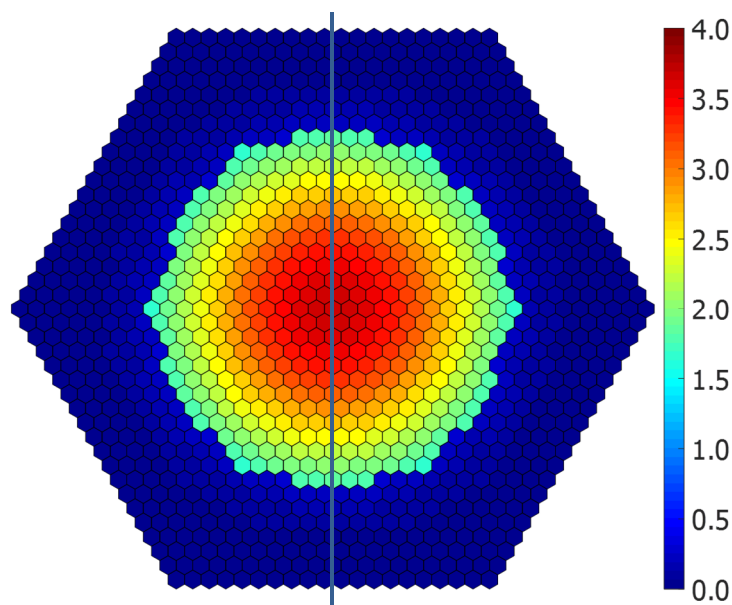


Abb. 4.11: Radiale Leistungsverteilung der BFS-73-1-Anordnung – SERPENT Referenzlösung (Rachamin, 2018)

Die BFS-73-1-Anordnung wurde unter Verwendung des DYN3D-Codes mit und ohne die stabweise SPH-Korrektur analysiert. Die k -eff-Werte und die normierte radiale Leistungsverteilung wurden ausgewertet und mit diesen aus der Vollkern-Referenz-Lösung mit SERPENT verglichen. Die normierte radiale Leistungsverteilung, die mit dem SERPENT-Code berechnet wurde, ist in Abb. 4.11 gezeigt.

DYN3D überschätzt den k -eff-Wert ohne SPH-Korrektur mit 304 pcm deutlich, mit SPH-Korrektur reduziert sich die Abweichung auf 72 pcm.

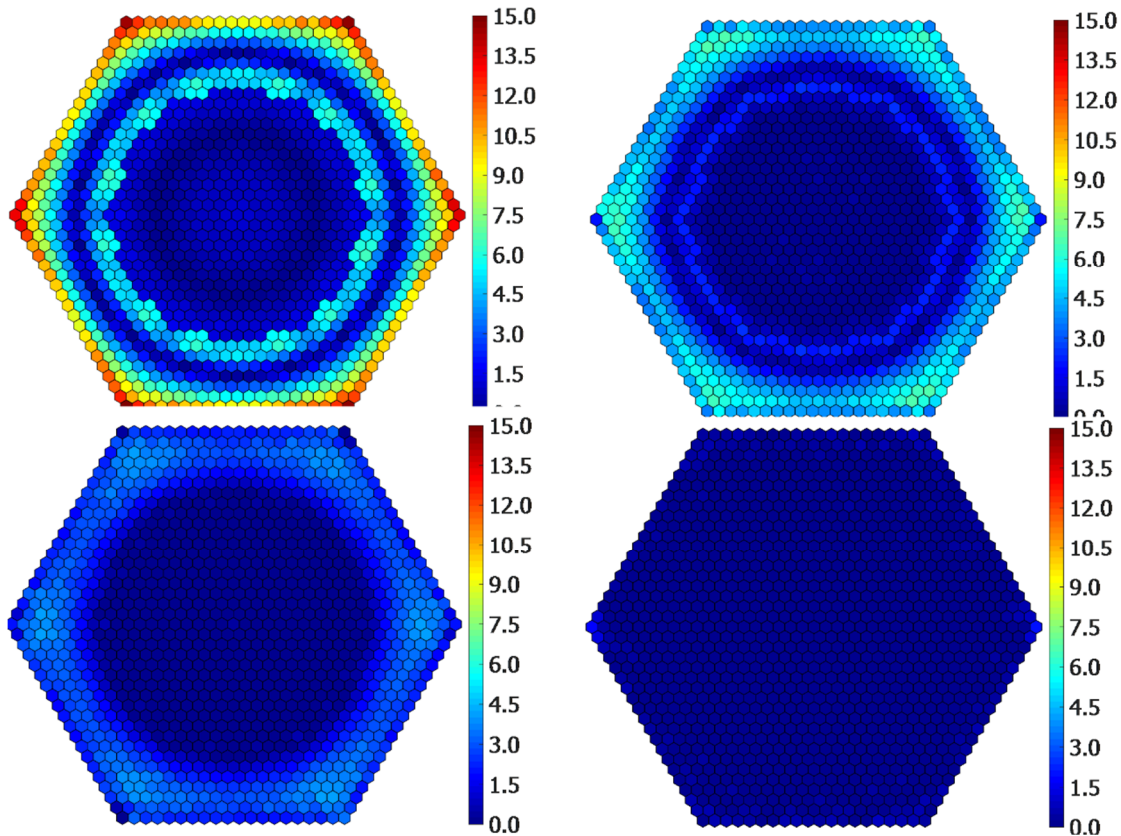


Abb. 4.12: Vergleich der radialen Verteilungen für die BFS-73-1-Anordnung in den einzelnen SPH-Iterationen (1, 2, 3, 7 Iterationen) (Rachamin, 2018)

Der Vorteil der Verwendung der SPH-Methode für die Analyse eines schnellen, sehr heterogenen Systems zeigt sich deutlich in den Ergebnissen der normierten radialen Leistungsverteilung. Die Entwicklung der Differenz zwischen der normierten radialen Leistungsverteilung der SERPENT- und DYN3D-Rechnungen über die SPH-Iterationen ist in Abb. 4.12 gezeigt. Ein Vergleich der endgültigen normierten radialen Leistungsverteilung zwischen SERPENT- und DYN3D für die letzte SPH-Iteration ist in Abb. 4.13 gezeigt. Der Vergleich wurde für die Hauptdiagonale entlang der markierten Linie in Abb. 4.11 durchgeführt. Wie bemerkt werden kann, ist ohne die SPH-Korrektur die Abweichung der DYN3D-Lösung von der Referenzlösung ziemlich groß. In der Brennstoffregion (zwischen -53 und 53 cm) betragen die durchschnittlichen / maximalen Differenzen etwa 0,72 / 1,14%. Die durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der Blankettregion betragen etwa 4,12 / 8,11%. Was das Einzelbrennstabproblem betrifft, zeigt die Verwendung der SPH-Korrektur für die Berechnung der kompletten Anordnung eine signifikante Verbesserung der Vorhersagegenauigkeit. Die durchschnittlichen / maximalen Unterschiede in der Brennstoffregion betragen nur noch etwa 0,05 / 0,22%. In der Blankettregion liegen die durchschnittlichen / maximalen Differenzen bei etwa 0,36 / 0,58%. Im Allgemeinen kann gefolgert werden, dass das

SPH-Verfahren die Genauigkeit von nodalen Diffusionscodes, die für eine schnelle, sehr heterogene Systemanalyse angewendet werden, merklich verbessern kann.

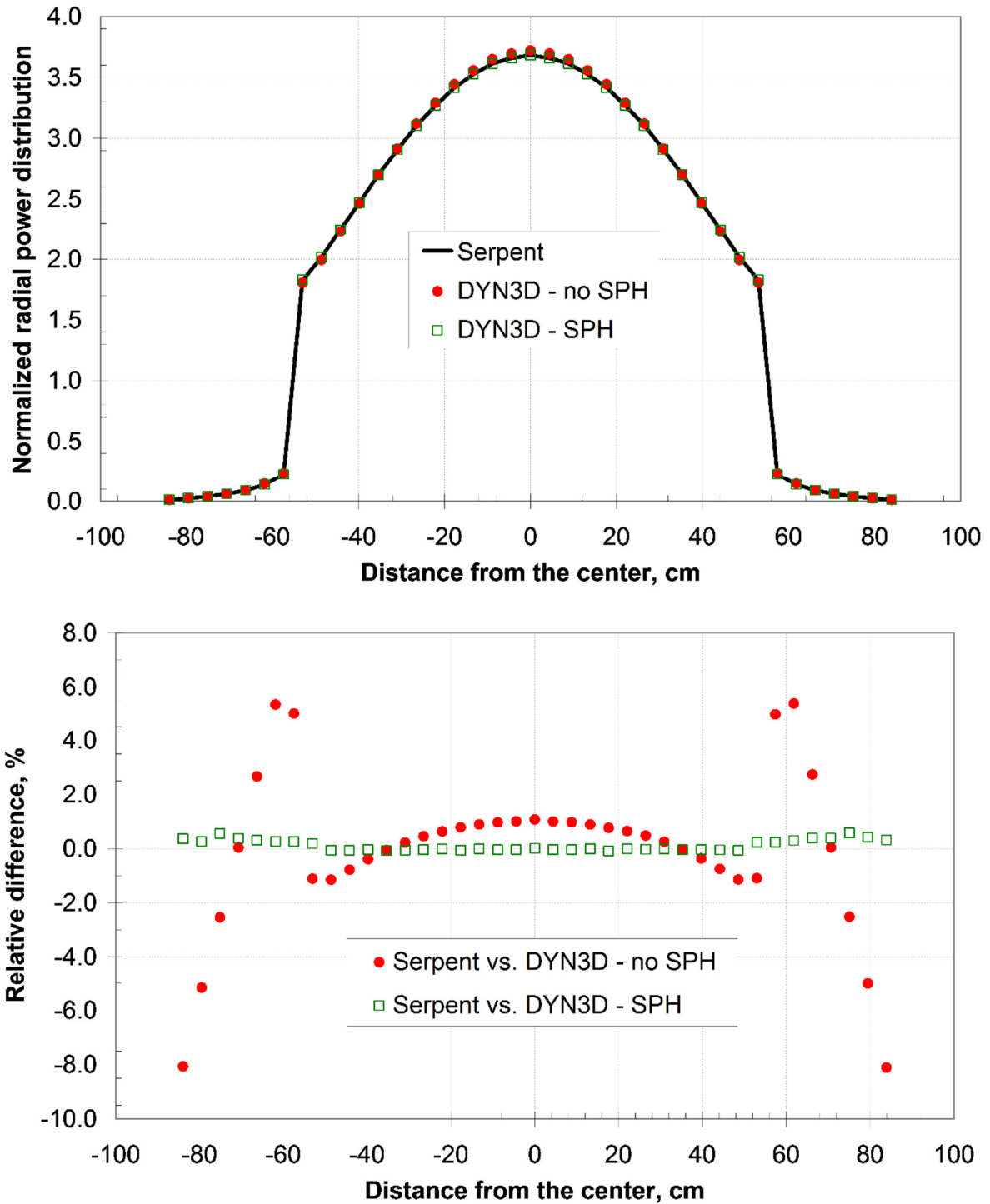


Abb. 4.13: Vergleich der radial Leistungsverteilung für die BFS-73-1-Anordnung nach der letzten SPH-Iteration (Rachamin, 2018)

5. Validierung von DYN3D auf Basis von transienten Experimenten und Vergleichen mit anderen Rechenprogrammen

5.1 Beschreibung der Experimente

Die ausgewählten transienten Experimente sind Regelstab-S-Kurven-Messungen am PHENIX-Reaktor, die in ein IAEA-Benchmark eingebracht wurden. Auf Grund ihrer guten Dokumentation eignen sie sich sehr gut für die Validierung von Rechenmethoden.

In diesem Test wurde zeitabhängig der positionsabhängige Integralwert (S-Kurve) für zwei Regelstäbe (# 1 und # 4 in Abb.5.1) unter Verwendung des Ausgleichsverfahrens gemessen. Diese Methode kann in den folgenden Schritten zusammengefasst werden (IAEA, 2014):

- Die Ausgangsposition der Steueranordnungen ist:
 - Ein Regelstab (CR #1) befindet sich in vollständig ausgefahrener Position
 - Der andere beteiligte Regelstab (CR #4) befindet sich in vollständig eingefahrener Position
 - Der Rest der Regelstäbe ist so positioniert, dass sie bei geringer Leistung (~ 50 kW) einen stabilen kritischen Zustand gewährleisten
- Der ausgefahrene Regelstab wird langsam in den Kern eingebracht. Die Größe der eingeführten negativen Reaktivität wird unter Verwendung der inversen kinetischen Methode ermittelt.
- Der andere Stab (CR # 4) wird dann in solchem Ausmaß ausgefahren, dass die eingeführte positive Reaktivität des vorherigen Schrittes kompensiert und die Anfangsleistung beibehalten wird. Der differentielle Reaktivitätswert wird erneut mit der inversen kinetischen Methode gemessen.
- Punkt 2 und 3 werden mit aufeinanderfolgenden Schritten wiederholt, bis die Regelstäbe # 1 und # 4 wieder die Anfangsposition erreichen und der Gesamtintegralwert beider Stäbe gemessen ist. Dabei ist der gesamte zeitabhängige Prozess Messung die CR S-Kurven.

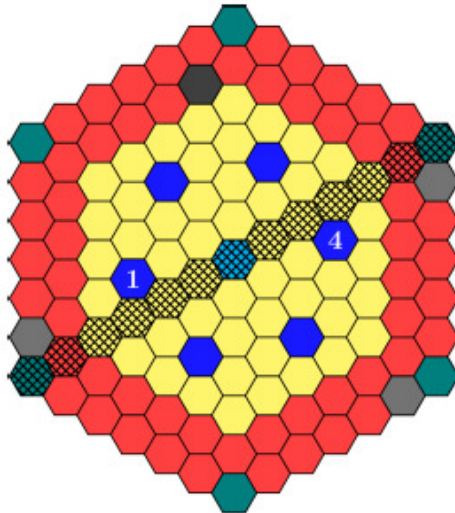


Abb. 5.1: Kern des PHENIX-Reaktors (ohne Blankettregion) (aus Nikitin, 2017b)

5.2 Erstellung der Bibliotheken

Die Validierungsrechnungen werden in einem zweistufigen Ansatz unter Verwendung der SERPENT-DYN3D-Codesequenz (Kapitel 3.1) durchgeführt. Im ersten Schritt werden die homogenisierten Weniggruppenquerschnitte mit SERPENT auf Gitterebene erzeugt. Im zweiten Schritt werden die vollständigen nodalen Kernrechnungen mit DYN3D durchgeführt. Zur weiteren Verbesserung der nodalen Diffusionslösung für das heterogene Problem wurde das SPH-Verfahren für das Blankett und die nicht-multiplizierende Bereiche angewendet, die direkte Nachbarn der Brennstoffnodes sind. Die Methodik zur Erstellung von Monte-Carlo-basierten Querschnitten für Weniggruppen für schnelle Reaktoren, einschließlich der Anwendung der SPH-Methode, ist ausführlich in Kapitel 3.1 beschrieben.

Da der Test bei niedriger Leistung durchgeführt wird, werden die Weniggruppenquerschnitte für den isothermen Reaktorzustand (250 °C) erzeugt, um die Temperaturabhängigkeit der mikroskopischen Querschnitte zu berücksichtigen. In jedem Modell werden alle Materialien gleichmäßig entsprechend dem isothermen Zustand ausgedehnt. Zur Berechnung der S-Kurven für beide Regelstabgruppen (# 1 und # 4 in Abb. 5.1) wird die Ausgleichsmethode mit DYN3D modelliert, wobei die von SERPENT erzeugten Querschnitte verwendet werden. DYN3D ist so programmiert, dass es die Ausgleichsmethode entsprechend den Schritten in Abschnitt 5.1 simuliert: Im Gegensatz zu den Messungen wird die S-Kurve des Regelstabes (CR # 4) nicht gleichzeitig in den ersten drei Schritten erhalten. Um die S-Kurve von CR # 4 exakt an denselben Positionen (bei jeweils 100 mm) zu erhalten, wird die Simulation wiederholt, aber die Rollen und Positionen der CR # 1 und # 4 werden am Anfang vertauscht.

Die S-Kurven-Berechnung wird ebenfalls mit SERPENT für den Code-zu-Code-Vergleich mit DYN3D durchgeführt.

5.3 Ergebnisse der DYN3D-Validierung

Die S-Kurven für CR #1 und #4 wurden unter Verwendung der Ausgleichsmethode (Abschnitt 5.1) mit DYN3D und SERPENT berechnet und mit den in (IAEA, 2014) enthaltenen Messungen verglichen. Abb. 5.2 zeigt die erhaltenen S-Kurven, wobei sowohl die Ergebnisse von SERPENT als auch von DYN3D die gemessenen Werte überschätzen, aber insgesamt gut mit dem Experiment übereinstimmen. Die nodale Diffusionslösung von DYN3D und die Monte-Carlo-Transportlösung von SERPENT stimmen sehr gut überein. Im Vergleich zu den Messungen (Tab. 5.1) weicht der mit SERPENT erzielte Gesamtintegralwert für CR #1 und #4 um 74 und 77 pcm ab, während die Abweichung der DYN3D-Werte 119 bzw. 70 pcm beträgt.

Tab. 5.1: Integrale Regelstabwerte

CR	Integraler Stabwert (pcm)			Differenz (pcm)	
	Messung	SERPENT	DYN3D	SERPENT	DYN3D
#1	1257	1331	1376	74	119
#4	1238	1315	1309	77	70

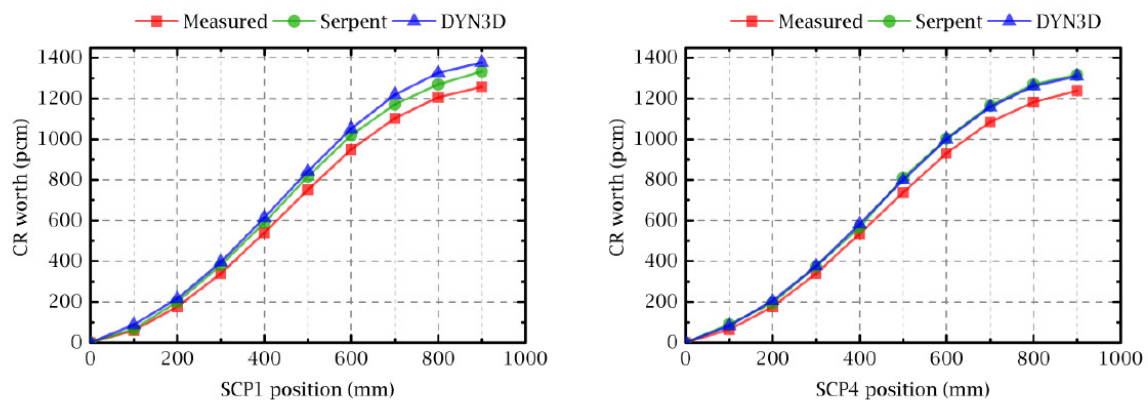


Abb. 5.2: Vergleich der S-Kurven für CR #1 und CR#4 (aus Nikitin, 2017b)

5.4 Vergleich mit Ergebnissen des Codes UNICO

Im Rahmen des Projekts wurde ein Vergleich mit dem am IPPE Obninsk entwickelten Rechenprogramm für schnelle Reaktoren UNICO durchgeführt.

5.4.1 Beschreibung des Codes UNICO

Der Code UNICO weist ein ähnliches Anwendungsprofil wie DYN3D auf. Er wurde und wird für die Berechnung von Transienten in natriumgekühlten Reaktoren entwickelt

(Shvetsov, 2014). Er ist komplett modular aufgebaut. Die vier wichtigsten Module sind SASTA, AKME, DENS und MAG.

Das Modul SASTA dient der Berechnung der Temperatur des Kühlmittels innerhalb der Brennelemente des Reaktorkerns sowie der Temperaturen des Brennstoffs, der Hüllrohre und der Wände.

Das Modul AKME berechnet zeitabhängig die dreidimensionale Verteilung der Kräfte innerhalb der Brennelemente und die daraus resultierenden Verbiegungen. Einflüsse der Temperatur und des Neutronenfeldes werden dabei berücksichtigt. Die Berechnungen beruhen auf einem zweiseitig eingespannten Balkenmodell.

Das Modul DENS ist für die Berücksichtigung von Ausdehnungseffekten in den entsprechenden Materialdichten verantwortlich. Bei der Anwendung des Moduls werden folgende Effekte berücksichtigt:

- Änderung der Konzentration des Brennstoffs auf Grund der Temperaturänderung
- Änderung der Konzentration des Stahls auf Grund der Temperaturänderung
- Verdrängung des Kühlmittels auf Grund der Ausdehnung von Brennstoff und Stahl
- Einfluss von durch Verbiegungen hervorgerufenen Formänderungen auf die Reaktivität

Das Neutronenkinetikmodul MAG berechnet die stationäre und zeitabhängige dreidimensionale Verteilung des Neutronenflusses innerhalb des Reaktorkerns (Suslov, 1996; Suslov, 2000). In ähnlicher Art und Weise wie DYN3D greift MAG auf vorab vorbereitete Bibliotheken von Wirkungsquerschnitten zu, die das gesamte Rückkopplungsspektrum abdecken.

5.4.2 Auswahl der Randbedingungen für die Vergleiche

Das Neutronenfeld und die dazugehörige Reaktivität sind die wichtigsten Parameter einer Kernberechnung. Die Berechnung des Neutronenfeldes erfolgt in UNICO (Modul MAG) auf eine grundsätzlich andere Weise als in DYN3D. Während DYN3D nodale Werte auf Basis von Entwicklungskoeffizienten berechnet und ausgibt, wird in MAG ein finites Differenzenmodell eingesetzt, das nodale Werte als Ergebnis einer Gitterverfeinerung bestimmen kann. Bei dieser Gitterverfeinerung wird die Schrittweite des Rechengebietes immer weiter reduziert. Letzteres erlaubt eine Extrapolation auf eine Gitterweite von 0 cm. Die hexagonale Version von DYN3D, die ja für die hexagonalen Brennelemente von schnellen System zum Einsatz kommt, kann das grundsätzlich nicht.

Um die Unterschiede zwischen den beiden Ansätzen zu analysieren, wurde für den Vergleich zwischen beiden Rechenprogrammen die Berechnung des Neutronenfeldes in einem Reaktorkern mit hexagonalen Brennelementen im stationären und transienten Zustand ausgewählt.

Abb. 5.3 zeigt den betrachteten Reaktorkern. Er besteht aus 349 hexagonalen Brennelementen. Der Anfangszustand ist Nullleistung. Innerhalb von 0.16 s wird die an Position 169 befindliche Regelstab von der Nullposition vollständig herausgefahren. Die anderen Regelstäbe verbleiben im Kern.

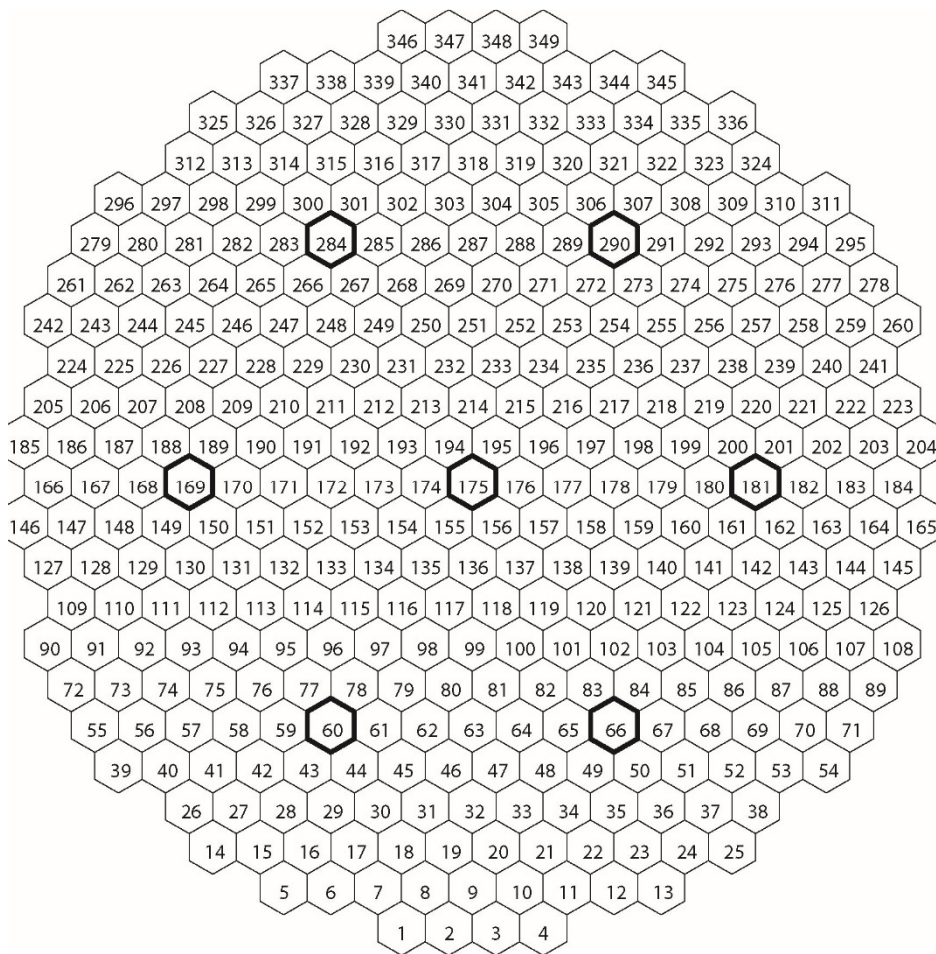


Abb. 5.3: Schema des für die Rechnungen ausgewählten Kerns mit hexagonalen Brennelementen

5.4.3 Ergebnisse der Vergleiche

Für die Vergleiche zwischen DYN3D und MAG (UNICO) wurden die 2-dimensionale Leistungsverteilung zum Zeitpunkt $t = 0.00$ s ausgewählt. Zusätzlich werden die zeitabhängigen Maximalwerte der Gesamtleistung verglichen.

Abb. 5.4 zeigt den Vergleich der normierten Brennelementleistungen in einem 30° Sektor des betrachteten Reaktorkerns. Diese 30°-Darstellung ist möglich, da im Anfangszustand (alle Regelstäbe in vollständig eingefahrener Position) eine entsprechende 30°-Symmetriebedingung vorliegt. In der obersten Position sind die MAG-Werte als Referenz angegeben. Sie wurden durch die oben beschriebene Extrapolation auf 0 cm Gitterweite ermittelt. Für DYN3D gibt es zwei Einträge. Hier kamen zwei verschiedene Optionen der Neutronenfeldberechnung in DYN3D zum Einsatz. Die HEXNEM1-Methode berechnet das Feld durch Kopplung der Mittelwerte an den Seitenflächen mit den Nachbarelementen. Somit ergeben sich 6 Kopplungspunkte pro hexagonalem Brennelement in jeder Ebene. Die neuere HEXNEM2-Methode berücksichtigt zusätzlich noch eine Kopplung über die Eckpunkte. Damit ergeben sich 12 Kopplungspunkte pro hexagonalem Brennelement, was in den meisten Fällen zu einer höheren Genauigkeit, allerdings auch verbunden mit einem höheren Rechenaufwand, führt (Grundmann, 1999).

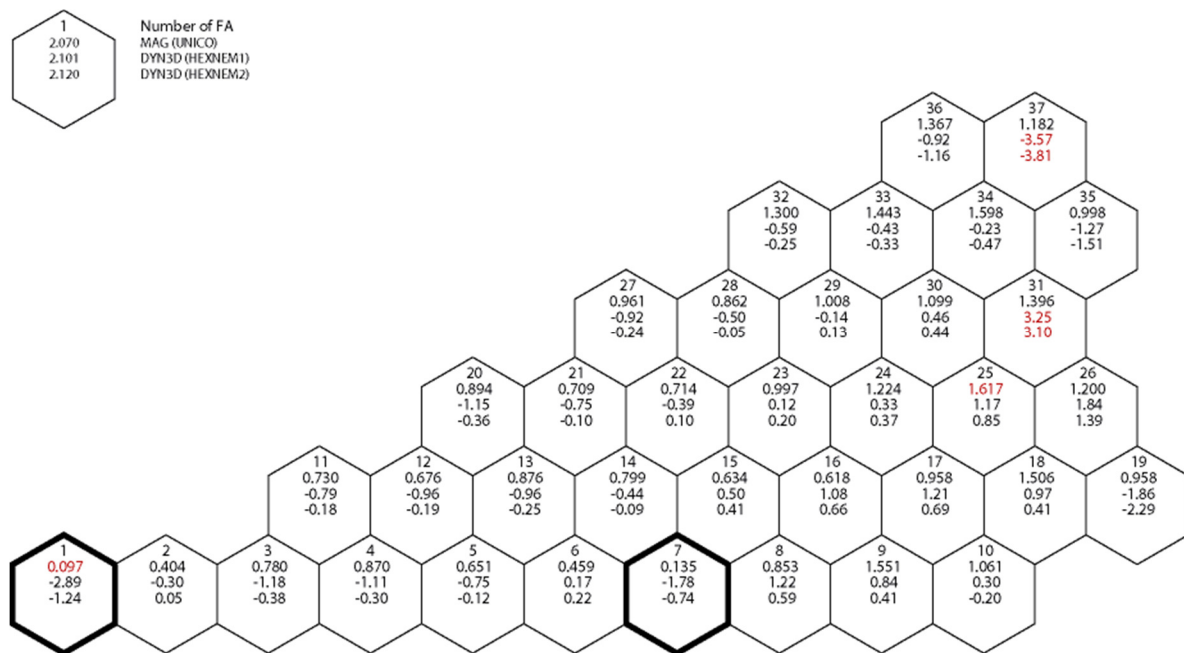


Abb. 5.4: Vergleich der 2-dimensionalen Leistungsverteilungen im 30° Sektor des betrachteten Kerns

Die Daten sind so dargestellt, dass die beiden DYN3D-Werte als Abweichung vom Referenzwert MAG erscheinen. Es ist deutlich zu sehen, dass speziell die (genauere) HEXNEM2-Methode nur eine sehr geringe Abweichung von der MAG-Rechnung liefert. Dies spricht sowohl für die Qualität der extrapolierten Rechenergebnisse mit MAG als auch der genaueren DYN3D-Rechenmethode, die standardmäßig für hexagonale

Konfigurationen zum Einsatz kommt. Dies war auch für die nachfolgende transiente Rechnung des Stabauswurfes der Fall.

Tab. 5.2 zeigt die wichtigsten berechneten Parameter für die Transiente.

Tab. 5.2: Vergleich der Maximalwerte des Stabauswurfes

Code	Zeitpunkt des Maximums [s]	Maximale Brennstofftemperatur [°C]	Maximale Leistung [MW]	Differenz der Leistung [%]
MAG	0,235	1275	102.000	-
DYN3D	0,247	1227	113.250	+11.0

Die Zeitpunkte des Maximums der Leistung liegen sehr nahe beieinander. Das spricht vor allem für eine konsistente Modellierung der Doppler-Rückkopplung, die im betrachteten Fall für die Begrenzung der Leistung (und damit für den Zeitpunkt des Maximums) verantwortlich ist. Die Werte für die maximale Brennstofftemperatur, die vom Zustand bei 260°C startet, liegen auch nur wenige K auseinander, was die Konsistenz der Modellierung des Doppler-Effekts in beiden Codes bestätigt. Der Unterschied beim Maximalwert der Leistung beträgt 11%. Dies ist bei einer Leistungserhöhung auf das 75fache der Nominalleistung des betrachteten Reaktorkerns nur ein sehr geringer Wert und kann nahezu ignoriert werden.

Alles in allem liefern beide Rechenprogramme sehr konsistente Werte und dies, das sei noch einmal betont, unter den Bedingungen einer sehr anspruchsvollen Transiente.

6. Analysen mit dem weiterentwickelten Code DYN3D

6.1 Auswahl der beiden Referenzkonfigurationen

In diesem Kapitel werden die entwickelten Modelle und Methoden in Vollkern-Rechnungen mit zwei Kernen von schnellen Reaktoren getestet:

- Ein relativ großer Kern mit oxidischen Brennelementen (OECD/NEA-Benchmark (OECD/NEA, 2016))
- Kleinerer Reaktorkern aus oxidischen Brennelementen des Phenix-Reaktors (IAEA, 2013)

6.1.1 Beschreibung des OECD/NEA Kerns

Der große 3600 MW_{th} SFR-Mischoxid (MOX)-Kern war eine der ausgewählten Kernkonfigurationen der SFR-Expertengruppe der OECD/NEA-Arbeitsgruppe für Reaktorsysteme für das Code-Benchmarking. Der Kern ist mit 225 inneren und 228 äußeren MOX-Brennelementen mit variablem Pu-Gehalt beladen und von 270 radialen Reflektorelementen umgeben (Abb. 6.1). Die Brennelemente enthalten 271 Brennstäbe mit ODS-Stahlplattierung (Oxide Dispersion Strengthened) und sind von einem hexagonalen Stahlkanal umgeben. Die Brennstäbe bestehen aus 5 axialen Zonen, nämlich unteres Gasplenum, unterer Reflektor, Brennstoff, oberes Gasplenum und oberer Reflektor. Die unteren und oberen Reflektoren bestehen aus Stahlpellets in einer Brennstabhülle. Entsprechend der Benchmark-Spezifikation sind die Radialreflektorelemente als homogene Mischung aus Natrium und Stahl modelliert.

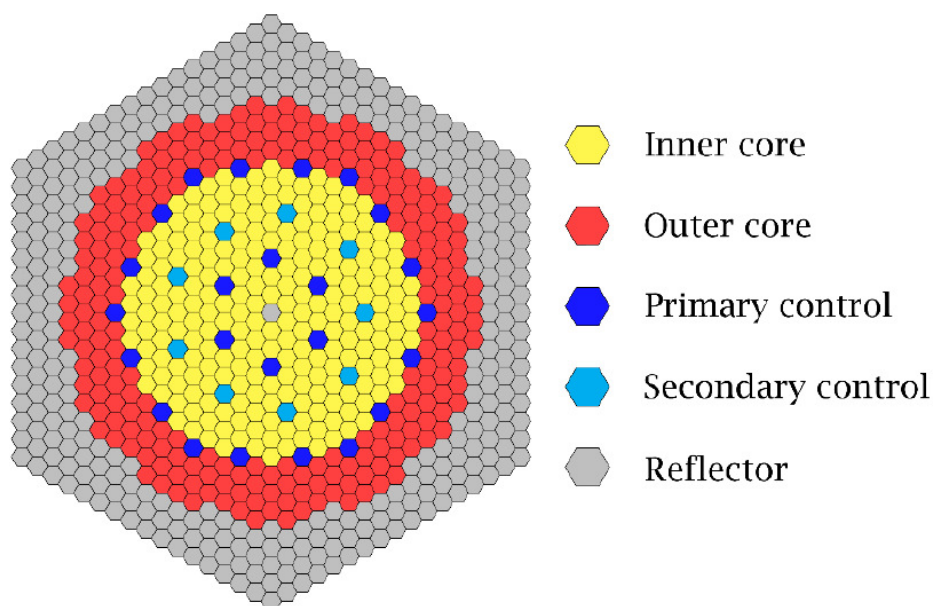


Abb. 6.1: Radiales Layout des OECD/NEA-Kerns (aus Nikitin, 2017b)

6.1.2 Beschreibung des Phenix-Kerns

Der ausgewählte Phenix-Kern ist ein 350 MW_{th} SFR-Kern, der MOX-Brennstoff enthält. Dieser Kern besteht aus 54 inneren und 56 äußeren MOX-Brennelementen und ist zum einen von 86 Blankettelementen und zum anderen von 252 Reflektorelementen umgeben (siehe Abb. 6.2). Darüber hinaus umfasst der Kern 6 primäre Regelgruppen, einen sekundären Regelstab in der Mitte und 14 reflektorähnliche Elemente (Gemisch aus Natrium und Edelstahl) innerhalb des Kern- und Blankettbereichs, wie in Abb. 6.3 dargestellt. Die Brennelemente enthalten 217 U-Pu-MOX-Brennstäbe mit SS316-Mantel in einem Heliumring. Die Brennstäbe sind in 6 Zonen unterteilt, darunter unterer Reflektor, unteres Blankett, Brennstoff, Natriumplenum, oberes Blankett und oberer Reflektor.

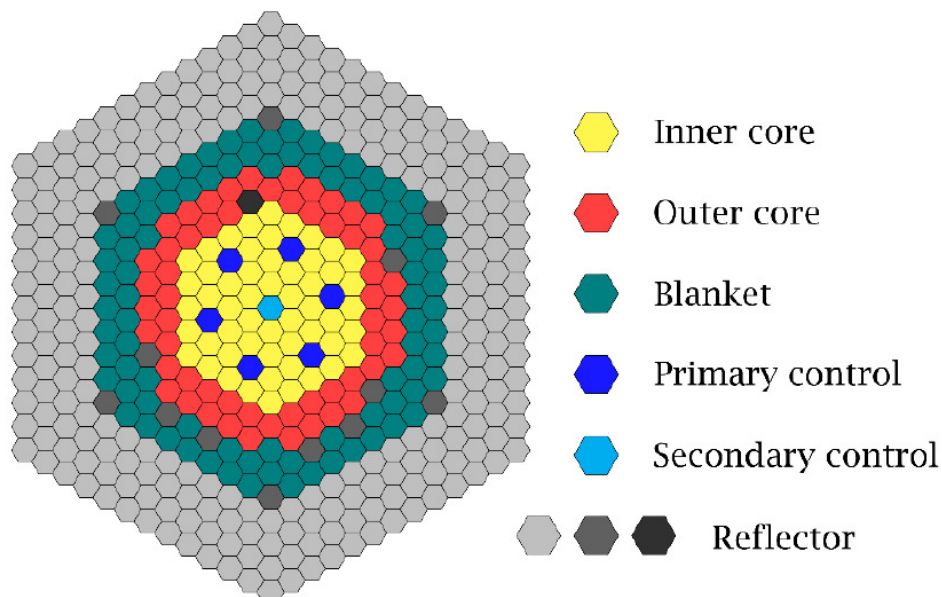


Abb. 6.2: Radiales Layout des Phenix-Kerns (aus Nikitin, 2017b)

Der Kern umfasst drei Blankett-Regionen. In der Spezifikation wird die Phenix-Kernbeschreibung in mehrfacher Hinsicht für die Benchmark-Analysen vereinfacht. Die Brennstoff- und Deckmaterialzusammensetzungen sind axial und bereichsweise gemittelt. Die Reflektorelemente, das Natriumplenum, die axiale Abschirmung und die Sekundär-Stäbe werden als homogene Medien modelliert. Drei mittlere Temperaturen werden verwendet, um den Dopplereffekt in den mikroskopischen Querschnitten zu berücksichtigen, nämlich 1500 K für den Brennstoff, 900 K für den Reflektor und 721 K für Blankett, Natriumkühlmittel und Absorber.

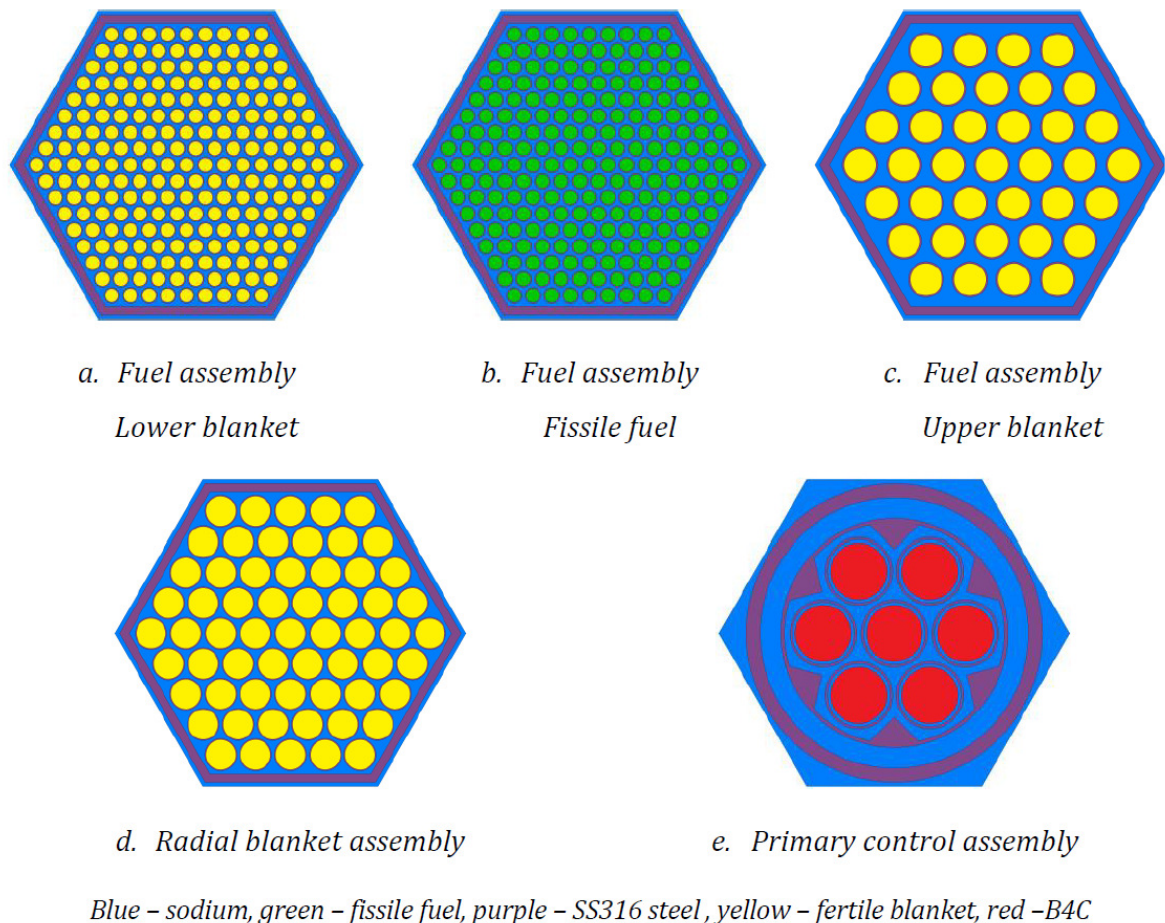


Abb. 6.3: Ansichten der verschiedenen Brennelemente im Phenix-Kern (aus Nikitin, 2017b)

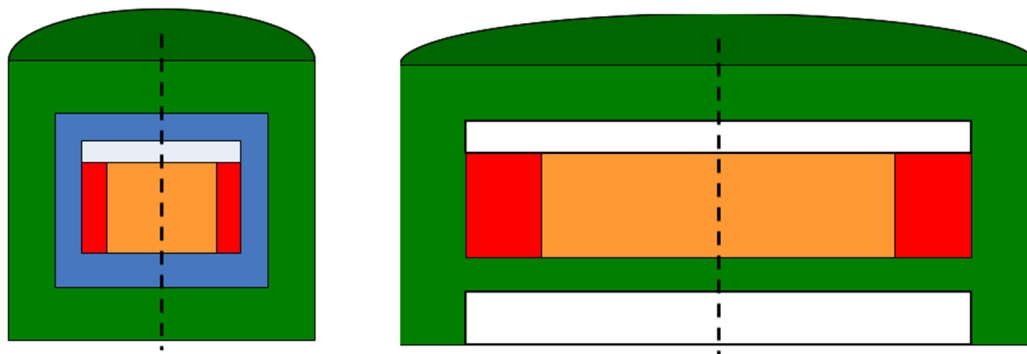
6.2 Erstellung der Bibliotheken der Wirkungsquerschnitte

Sämtliche Bibliotheken der Weniggruppenwirkungsquerschnitte für beide Kerne und alle hier vorgestellten Rechnungen wurden entsprechend der im Rahmen dieser Arbeit entwickelten Methode (Kapitel 3.1) erstellt. Des Weiteren kam auch die SPH-Methode, die speziell für den Einsatz in schnellen Systemen entwickelt und validiert wurde (Kapitel 4 und 5), zum Einsatz.

6.3 Ergebnisse für die beiden Konfigurationen

6.3.1 Einleitung

Abb. 6.4 zeigt noch einmal die Größenunterschiede für beide Kerne. Die Auslegungsparameter für beide Kerne sind in Tab. 6.1 zusammengefasst.



LEGEND:

Fissile core / Low Pu content
Fissile core / High Pu content
Fertile blanket
Reflector
Sodium plenum

Abb. 6.4: Vergleich der ausgewählten Kernkonfigurationen (Phenix – links; OECD/NEA – rechts)

Tab. 6.1: Auslegungsparameter der beiden Kernkonfigurationen

Parameter	Phenix	OECD/NEA-SFR
Leistung, MW _{th}	560	3600
Durchsatz, t/s	2.8	19.7
Eintritts-/Austrittstemperatur, °C	400 / 560	395 / 545
Behälter Höhe × Durchmesser, m	10 × 12	18 × 17
Kern – Höhe, m	1.50	4.72
Kern – Durchmesser, m	0.85	1.0
Kern – Volumen, m ³	1.51	17.5

6.3.2 Ergebnisse für den OECD/NEA-Kern

Im Vergleich der Berechnungen für den OECD/NEA-Kern wurden folgende Parameter ausgewertet: Effektiver Multiplikationsfaktor (k_{eff}), effektiver verzögerter Neutronenanteil (β_{eff}), Dopplerkonstante (KD), Natriumvoidwert ($\Delta\rho_{Na}$), Gesamt-CR-Wert ($\Delta\rho_{CR}$) und radiale Leistungsverteilung.

Das $\Delta\rho Na$ wurde als die Reaktivitätsänderung zwischen dem Na-freien und dem Nominalzustand berechnet: $\Delta\rho Na = \rho_{void} - \rho_{nominal}$. Das $\Delta\rho CR$ wurde als die Reaktivitätsänderung zwischen dem eingefahrenem und dem Nominalzustand berechnet: $\Delta\rho CR = \rho_{CR} - \rho_{nominal}$, während für den eingefahrenen Fall alle CSD- und DSD-Anordnungen vollständig bis zum Boden des aktiven Kerns eingebracht sind. In den Berechnungen unter Verwendung der SPH-Methode wurden die SPH-korrigierten Querschnitte nur für die Steueranordnungen (CSD und DSD) und die CR-Folgeelemente erzeugt.

Im Vergleich zu SERPENT unterschätzt DYN3D ohne die SPH-Korrektur k -eff um 128 pcm im ungestörten Zustand. Die Differenz sinkt jedoch auf 64, wenn SPH-korrigierte Wirkungsquerschnitte vom Code verwendet werden. Im eingefahrenen Zustand weichen die DYN3D k -eff-Werte ohne die SPH-Korrektur von der Referenz um 255 pcm ab. Dieser Unterschied ist merklich höher als für den ausgefahrenen Zustand. Die Verwendung der SPH-Korrektur reduziert die Diskrepanz signifikant auf 107 pcm. Die Anwendung der SPH-Korrektur verbessert merklich die Vorhersage des gesamten CR-Werts, wobei sich die Abweichung vom Referenzwert für DYN3D von 127 auf 43 pcm verringert wird.

Die größte Verbesserung bei der Reaktivitätsvorhersage um 70% ist sowohl für den aus- als auch für den eingefahrenen Zustand auf die auf die Regelstäbe angewandte SPH-Korrektur zurückzuführen.

Der effektive verzögerte Neutronenanteil und die Doppler-Konstante KD , die durch DYN3D berechnet wurden, stimmen innerhalb von wenigen pcm mit denen von SERPENT überein. DYN3D überschätzt den Natriumvoideffekt um etwa 90 pcm. Die Vorhersagegenauigkeit für KD und $\Delta\rho Na$ wird durch die Verwendung der SPH-Korrektur an den Steuerstäben nicht verbessert.

Die normierte radiale Leistungsverteilung, die mit SERPENT für den aus- und den eingefahrenen Zustand berechnet wurde, ist in Abb. 6.5 und Abb. 6.6 dargestellt.

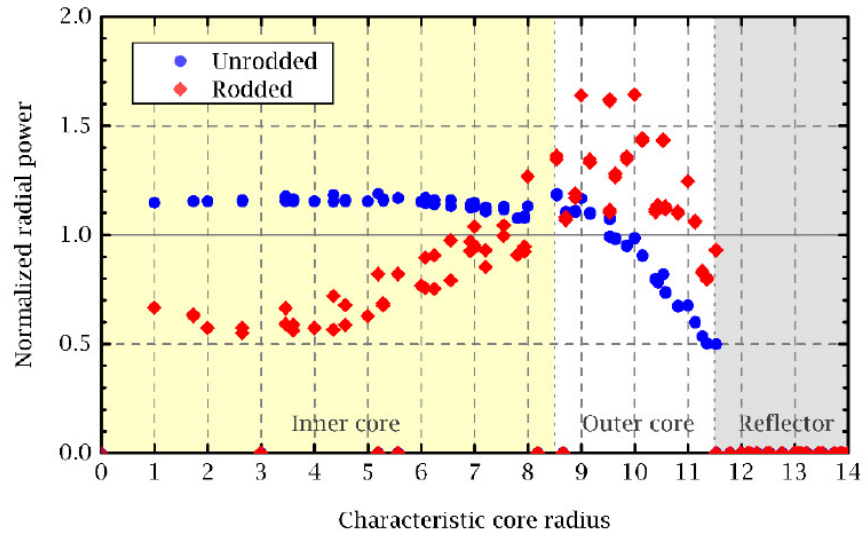


Abb. 6.5: Radiale BE-weise Leistungsverteilung im OECD/NEA-Kern berechnet mit SERPENT (aus Nikitin, 2018)

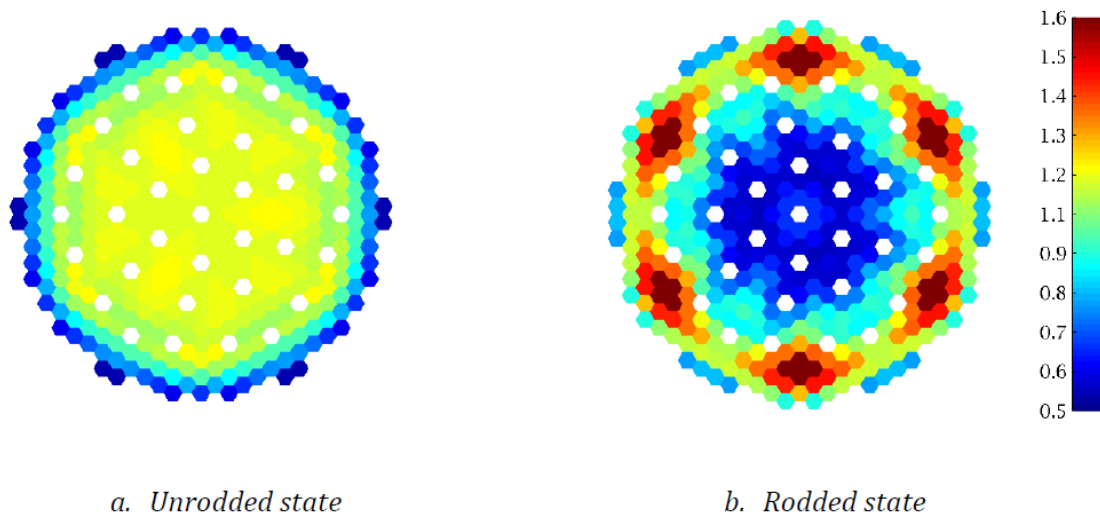
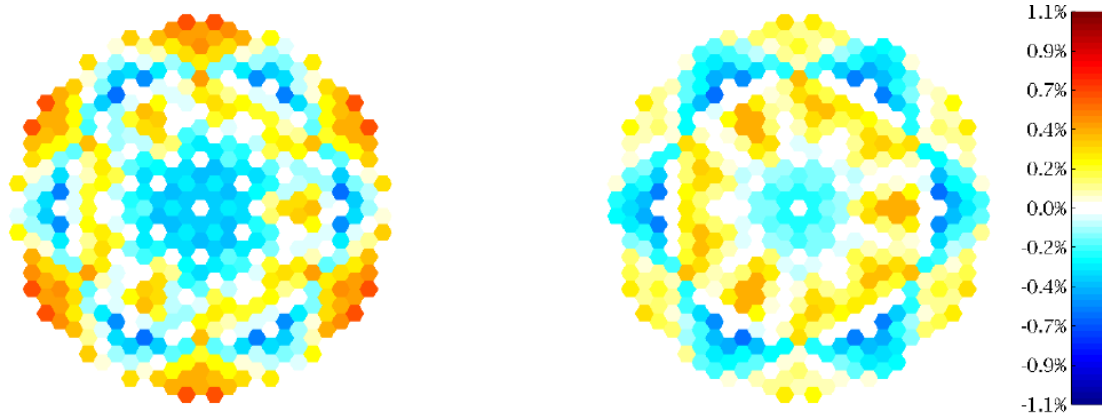


Abb. 6.6: Radiale Leistungsverteilung im OECD/NEA-Kern (aus- und eingefahrener Zustand) berechnet mit SERPENT (aus Nikitin, 2018)

Der relative Unterschied in der radialen Leistungsverteilung zwischen SERPENT- und den nodalen Diffusionscodes ist in Abb. 6.7 und Abb. 6.8 für beide Zustände dargestellt. Die Abbildungsteile a und b zeigen die DYN3D-Ergebnisse, die ohne bzw. mit SPH-Faktoren erhalten wurden. In die Vergleiche wurden Rechenergebnisse, die mit dem Diffusionscode PARCS erzielt wurden, mit einbezogen (Nikitin, 2015a).

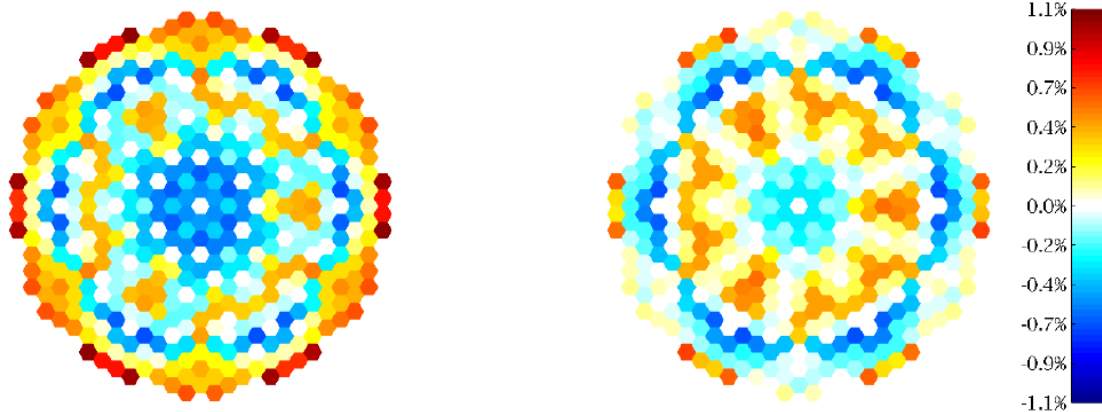


ave. / max. diff. = $\pm 0.25 / 0.66\%$

a. *DYN3D vs. Serpent, w/o SPH*

ave./max. diff. = $\pm 0.21 / 0.59\%$

b. *DYN3D vs. Serpent w/ SPH*



ave. / max. diff. = $\pm 0.35 / 1.07\%$

c. *PARCS vs. Serpent, w/o SPH*

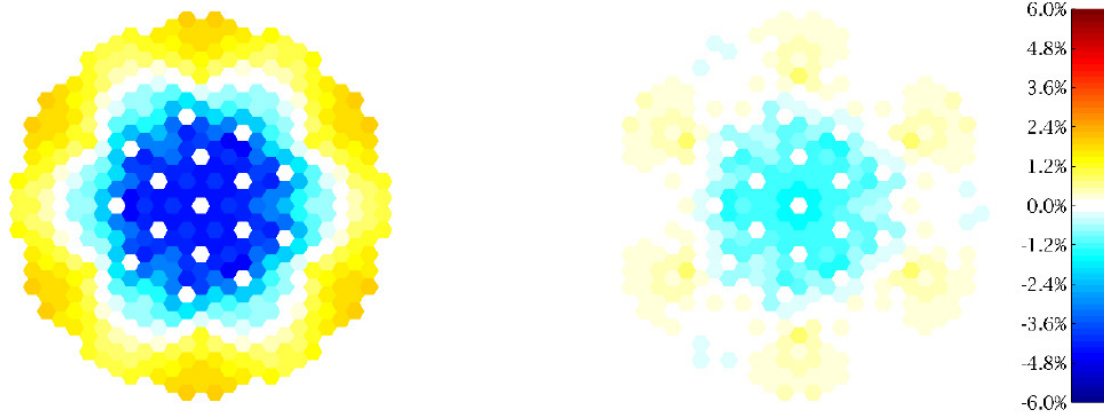
ave. / max. diff. = $\pm 0.23 / 0.67\%$

d. *PARCS vs. Serpent w/ SPH*

Abb. 6.7: Relative Abweichung in der radialen Leistungsverteilung im Volllastzustand (aus Nikitin, 2018)

Die von DYN3D vorhergesagte radiale Leistungsverteilung ohne die SPH-Korrektur für den ausgefahrenen Zustand stimmt bereits sehr gut mit der Referenz-Monte-Carlo-Lösung überein, während die durchschnittlichen / maximalen Abweichungen etwa 0,25 / 0,66% betragen. Die Verwendung der SPH-Korrektur verbessert die Vorhersagegenauigkeit nur geringfügig (Abb. 6.7b), während die Abweichungen auf 0.21 / 0.59% reduziert werden. Für den eingefahrenen Zustand reduziert die Verwendung der SPH-Korrektur jedoch die Abweichung von der Referenz-Monte-Carlo-Lösung signifikant

(Abb. 6.8a-b). In diesem Fall sinkt die durchschnittliche / maximale Differenz von 1,74 / 4,67% / 4,67% auf 0,32 / 1,41%.

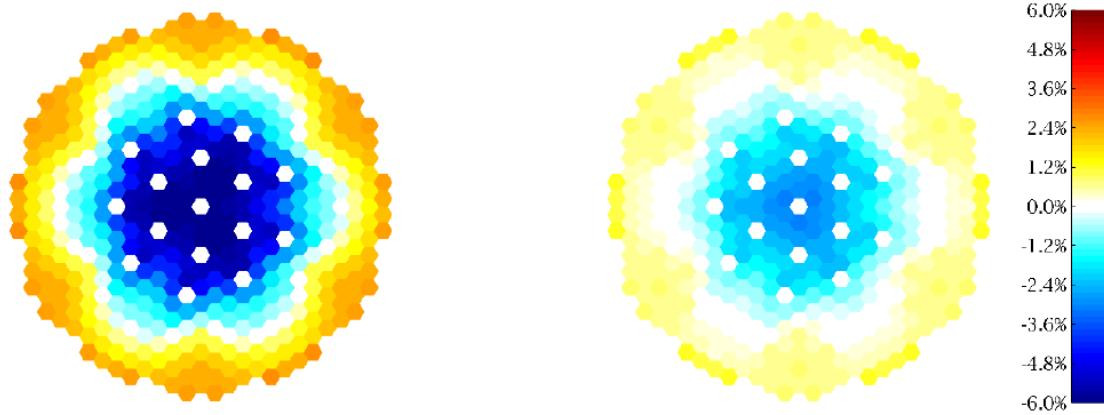


ave. / max. diff. = $\pm 1.74 / 4.67\%$

ave. / max. diff. = $\pm 0.32 / 1.41\%$

a. *DYN3D vs. Serpent, w/o SPH*

b. *DYN3D vs. Serpent w/ SPH*



ave. / max. diff. = $\pm 2.37 / 6.00\%$

ave. / max. diff. = $\pm 0.88 / 3.05\%$

c. *PARCS vs. Serpent, w/o SPH*

d. *PARCS vs. Serpent w/ SPH*

Abb. 6.8: Relative Abweichung in der radialen Leistungsverteilung im eingefahrenen Zustand (aus Nikitin, 2018)

6.3.3 Ergebnisse für den Phenix-Kern

Der Phenix EOL-Kern wird ebenfalls mit der SERPENT-DYN3D-Codesequenz berechnet. Für diese Berechnung wurde der Referenzzustand des Regelstababfahrens-Benchmark ausgewählt (IAEA, 2014), wobei die primären Regelstäbe teilweise in den Kern (~ 558 mm) eingeführt werden und der sekundäre Stab in ausgefahrener Position verbleibt.

Im Vergleich der deterministischen DYN3D- und der Monte Carlo SERPENT Lösungen wurden die Multiplikationsfaktoren und die radialen Leistungsverteilungen verglichen. Die normierte radiale Leistungsverteilung des Phenix-Kerns, berechnet mit Serpent, ist in Abb. 6.9 und Abb. 6.10 dargestellt.

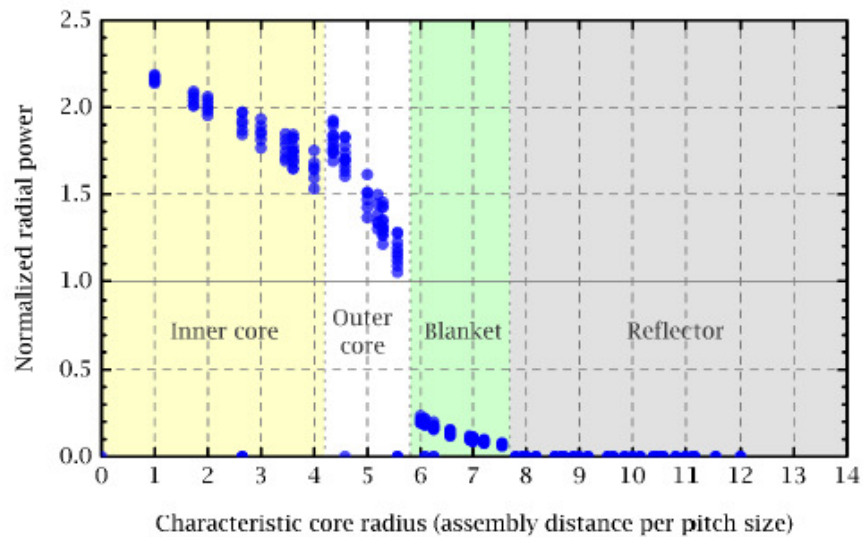


Abb. 6.9: Normierte BE-weise Leistungsverteilung im Phenix-Kern (aus Nikitin, 2018)

Wie auch in der radialen Leistungsverteilung zu sehen ist (Abb. 6.9 und Abb. 6.10), ist der Phenix-Kern sehr viel kleiner als der OECD/NEA-Kern, außerdem weist er im Kern einen deutlich stärkeren radialen Leistungsgradienten auf. Am Anfang Niedrigleistungsbereiches der Blankettelemente fällt der radiale Überhöhungsfaktor von $\sim 1,0$ auf $\sim 0,3$ ab.

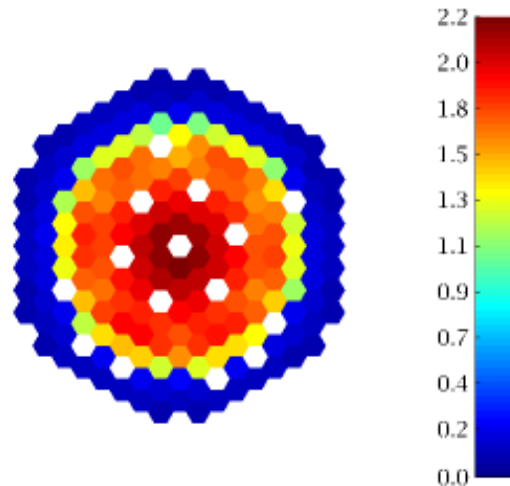


Abb. 6.10: Mit SERPENT berechnete radiale Leistungsverteilung im Phenix-Kern (aus Nikitin, 2018)

In solchen Regionen wie um die Blankettelemente herum, wo der Fluss und der Leistungsgradient groß sind, ist die Modellierung mit nodalen Diffusionsverfahren aufgrund der Diffusionsnäherung der Transportgleichung deutlich schwieriger. Dies spiegelt die DYN3D-Lösung stark wider, wenn die SPH-Methode noch nicht angewendet wird und der Unterschied im Multiplikationsfaktor in Bezug auf die SERPENT-Referenz mit -569 pcm hoch ist. Während die Abweichung der normierten radialen Leistung von der Referenzlösung im Spaltbereich des Kerns mit einer durchschnittlichen / maximalen Differenz von 0,52 / 1,10% gut übereinstimmt, sind die Abweichungen im Bereich der Blankettregion mit Werten von 2,16 / 5,80% deutlich höher (Abb. 6.11a).

Die Verwendung der SPH-Methode in verschiedenen Bereichen des Kerns verbessert folglich die nodale Lösung für den Phenix-Kern. Die Anwendung von SPH-Faktoren auf alle Blankett- und nichtmultiplizierenden Bereiche verringert den Reaktivitätsunterschied von -569 auf -162 pcm. Die Hauptbeiträge zur Verbesserung mit etwa 40% des Gesamteffekts sind die SPH-Faktoren, die auf die Regelgruppen angewendet werden. In einigen Regionen, wie im der oberen Blankett und den radialen Reflektoranordnungen, beeinflusst die Verwendung des SPH-Verfahrens die Kernreaktivität nicht. Eine signifikante Verbesserung ist nur zu sehen, wenn die ersten Nachbarregionen des Spaltbereiches mit SPH-Faktoren korrigiert werden.

Während sich der mittlere Unterschied in der radialen Leistung zwischen DYN3D- und SERPENT-Lösungen bei der Anwendung der SPH-Methode nicht wesentlich ändert (Abb. 6.11), zeigte sich eine bemerkenswerte Verbesserung in der maximalen Abweichung. Im Spaltbereich des Kerns ist der maximale Unterschied in der radialen Leistung von 1,10 auf 0,68% gesunken, während er in den radialen Blankettanordnungen von 5,80 auf 4,54% gesunken ist, wie in Abb. 6.11 dargestellt.

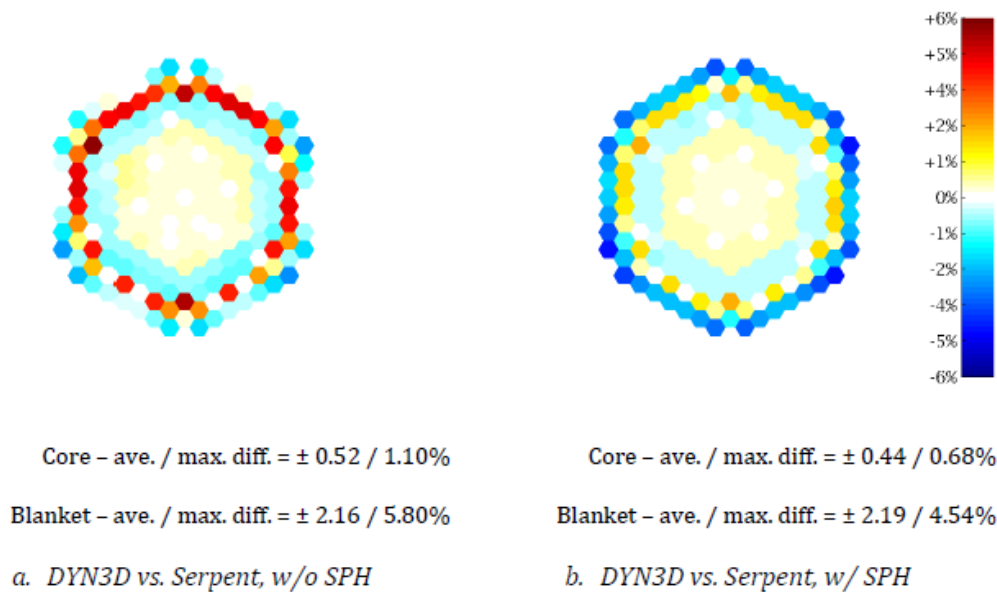


Abb. 6.11: Relative Abweichung in der radialen Leistungsverteilung im Phenix-Kern (aus Nikitin, 2018)

6.4 Zeitabhängige Rechnungen mit der Phenix-Konfiguration

6.4.1 Auswahl der Transiente

Der Naturumlauftest (IAEA, 2013) war der Untersuchung des Beginns und der Entwicklung der Naturzirkulation in poolartigen SFR-Systemen gewidmet. Im Rahmen des Benchmarks wurden die experimentellen Daten für die Qualifizierung und Validierung von thermohydraulischen Systemcodes zur Verfügung gestellt, die für die Modellierung flüssiger Natriumsysteme vorgesehen sind.

Vor dem Testbeginn wurde die Leistung auf 120 MW_{th} reduziert. Der Test wurde durch manuelles Austrocknen der beiden Dampferzeuger eingeleitet, was zu einem Verlust der Wärmeabfuhr von der Sekundärseite und folglich von der Primärseite führte. In der Anfangsphase von 458 Sekunden wurde der Reaktor weiter betrieben, bis der manuelle SCRAM ausgeführt wurde. 8 Sekunden später wurde das Abschalten der primären Pumpen ausgelöst. Danach wurde der Übergang zur Naturzirkulation im primären System untersucht.

Während in der Anfangsphase der Gesamtstrom konstant blieb, stieg die Kerneintrittstemperatur um 40 K, die Gesamtleistung sank von 120 MW_{th} auf 50 MW_{th}, wie in Abb. 4.3 gezeigt. Durch die Erhöhung der Kühlmitteltemperatur beeinflussten mehrere Reaktivitätseffekte die Leistungsentwicklung wie der Doppler-Effekt, die Ausdehnung der Gitterplatte und der Brennstäbe sowie die relative CR-Bewegung auf-

grund der gleichzeitigen Ausdehnung von Kern, CR-Antrieben und Behälter. Der kombinierte negative Effekt wurde als Gesamtreaktivität gemessen (siehe Abb. 6.12). Diese Anfangsphase des Benchmarks kann zur Validierung von Kern-Simulatoren verwendet werden, da der Primär- und Sekundärkreislauf nicht benötigt wird. Die Entwicklung der Eintrittstemperatur kann als zeitabhängige Randbedingung verwendet werden, und die Berechnungsergebnisse können mit den gemessenen Kernreaktivitäts-, Gesamtleistungs- und Kernaustrittstemperaturkurven verglichen werden (Abb. 6.12). Für diese Studie wurde nur die Anfangsphase des Benchmarks für die Untersuchung des transienten Codeverhaltens verwendet.

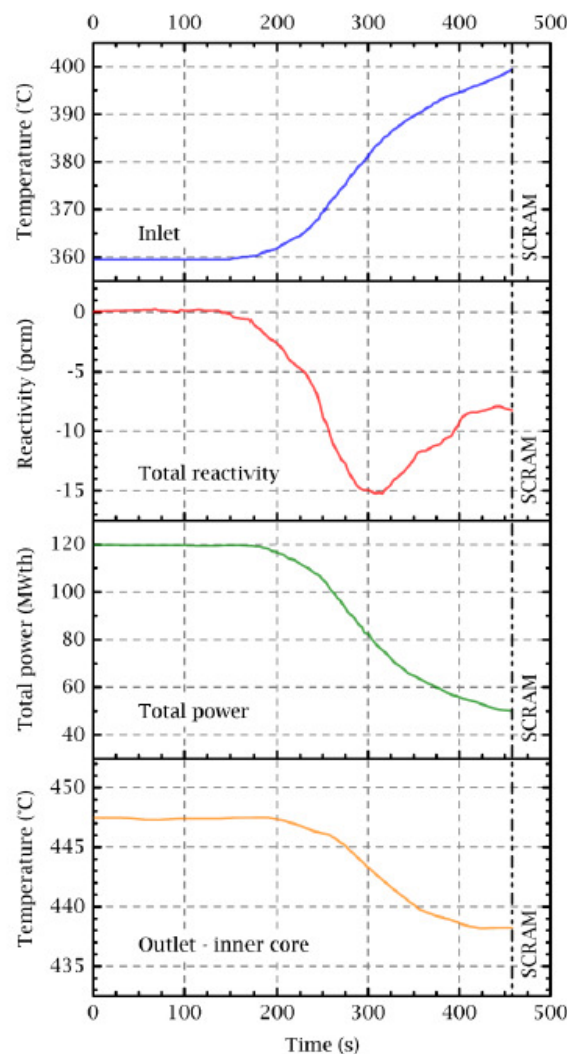


Abb. 6.12: Messwerte in der Anfangsphase der Transiente (Eintrittstemperatur, Reaktivität, Leistung, Austrittstemperatur (von oben nach unten) (aus Nikitin, 2018)

6.4.2 Ergebnisse der DYN3D-Rechnungen

Wie oben beschrieben, wurde die Anfangsphase des Tests mit DYN3D unter Verwendung der von SERPENT erzeugten parametrisierten Querschnittsdatenbibliotheken und der neu implementierten Modelle der thermischen Ausdehnung berechnet. Um die Querschnittsbibliotheken vor den transienten Analysen zu verifizieren, wurden die Reaktivitäts-Rückkopplungskoeffizienten mit DYN3D berechnet. Die Rückkopplungsparameter stimmen gut mit den Werten der Benchmark-Spezifikation überein. Die zeitlichen Entwicklungen der Gesamtreaktivität, Leistungs- und Kernaustrittstemperatur während des Übergangs sind in Abb. 6.13 zusammen mit den gemessenen Daten dargestellt. Die Leistungs- und Kernaustrittstemperaturkurven stimmen sehr gut mit den experimentellen Daten überein, die berechneten Werte bleiben innerhalb der Messunsicherheiten. In den ersten 300 s bleibt die berechnete Reaktivität in guter Übereinstimmung mit den Messungen, danach unterschätzt DYN3D die Gesamtreaktivität und am Ende des Übergangsprozesses wird eine Diskrepanz von 7 pcm erreicht. Die Unterschätzung kann mit dem fehlenden Modell der Behälterausdehnung erklärt werden. Nach 300 s erwärmt sich durch die steigende Natriumtemperatur der kalte Pool und induziert dadurch eine Gefäßausdehnung, die eine relative Verschiebung (Herausfahren) der Kontrollstäbe bewirkt (IAEA, 2013). Durch die Modellierung des Behälterausdehnungseffekts kann die Diskrepanz reduziert werden, wie dies durch (Chenu, 2012) demonstriert wurde.

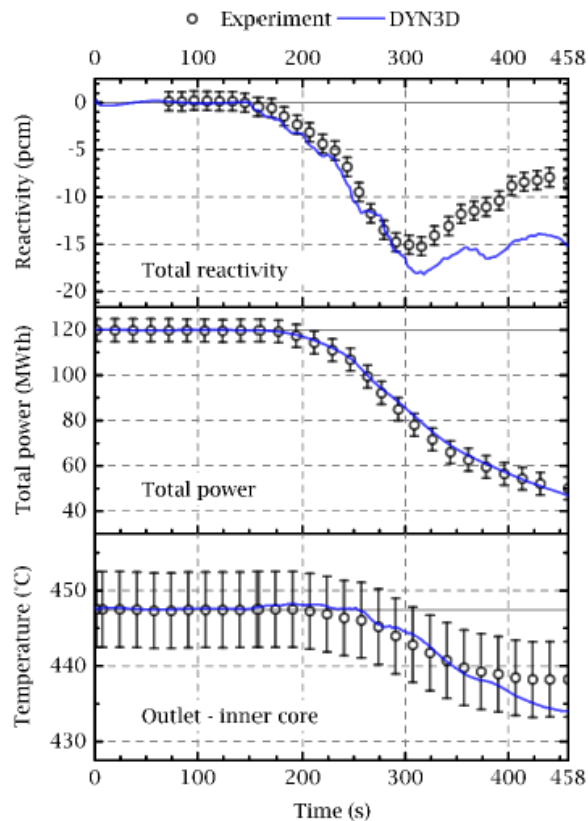


Abb. 6.13: DYN3D-Ergebnisse im Vergleich zu Messdaten (Reaktivität, Leistung, Austrittstemperatur) (aus Nikitin, 2018)

Wie in Abbild. 6.14 dargestellt, sind die beiden Hauptbeiträge zur Reaktivitätsentwicklung die Ausdehnung der Gitterplatte und der Doppler-Effekt. Die Erhöhung der Eintrittstemperatur löst die Ausdehnung der Gitterplatte aus, wodurch die Reaktorleistung reduziert wird. Die Brennstofftemperatur der Spaltzone nimmt auf Grund der Leistungsreduzierung ab (Abb. 6.15a), und die Temperatur des Blanketts nimmt zu (Abb. 6.15b), bedingt durch die Aufheizung des Natriums. Daher ist die beobachtete positive Doppler-Reaktivität (Abb. 6.14) eine Kombination aus einem dominanten positiven Beitrag der Spaltzone und einem leicht negativen Effekt aus der Blankett-Region, wie in Abb. 6.16 gezeigt. Ein allgemeiner Temperaturanstieg bei den Hüllrohren wird beobachtet (Abb. 6.15), was zu einem moderaten negativen Reaktivitätsbeitrag führt (siehe Abb. 6.14). Der Effekt der Kühlmitteltemperatur bleibt während der gesamten Transiente unerheblich.

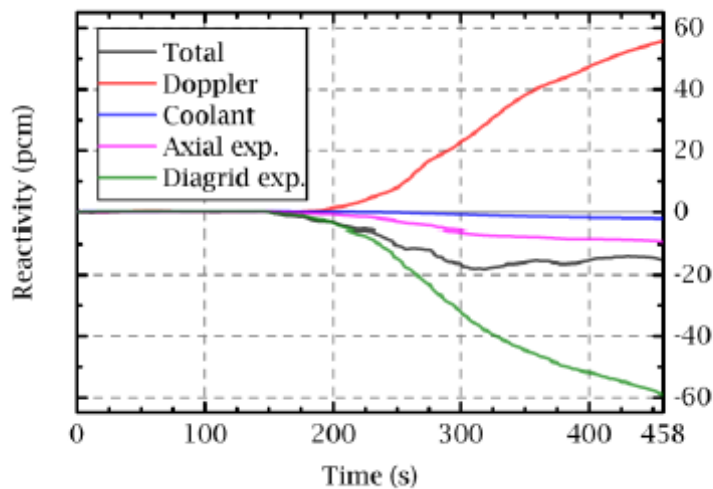


Abb. 6.14: Aufteilung der Reaktivitätseffekte in DYN3D (aus Nikitin, 2018)

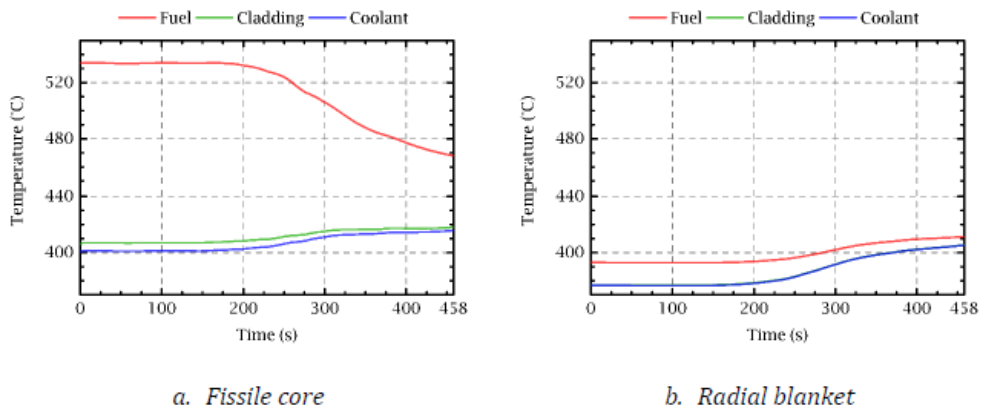


Abb. 6.15: Entwicklung der mittleren Brennstabtemperatur in DYN3D (aus Nikitin, 2018)

6.4.3 Variation des neu entwickelten Ausdehnungsmodells

Das neue axiale Ausdehnungsmodell von DYN3D wurde mit einer einheitlichen Expansionsmodellierung verglichen. Die transiente Berechnung wurde wiederholt, wobei das axiale Ausdehnungsmodell DYN3D durch ein mittleres Schichtmodell ersetzt wurde. Das bedeutet, dass für jede axiale Schicht die mittlere Temperatur der Hülle berechnet und alle in derselben Schicht befindlichen Materialien entsprechend dieser Temperatur ausgedehnt wurden. Die Unterschiede im Ergebnis sind in Abb. 6.17 zusammengefasst. Unter Verwendung des schichtunabhängigen Modells sagt der DYN3D eine geringere Leistung von ~ 2 MW voraus, was 1,7% des Anfangszustands ist. Diese Leistungsreduktion wird durch den größeren Effekt der axialen Ausdehnung (Abb. 6.17 unten) verursacht, der durch den Dopplereffekt etwas kompensiert wird und insgesamt eine um 2 pcm geringere Reaktivität ergibt (Abb. 6.17 Mitte). Die Überschätzung des axialen Ausdehnungseffekts mit dem einheitlichen Modell kann durch den

Vergleich der Entwicklung der radialen Profile der Brennelementausdehnung erklärt werden, wie in Abb. 6.18 dargestellt. Mit dem schichtunabhängigen Modell erweitern sich die diagonalen Brennelemente während des Übergangs um weitere 0,038%, während das ungleichmäßige Modell im Durchschnitt nur 0,023% aufweist. Da der Übergang durch eine radial gleichmäßige Erwärmung des Kühlmittels angetrieben wird, werden die ungleichmäßigen Profile mit der Zeit flacher und würden sogar gleichmäßig werden, wenn der Übergang ohne äußere Wechselwirkung (z. B. Pumpenabschalten) fortgesetzt würde. In diesem transienten Szenario können die Diskrepanzen in den Ergebnissen, die von der axialen Ausdehnungsmodellierung stammen, aus den Unterschieden in den anfänglichen Ausdehnungsprofilen abgeleitet werden.

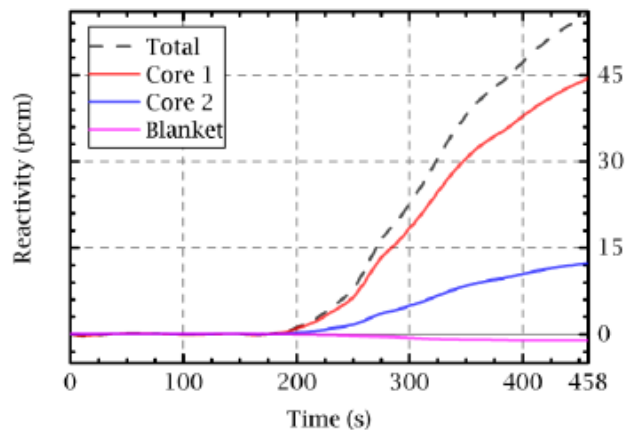


Abb. 6.16: Aufteilung des Doppler-Effekts auf die Bereiche (aus Nikitin, 2018)

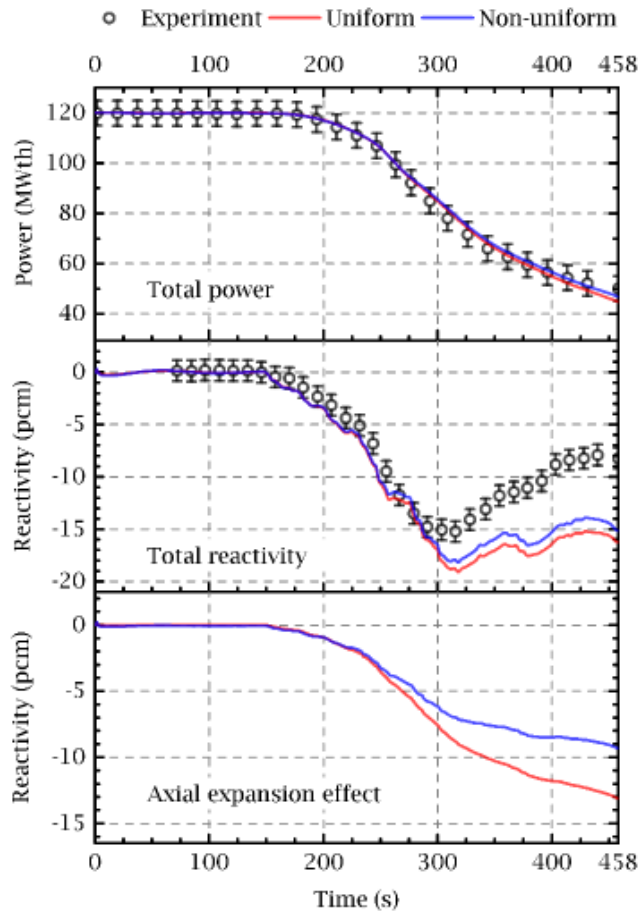


Abb. 6.17: Vergleich der Ausdehnungsmodelle (aus Nikitin, 2018)

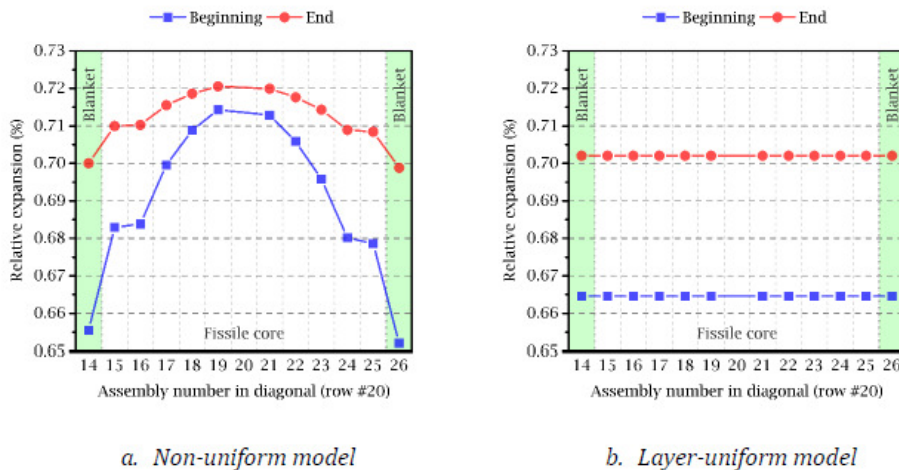


Abb. 6.18: Veränderung der axialen Ausdehnungsprofile während der Transiente (aus Nikitin, 2018)

7. Nutzen und Verwertbarkeit der Ergebnisse

Im Rahmen der Arbeiten am Projekt wurde der Anwendungsbereich des Rechenprogrammes DYN3D auf schnelle Reaktoren erweitert. Wesentliche Arbeiten erfolgten dabei im Rahmen einer Doktorarbeit. Damit wurde ein bedeutender Beitrag zum Kompetenzerhalt in der Reaktorsicherheitsforschung geleistet. Die ausgebildete Person hat sehr gute Voraussetzungen, nach Verteidigung der Dissertation eine Arbeit im Bereich der Reaktorsicherheit in der Forschung, der Industrie oder in entsprechenden Behörden zu finden.

Mit Abschluss des Projekts liegt jetzt ein validiertes Analysetool für die Kerne von schnellen Reaktoren vor, das für unabhängige Gegenrechnungen für entsprechende Projekte eingesetzt werden kann. Der natrium-gekühlte Reaktor war nicht zufällig als erster schneller Reaktor für die DYN3D-Entwicklung ausgewählt worden. Die derzeit laufenden französischen Arbeiten zur Entwicklung des ASTRID-Reaktors werden aller Wahrscheinlichkeit zum Baubeginn des ersten natrium-gekühlten schnellen Reaktors der 4. Generation innerhalb der nächsten 10 Jahre führen. Mit DYN3D steht ein Analysetool bereit, das in der Genehmigungsphase dieses Demonstrationsreaktors für Gegenrechnungen im Rahmen der Unterstützung der deutschen Behörden bei der Begleitung des Projekts eingesetzt werden kann.

Mit der Entwicklung des erweiterten DYN3D-Codes hat das HZDR seine Expertise auf diesem Gebiet unter Beweis gestellt. Damit wurden gute Voraussetzungen geschaffen, in EU-Projekten in diesem Themenbereich erfolgreich mitzuarbeiten. Mit der Teilnahme am kürzlich erfolgreich eingeworbenem H2020 Projekt ESFR-SMART haben wir das schon unter Beweis gestellt.

8. Zusammenarbeit mit anderen Stellen

Im Rahmen des Projektes haben wir mit dem IPPE Obninsk zusammengearbeitet. Das IPPE entwickelt ein ähnlich geartetes Rechenprogramm für die Analyse von schnellen Reaktoren. Mit diesem Programm wurde ein Vergleich durchgeführt.

Außerdem verfügt das IPPE Obninsk über eine sehr große Expertise auf dem Gebiet der Experimente für flüssigmetallgekühlte Reaktoren. Es hat in den letzten Jahrzehnten dazu die weltweit bekannte Versuchsanlage BFS betrieben. Zusammen mit Experten des IPPE wurde aus dem großen Fundus an verfügbaren Daten zwei Experimente an der BFS-Anlage ausgewählt, die im Rahmen des vorliegenden Projekts mit DYN3D nachgerechnet wurden.

Im Rahmen der Arbeit am Projekt ergab sich außerdem eine Zusammenarbeit mit einer weiteren russischen Organisation, dem wissenschaftlich-technischen Zentrum der russischen Aufsichtsbehörde in Moskau (SEC NRS). SEC NRS ist u.a. mit der Sicherheit von schnellen Reaktoren, die in Russland am Netz sind, beschäftigt. Bisher werden dort entsprechende Analysen u.a. mit dem thermohydraulischen Systemcode ATHLET und dort implementierter Rückwirkung über Punktkinetikkoeffizienten durchgeführt. Im letzten Jahr hat das HZDR mit dem SEC NRS einen Kooperationsvertrag zur Übernahme von DYN3D abgeschlossen. Beide Seiten sind daran interessiert, diese Kooperation fortzusetzen und auf die Kopplung von DYN3D und ATHLET für schnelle Reaktoren auszuweiten.

9. Fortschritt des Standes von Wissenschaft und Technik

Der Stand von Wissenschaft und Technik zu Beginn des Projektes ist sehr gut in den Publikationen (Lazaro, 2014 und Lazaro, 2014a) zusammengefasst. Es existierten einzelne Rechenprogramme, die dreidimensionale Berechnungen von schnellen Reaktoren erlauben. Sie enthalten einfache Modelle zur Berücksichtigung der thermomechanischen Rückkopplung. Stand der Technik, speziell auch in der Genehmigung, ist der Einsatz von Systemcodes unter Verwendung von Koeffizienten für die Rückkopplung über Punktkinetik.

Das war der Ausgangspunkt, auf dessen Basis die durchgeführten Entwicklungen innerhalb des Projekts geplant und durchgeführt wurden. Die neu entwickelten Modelle für die thermomechanische Rückkopplung im Reaktorkern, vor allem das axiale Ausdehnungsmodell, das auf individuellen Temperaturen beruht, besitzt zum jetzigen Zeitpunkt ein Alleinstellungsmerkmal.

Des Weiteren wurde im Rahmen des Projekts erstmals der extensive Einsatz des MonteCarlo Programms SERPENT für die Querschnittsgenerierung für nodale Rechenprogramme wie DYN3D verwirklicht. Die sehr gründlichen und methodischen Arbeiten im Rahmen dieses Projekts bilden eine Grundlage für den sich jetzt schon abzeichnenden massiven Einsatz von SERPENT für die Erstellung von Wirkungsquerschnittsbibliotheken, nicht nur für schnelle Systeme.

Es ist zusätzlich anzumerken, dass eine unserer ersten Publikationen zu diesem Thema (Rachamin, 2013) von der Zeitschrift „Annals of Nuclear Energy“ als eine der meistzitierten Publikationen in den Jahren 2014 und 2015 in dieser Zeitschrift mit einer Urkunde ausgezeichnet wurde.

Wir werden die weiterentwickelte Rechenkette SERPENT-DYN3D in das kürzlich gestartete H2020 Projekt ESFR-SMART einbringen.

10. Veröffentlichungen

Auf Basis der im Rahmen des Projekts erzielten Ergebnisse, die in den vorhergehenden Kapiteln beschrieben sind, wurden die folgenden Zeitschriftenpublikationen und Konferenzbeiträge veröffentlicht bzw. befinden sich im Begutachtungsprozess der Zeitschriften.

Zusätzlich wurde eine Doktorarbeit unter dem Titel „Extension of DYN3D for SFR applications“ im Entwurf fertiggestellt, die demnächst an der EPFL in Lausanne zur Verteidigung eingereicht wird. Nach erfolgter Verteidigung wird auch diese Arbeit veröffentlicht.

10.1 Zeitschriften

Nikitin, E., Fridman, E., Pautz, A., Extension of the reactor dynamics code DYN3D for SFR applications – Part II: calculation of selected Phenix EOL experiments, *Ann. Nucl. Energy*, 2017, submitted

Nikitin, E., Fridman, E., Pautz, A., Extension of the reactor dynamics code DYN3D for SFR applications – Part I: thermal expansion models, *Ann. Nucl. Energy*, 2017, submitted

Rachamin, R., Kliem, S., Validation of the DYN3D-Serpent code system for SFR cores using selected BFS experiments. Part II: DYN3D calculations, *Ann. Nucl. Energy*, 114, p. 181 (2018)

Rachamin, R., Kliem, S., Validation of the DYN3D-Serpent code system for SFR cores using selected BFS experiments - Part I: Serpent calculations, *Ann. Nucl. Energy*, 102, p. 158 (2017)

Nikitin, E., Fridman, E., Bilodid Y., Kliem, S., New version of the reactor dynamics code DYN3D for Sodium cooled Fast Reactor analyses, *Kerntechnik*, 82, p. 284 (2017)

Nikitin, E.; Fridman, E.; Mikityuk, K., On the use of the SPH method in nodal diffusion analyses of SFR cores, *Ann. Nucl. Energy*, 85, p. 544 (2015)

Nikitin, E.; Fridman, E.; Mikityuk, K., Solution of the OECD/NEA neutronic SFR benchmark with Serpent-DYN3D and Serpent-PARCS code systems, *Ann. Nucl. Energy*, 75, p. 492 (2015)

10.2 Konferenzen/Symposien

Nikitin, E.; Fridman, E., Modeling of Phenix EOL experiments with Serpent-DYN3D, 7th International Serpent User Group Meeting, 06.-09.11.2017, Gainesville, FL, USA

Nikitin, E.; Fridman, E., Modeling of Phenix End-of-Life control rod withdrawal tests with the Serpent-DYN3D code system, Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, 26.-29.06.2017, Yekaterinburg, Russian Federation

Rachamin, R., Kliem, S., Application of SPH Method for Sodium Fast Reactor Analysis, Proc. Int. Conf. on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering (M&C 2017), Jeju, Korea, April 16-20, 2017

Nikitin, E.; Fridman, E., Axial fuel rod expansion model in nodal code DYN3D for SFR application, Proc. PHYSOR-2016, 01. - 05.05.2016, Sun Valley, ID, USA

Fridman, E., Nikitin, E., Solution of the OECD SFR benchmark with Serpent and Serpent-DYN3D, 3rd workshop on uncertainty in modeling of SFR, PSI, Villigen, Switzerland, June 2016

Nikitin, E.; Fridman, E.; Mikityuk, K., Solution of the OECD SFR benchmark with Serpent-DYN3D and Serpent-PARCS, 2nd workshop on uncertainty in modeling of SFR, Madrid, Spain, May 2015

10.3 Doktorarbeit

Nikitin, E.: Extension of DYN3D for SFR applications, Laboratory of Reactor Physics and Systems Behaviour, ÉCOLE POLYTECHNIQUE FÉDÉRALE DE LAUSANNE, PhD thesis, 2018, in preparation

11. Zusammenfassung und Ausblick

Innerhalb des Vorhabens wurde der Reaktordynamikcode DYN3D für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren (SFR) erweitert. Es wurden thermomechanische Modelle für die adäquate Simulation von SFR-Transienten entwickelt, die die Simulation der axialen Wärmeausdehnung von Brennstäben und die radiale Ausdehnung des Reaktorkerns umfassen. Darüber hinaus wurde das Verfahren zur Erstellung von Querschnittsbibliotheken für DYN3D für SFR-Analysen erweitert.

Im Rahmen der Arbeit wurde die Vorhersagefähigkeit des SERPENT-DYN3D-Code-Systems für schnelle Reaktorkerne untersucht. Das Berechnungssystem wurde an den kritischen Versuchsanordnungen BFS-73-1 und BFS-62-3A am IPPE Obninsk getestet. Im ersten Teil der Verifikationsarbeiten wurden die Anordnungen unter Verwendung des SERPENT MC-Codes detailliert modelliert und die grundlegenden neutronischen Eigenschaften bestimmt und mit experimentellen Werten verglichen. Die berechneten Ergebnisse haben eine gute Übereinstimmung mit den Messwerten gezeigt, was zu der Schlussfolgerung führte, dass der Serpent MC-Code zur Generierung von homogenisierten Gruppenkonstanten und als Referenzlösung für die Code-zu-Code-Verifikation mit dem DYN3D-Code verwendet werden kann. Im zweiten Teil wurden die Anordnungen unter Verwendung des DYN3D-Codes modelliert. Die Erzeugung von genauen Querschnitten für die DYN3D-Analyse solcher Anordnungen war auf Grund der beträchtlichen Heterogenität der Konfiguration sowohl in axialer als auch in radialer Richtung eine große Herausforderung. Daher erfolgte die Verwendung von Homogenisierungstechniken für die DYN3D-Analyse.

Es wurde die SPH-Homogenisierungstechnik für die Analyse der BFS-73-1-Brennstäbe und ausgewählter Brennstäbe der BFS-62-3A-Anordnung angewendet. Die DYN3D-Rechnungen wurden unter Verwendung der SERPENT-Querschnitte mit und ohne SPH-Korrektur durchgeführt, um den Einfluss dieser Homogenisierungstechnik auf die Genauigkeit der Ergebnisse zu demonstrieren. Für jeden Brennstab wurden die k_{eff} - und die normierte axiale Leistungsverteilung ausgewertet und mit den Referenz-Lösungen verglichen. Die Ergebnisse haben gezeigt, dass die Verwendung der SPH-Methode die Vorhersagegenauigkeit des DYN3D-Codes eindeutig verbessern kann. In der zweiten Ebene wurde die SPH-Methode implementiert und für eine stabi-weise Berechnung der BFS-73-1-Anordnung demonstriert. Der k_{eff} Wert und die normierte radiale Leistungsverteilung wurden ausgewertet und mit diesen aus der mit SERPENT erhaltenen Vollkernreferenz verglichen. Es konnte gezeigt werden, dass die Ergebnisse der DYN3D-Rechnungen mit den SPH-korrigierten Gruppenquerschnitten sehr gut mit denen von SERPENT übereinstimmen, die wiederum sehr gut mit den experimentellen Daten übereinstimmen.

Zur Validierung von DYN3D unter transienten Bedingungen wurden mehrere Tests, die sowohl stationäre als auch transiente Fälle aus den Phenix-Experimenten enthal-

ten, berechnet. Die DYN3D-Lösungen weisen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten auf, was die Anwendbarkeit der Codes für Kernanalysen von Natrium-gekühlten schnellen Reaktoren bestätigt.

Der Vergleich der Mess- und Rechenergebnisse der transienten Fälle hat auch gezeigt, dass für gewisse Prozesse die Modellierung der Ausdehnung des Reaktorbehälters berücksichtigt werden sollte. Das ist allerdings mit dem Kernsimulator DYN3D nicht möglich. Dafür muss eine Kopplung mit einem thermohydraulischen Systemcode für schnelle Reaktoren erfolgen. DYN3D ist im Leichtwasserbereich bereits mit dem thermohydraulischen Systemcode ATHLET gekoppelt. Da ATHLET seit kurzem auch über entsprechende Modelle für die Simulation von schnellen Reaktoren verfügt, wäre die Erweiterung der bestehenden Kopplung auf schnelle System der logische nächste Schritt. Diese Arbeiten werden derzeit vorbereitet.

12. Verwendete Literatur

- Andriolo, L. et al. (2015), An Innovative Methodology for Evaluating Core Thermal Expansion, in Proc. ICAPP 2015, 504
- Beckert, C., Grundmann, U. (2008), Entwicklung einer Transportnäherung für das reaktordynamische Rechenprogramm, Wissenschaftlich-Technische Berichte, Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, FZD-497
- Beckert, C. and U. Grundmann (2008a), Development and verification of a nodal approach for solving the multigroup SP3 equations, Annals of Nuclear Energy, 35, 75
- Chanaron, B., Ahnert, C., Crouzet, N., Sanchez, V., Kolev, N., Marchand, O., Kliem, S., Papukchiev, A. (2015), Advanced Multiphysics Simulation for Reactor Safety in the framework of the NURES SAFE project, Annals of Nuclear Energy 84,166
- Crank J., Nicolson, P. (1996), A practical method for numerical evaluation of solutions of partial differential equations of the heat-conduction type, Adv. Comput. Math., 6, 207
- Dulin, V., Matveenko, I., Rozhikhin, E., Semenov, M., Tsibulya, A. (2014), An Overview of the Experiments Performed at the BFS Facilities and Evaluated for the International Reactor Physics Experiment Evaluation Project, Nuclear Science and Engineering, 178, 377
- ESNII Task Force (2010), A Contribution to the EU Low Carbon Energy Policy: Demonstration Programme for Fast Neutron Reactors, The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
- Fridman, E., Shwageraus, E. (2013), Modeling of SFR cores with Serpent-DYN3D codes sequence, Ann. Nucl. Energy, 53, 354
- Fridman, E., Duerigen, S., Bilodid, Y., Kotlyar, D., Shwageraus, E. (2013a), Axial discontinuity factors for the nodal diffusion analysis of high conversion BWR cores, Ann. Nucl. Energy 62, 129
- Gallet B., Venot, R. (1977), Fuel assembly support column for a nuclear reactor diagrid, US4016035 A
- Grahn, A., Gommlich, A., Kliem, S., Bilodid, Y., Kozmenkov, Y. (2017), Coupling of the 3D neutron kinetic core model DYN3D with the CFD software TRIO_U and simulation of an MSLB scenario, Nucl. Eng. Design, 315, pp. 117
- Grundmann, U., Kliem, S., Krepper, E., Mittag, S. et al. (1998), Qualifizierung des Kernmodells DYN3D mit dem Störfallcode ATHLET als fortgeschrittenes Werkzeug für die Störfallanalyse von WWER-Reaktoren, Abschlussbericht Teil 1 zum BMBF-Vorhaben 150 0925A, Report FZR-216, Rossendorf
- Grundmann, U., Hollstein, F. (1999), Two-dimensional intranodal flux expansion method for hexagonal geometry, Nuclear Science and Engineering, 133, 201

- Grundmann, U.; Mittag, S. (2011), Super-homogenisation factors in pinwise calculations by the reactor dynamics code DYN3D, *Ann. Nucl. Energy*, 38, 2111
- Hazama, T., Shono, A., Sugino, K. (2004), Verification of a Nuclear Analysis System for Fast Reactors using BFS-62 Critical Experiment, *Nuclear Science and Technology*, 41, 1145
- Duerigen, S., Rohde, U., Bilodid, Y., Mittag, S. (2013), The reactor dynamics code DYN3D and its trigonal-geometry nodal diffusion model, *Kerntechnik*, 78, 310
- IAEA (2012), Status of Fast Reactor Research and Technology Development, IAEA-TECDOC-1691, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency
- IAEA (2013), Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments, IAEA-TECDOC-1703. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency
- IAEA (2014), Benchmark Analyses on the Control Rod Withdrawal Tests Performed during the PHENIX End-of-Life Experiments, IAEA-TECDOC-1742. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency
- IAEA (2017), Nuclear Power Reactors in the World, Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency
- Jimenez, G., Herrero, J., Gommlich, A., Kliem, S., Cuervo, D., Jimenez, J. (2015), Boron dilution transient simulation analyses in a PWR with neutronics/thermal-hydraulics coupled codes in the NURISP project, *Annals of Nuclear Energy* 84, 86
- Jimenez, J., Di Marcello, V., Sanchez, V., Perin, Y. (2017), Application of the ATHLET/COBRA-TF thermal-hydraulics coupled code to the analysis of BWR ATWS, *Nucl. Eng. Design*, 321, 318
- Kavenoky, A. (1978), The SPH homogenization method, In: Proc.: A Specialists' Meeting on Homogenization Methods in Reactor Physics, IAEA-TECDOC-231, Lugano, Switzerland
- Kliem, S. et al. (2016), The reactor dynamics code DYN3D, *Kerntechnik*, 81, 170
- Lázaro, A., Ammirabile, L., Bandini, G., Darmet, G., Massara, S., Dufour, P., Tosello, A., Gallego, E., Jimenez, G., Mikityuk, K., Schikorr, M., Bubelis, E., Ponomarev, A., Kruessmann, R. and Stempniewicz, M. (2014), Code Assessment and Modelling for Design Basis Accident Analysis of the European Sodium Fast Reactor Design. Part I: System Description, Modelling and Benchmarking, *Nuclear Engineering and Design*, 266, 1
- Lázaro, A., Schikorr, M., Mikityuk, K., Ammirabile, L., Bandini, G., Darmet, G., Schmitt, D., Dufour, P., Tosello, A., Gallego, E., Jimenez, G., Bubelis, E., Ponomarev, A., Kruessmann, R., Struwe, D., Stempniewicz, M. (2014a), Code assessment and modelling for Design Basis Accident analysis of the European Sodium Fast Reactor design. Part II: Optimised core and representative transients analysis, *Nucl. Eng. Des.*, 277, 265

- Leppänen, J. (2013), Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. <http://montecarlo.vtt.fi/>.
- Manturov, G., Kochetkov, A., Semenov, M., Dulin, V., Lykova, L., Rozhikhin, Y., Tsiboulia, A., Matveenko, I., Dean, V. F. (2006), BFS-73-1 assembly: experimental model of sodium-cooled fast reactor with core of metal uranium fuel of 18.5% enrichment and depleted uranium dioxide blanket, NEA/NSC/DOE(2006)1, IRPHE Handbook
- Manturov, G., Kochetkov, A., Semenov, M., Dulin, V., Lykova, L., Rozhikhin, Y., Tsiboulia, A., Matveenko, I., Wehmann, U. (2006a), BFS-62-3A experiment: fast reactor core with U and U-Pu fuel of 17% enrichment and partial stainless steel reflector, NEA/NSC/DOE(2006)1, IRPHE Handbook.
- Marinoni, A., Girardin, G., Mikityuk, K. (2012), Analysis of the BN-600 fast-spectrum core mock-up at BFS-2 zero-power facility using MCNPX, Annals of Nuclear Energy 44, 26
- Merk, B. (2009), On the influence of spatial discretization in LWR-burnup calculations with HELIOS 1.9: part I: Uranium oxide (UOX) fuel, Annals of Nuclear Energy 36, 151
- Mikityuk, K. (2016), Assessing LFR and SFR Safety: Criteria, Event Scenarios for DBAs and Beyond DBAs, Knowledge Gaps, in The 2016 Frédéric JOLIOT & Otto HAHN Summer School
- Mitenkova, E. F., Novikov, N. V., Blokhin, A. I. (2013), Features of Hybrid Core Calculations at BFS-62-3A Experiments, Nuclear Technology, 183, 446
- Nikitin, E.; Fridman, E.; Mikityuk, K. (2015), Solution of the OECD/NEA neutronic SFR benchmark with Serpent-DYN3D and Serpent-PARCS code systems, Ann. Nucl. Energy, 75, 492
- Nikitin, E.; Fridman, E.; Mikityuk, K. (2015a), On the use of the SPH method in nodal diffusion analyses of SFR cores, Ann. Nucl. Energy, 85, 544
- Nikitin, E., Fridman, E., Bilodid Y., Kliem, S. (2017), New version of the reactor dynamics code DYN3D for Sodium cooled Fast Reactor analyses, Kerntechnik, 82, 284
- Nikitin, E. et al. (2017a), Extension of the reactor dynamics code DYN3D for SFR applications – Part I: thermal expansion models, Ann. Nucl. Energy, submitted
- Nikitin, E. et al. (2017b), Extension of the reactor dynamics code DYN3D for SFR applications – Part II: calculation of selected Phenix EOL experiments, Ann. Nucl. Energy, submitted
- Nikitin, E. (2018), Extension of DYN3D for SFR applications, Laboratory of Reactor Physics and Systems Behaviour, ÉCOLE POLYTECHNIQUE FÉDÉRALE DE LAUSANNE, PhD thesis, in preparation

- OECD/NEA (2016), Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium-Cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes, NEA/NSC/R(2015)9', OECD Nuclear Energy Agency, <<https://www.oecd-neo.org/science/docs/2015/nsc-r2015-9.pdf>>
- Patricot, C., Baudron, A.-M., Fandeur, O., Broc, D. (2016), Neutronic calculation of deformed cores: Development of a time-dependent diffusion solver in CAST3M, a mechanics dedicated finite element code, in PHYSOR 2016, 1, 583
- Planchon, H. P., Singer, R. M., Mohr, D., Feldman, E. E., Chang, L. K., Betten, P. R. (1986), The experimental breeder reactor II inherent shutdown and heat removal tests — results and analysis, Nucl. Eng. Des., 91, 287
- Ponomarev, A., Sanchez, V. (2014), Modeling of reactivity effects and non-uniform axial expansion of SFR core on basis of neutronics model with constant calculation mesh, in Proc. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP 2014, 1184
- Rachamin, R., Wemple, C., Fridman, E. (2013), Neutronic analysis of SFR core with HELIOS-2, Serpent, and DYN3D codes, Ann. Nucl. Energy, 55, 194
- Rachamin, R., Kliem, S. (2017), Validation of the DYN3D-Serpent code system for SFR cores using selected BFS experiments - Part I: Serpent calculations, Ann. Nucl. Energy, 102, 158
- Rachamin, R., Kliem, S. (2018), Validation of the DYN3D-Serpent code system for SFR cores using selected BFS experiments. Part II: DYN3D calculations, Ann. Nucl. Energy, 114, 181
- Reed, M. W. (2014), The 'virtual density' theory of neutronics, Massachusetts Institute of Technology
- Rohde, U., Baier, S., Duerigen, S., Fridman, E., Kliem, S., Merk, B. (2012), Development of the coupled 3D neutron kinetics/thermal-hydraulics code DYN3D-HTR for the simulation of transients in block-type HTGR, Nucl. Eng. Design, 251, 412
- Rohde, U., Apanasevich, P., Baier, S., Duerigen, S., Fridman, E., Grahn, A., Kliem, S., Merk, B. (2012a), Entwicklung einer Version des Reaktordynamikcodes DYN3D für Hochtemperaturreaktoren, Report HZDR-023, ISSN 1437-322X, 149S., Dresden
- Rohde, U., Kliem, S., Grundmann, U., Baier, S., Bilodid, Y., Duerigen, S., Fridman, E., Gommlich, A., Grahn, A., Holt, L., Kozmenkov, Y., Mittag, S. (2016), The reactor dynamics code DYN3D – models, validation and applications, Progress in Nuclear Energy, 89, 170
- Rouault, J. et al. (2010), Sodium Fast Reactor Design: Fuels, Neutronics, Thermal-Hydraulics, Structural Mechanics and Safety, in Handbook of Nuclear Engineering, D. G. Cacuci, Ed. Boston, MA: Springer US, 2321
- Seubert A., Velkov, K. (2016), Fast Reactor Diagrid and Axial Expansion Models for the Diffusion Equation, in Proc. PHYSOR 2016, 1871

- Shvetsov Yu. E., Ashurko Yu.M., Suslov I.R., Raskach K.F., Zabud'ko L.M., Marinenko E.E. (2014), The UNICO multi-physics code to analyse transients in Sodium fast reactors, Nuclear Engineering (rus.), 1, 111
- Suslov I.R., Babanakov D.M. (1996), MAG – The Code for Fine Mesh WWER Calculations. Proc. of 6th Symposium AER
- Suslov I.R. (2000), A preliminary result of calculation of extrapolated-to-zero-mesh-size-solution (EZMSS) of the second AER kinetic benchmark by finite-difference code MAG, Proceedings of the tenth Symposium of AER. Moscow, 449
- Tommasi, J. (2006), Création de pseudo-produits de fission pour ERANOS (BIBLIOTHEQUES JEFF-3.1)
- Tommasi, J., Archier, P., Ruggieri, J.M. (2010), Validation of the sodium void reactivity effect prediction using JEFF-3.1 nuclear data, Annals of Nuclear Energy, 37, 1534
- Waltar, A. E., Todd, D. R., Tsvetkov, P. V. (2012), Fast Spectrum Reactors, Springer Science+Business Media
- Yoo, J., Kim, S-J, Kim Y-I (2011), Performance of Up-to-date Evaluated Nuclear Data Files on Predicted Integral Parameters of Metal Fueled Fast Critical Assemblies, Journal of the Korean Physical Society, 59, 1179



Bautzner Landstr. 400
01328 Dresden, Germany
Tel. +49 351 260-2318
Fax +49 351 260-12318
s.kliem@hzdr.de
<http://www.hzdr.de>