

WTZ mit Russland – Transientenanalysen für wassergekühlte Kernreaktoren

Abschlussbericht

Ulrich Rohde, Yaroslav Kozmenkov,
Valeri Pivovarov, Yurij Matveev

Dezember 2010

Wissenschaftlich-Technische Berichte
FZD-543
Dezember 2010

Ulrich Rohde,
Yaroslav Kozmenkov, Valeri Pivovarov, Yuriy Matveev

WTZ mit Russland - Transientenanalysen für wassergekühlte Kernreaktoren

Abschlussbericht

Gefördert durch:



Bundesministerium
für Wirtschaft
und Technologie



**Forschungszentrum
Dresden** Rossendorf

aufgrund eines Beschlusses
des Deutschen Bundestages

Abschlussbericht

Final Report

**Reaktorsicherheitsforschung – Vorhaben-Nr.
Reactor Safety Research-project No.:**

1501333

Vorhabentitel: WTZ mit Russland - Transientenanalysen für wassergekühlte Kernreaktoren

Project Title: Scientific-technical cooperation with Russia - transient analyses for alternative types of water-cooled reactors

Autoren / Author(s) : Ulrich Rohde¹⁾, Yaroslav Kozmenkov^{1,2)}, Valeri Pivovarov²⁾, Yuriy Matveev²⁾,

Dienststelle des Autors /
Performing Organisation

1) Forschungszentrum Dresden-Rossendorf
Institut für Sicherheitsforschung

2) Institute of Physics and Power Engineering,
Obninsk, Russian Federation

Berichtsdatum / Publication Date: Dezember 2010

Berichtsnr. / Report Number: FZD-543

Das diesem Bericht zugrunde liegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie unter dem Förderkennzeichen 150 1333 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Kurzfassung

Der Reaktordynamikcodes DYN3D wurde in der neu entwickelten Mehrgruppen-Version DYN3D-MG für die Anwendung auf wassergekühlte Reaktoren alternativ zu industriellen DWR und SWR ertüchtigt. Es wurde die Anwendbarkeit für den graphitmoderierten Druckröhrenreaktor EGP-6 (KKW Bilibino), eine Konzeptstudie eines fortgeschrittenen Siedewasserreaktors mit schnellem Neutronenspektrum (RMWR) und das Reaktorkonzept RUTA-70 zur Wärmeversorgung nachgewiesen. Beim RUTA-Reaktor geht es vor allem um die Modellierung des Naturumlaufs des Kühlmittels bei niedrigen Systemdrücken. Zur Validierung wurden Experimente zu flashing-induzierten Naturumlaufinstabilitäten an der Versuchsanlage CIRCUS der TU Delft mit RELAP5 nachgerechnet.

Für die Anwendung von DYN3D auf die alternativen Reaktorkonzepte wurden Modellerweiterungen und Anpassungen vorgenommen, u.a. Modifikationen in den Wärmeleitungs- und -übergangsmodellen. Vergleichsrechnungen mit dem stationären russischen Feingitter-Diffusionscode ACADEM ergänzen die Verifikationsdatenbasis von DYN3D-MG. Zur Validierung wurden zwei reaktordynamische Experimente am Reaktor EGP-6 nachgerechnet.

Für Reaktoren EGP-6, RMWR und RUTA wurden verschiedene Transienten mit Ausfahren von Regelstäben mit und ohne Reaktorschnellabschaltung gerechnet. Weiterhin wurden Analysen für den ATWS-Störfall "Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen bei Volllast" für den RUTA-Reaktor mit den gekoppelten Programmkomplexen DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 durchgeführt. Der Reaktor geht in einen sicheren Zustand mit reduzierter Leistung bei Naturumlauf des Kühlmittels über. Die Ergebnisse von Analysen zum unkontrollierten Ausfahren einer Regelgruppe für den RMWR lassen dagegen eine belastbare Schlussfolgerung bezüglich der Beherrschbarkeit des Ausfahrens einer Regelgruppe nicht zu.

Abschließend wurde der Nutzen der Programmertüchtigung von DYN3D für die Anwendung auf GenIV -Konzepte und LWR mit hohem Konversionsfaktor bewertet.

Abstract

The recently developed multi-group version DYN3D-MG of the reactor dynamics code DYN3D has been qualified for applications to water-cooled reactor concepts different from industrial PWR and BWR. An extended DYN3D version was applied to the graphite-moderated pressure tube reactor EGP-6 (NPP Bilibino) and conceptual design studies of an advanced Boiling Water Reactor with reduced moderation (RMWR) as well as the RUTA-70 reactor for low temperature heat supply. Concerning the RUTA reactor, safe heat removal by natural circulation of the coolant at low pressure has to be shown. For the corresponding validation of thermo-hydraulic system codes like ATHLET and RELAP5, experiments on flashing-induced natural circulation instabilities performed at the CIRCUS test facility at the TU Delft were simulated using the RELAP5 code.

For the application to alternative water-cooled reactors, DYN3D model extensions and modifications were implemented, in particular adaptations of heat conduction and heat transfer models. Performing code-to-code comparisons with the Russian fine-mesh neutron diffusion code ACADEM contributed to the verification of DYN3D-MG. Validation has been performed by calculating reactor dynamics experiments at the NPP Bilibino.

For the reactors EGP-6, RMWR and RUTA, analyses of various protected and unprotected control rod withdrawal and ejection transients were performed. The beyond design basis accident (BDBA) scenario "Coast-down of all main coolant pumps at nominal power without scram" for the RUTA reactor was analyzed using the code complexes DYN3D/ATHLET and DYN3D/RELAP5. It was shown, that the reactor passes over to a safe asymptotic state at reduced power with coolant natural circulation. Analyzing the BDBA "Unprotected withdrawal of a control rod group" for the RMWR, the safety against Departure from Nucleate Boiling (DNB) could not be shown with the necessary confidence.

Finally, conclusions have been drawn on the use of the DYN3D model extensions for code applications to Gen-IV reactor concepts and high conversion Light Water Reactors.

Inhalt

1.	Einführung.....	6
1.1	Aufgabenstellung	6
1.2	Wissenschaftlich-technischer Stand und Voraussetzungen für die Durchführung des Vorhabens.....	8
1.3	Planung und Ablauf des Vorhabens	10
1.4	Kurzbeschreibung der betrachteten Reaktorkonzepte	13
1.4.1	Der graphitmoderierte Druckröhrenreaktor EGP-6.....	13
1.4.2	Das RUTA-70 Designkonzept.....	17
1.4.3	Reduced Moderation Water Reactor	20
2.	Erzielte Ergebnisse	24
2.1	Bereitstellung der Mehrgruppen-Version des Codes DYN3D	24
2.2	Modifikation des Brennstabmodells für CERMET-Brennstoff und der Wärmeleitungs- und Wärmeübergangsmodelle in DYN3D	25
2.3	Qualifizierung der Thermohydraulikcodes für die Berechnung von Naturzirkulation bei niedrigen Drücken.....	28
2.4	Generierung von Neutronen-Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken und Anschluss an DYN3D	32
2.5	Validierung der erweiterten Modelle an dynamischen Messungen in KKW und durch Programmvergleiche mit dem Code ACADEM	34
2.5.1	Vergleichsrechnungen zwischen den Codes ACADEM und DYN3D für den RMWR.....	35
2.5.2	Vergleichsrechnungen zwischen den Codes ACADEM und DYN3D für den EGP-6	38
2.5.3	Validierung von DYN3D an dynamischen Messungen aus dem Kernkraftwerk Bilibino.....	43
2.6	Durchführung von Transientenanalysen zu ausgewählten Szenarien und Bewertung der Ergebnisse	46
2.6.1	Transientenanalysen für den Druckröhrenreaktor EGP-6.....	46
2.6.2	Transientenanalysen für den RUTA-Reaktor	48
2.6.3	Transientenanalysen für den RMWR	52
2.6.4	Bewertung der Ergebnisse der Transientenanalysen	54
2.7	Bewertung der Modellerweiterungen für DYN3D bezüglich ihrer Nutzbarkeit für fortgeschrittene Reaktorkonzepte der Generation IV	56
2.8	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	58
3.	Voraussichtlicher Nutzen	60
	Literatur.....	60

1. Einführung

1.1 Aufgabenstellung

Das Vorhaben zielte auf die Durchführung von Störfallanalysen für alternative Konzepte wassergekühlter Reaktoren mit neuen Kernbrennstoffen. Für die Störfallanalysen wurde der Rossendorfer Reaktordynamikcode DYN3D [Gru00] in Kopplung mit Thermohydraulik-Systemcodes [Gru95], [Koz01] eingesetzt.

Im Rahmen des WTZ-Vorhabens 150 1260 des BMWA wurde der Codekomplex DYN3D-ATHLET bzw. DYN3D-RELAP5 für Analysen zu WWER-Reaktoren validiert [Hoe07]. Damit wurden ein 3D-Dynamikcode und gekoppelte Programmsysteme für Transientenanalysen verfügbar gemacht, welche die beim russischen Partner vorhandene Programmbasis für stationäre reaktorphysikalische Berechnungen sinnvoll ergänzen.

Im abgeschlossenen Vorhaben wurden die Codekomplexe DYN3D-ATHLET und DYN3D-RELAP5 für folgende alternative Konzepte wassergekühlter Reaktoren qualifiziert und zur Durchführung von Störfallanalysen zur Begründung der Reaktorsicherheit angewandt:

- Pool-Typ-Reaktor kleiner Leistung RUTA zur Wärmeversorgung
- wasser-dampf-gekühlter Reaktor mit schnellem Neutronenspektrum
- wasser-graphit-moderierter Reaktor kleiner Leistung EPG-6 (KKW Bilibino)

Diese Anwendungen resultieren aus Anforderungen des russischen Partners. Dafür waren ergänzende Entwicklungsarbeiten zur Erweiterung der physikalischen Modelle sowohl für die Neutronenkinetik als auch für die Thermohydraulik zu leisten.

Der Reaktor RUTA wurde gemeinsam von NIKIET Moskau und IPPE Obninsk entwickelt. Es handelt sich um einen Pool-Reaktor mit einer maximalen thermischen Leistung von 70 MW bei niedrigem Primärdruck, der für eine Wärmeabfuhr im Naturumlauf bei Leistungen $< 30\%$ der Nennleistung und im Havariefall ausgelegt ist. Es wurde ein Coredesign mit CERMET-Brennstoff untersucht. CERMET-Brennstoff verfügt über eine höhere Einschlusssicherheit für Spaltprodukte, aber auch eine veränderte Brennstofftemperatur-Rückkopplung. Die enge Kopplung zwischen Neutronenkinetik und Thermohydraulik über den Naturumlauf und das thermische Verhalten von CERMET bedingen die Spezifik der Reaktordynamik.

RUTA wurde für die lokale zentralisierte Wärmeversorgung von kleineren Städten im hohen Norden und Nord-Osten Russlands projektiert. Damit sollen teure Transporte fossiler Brennstoffe über große Entfernungen vermieden werden. RUTA gehört zu den von der IAEO für Russland empfohlenen Reaktorkonzepten für Wärmeversorgung und Meerwasserentsalzung [Ada98].

Wasser-dampf-gekühlte Reaktoren mit schnellem Spektrum (Reduced Moderation Water Reactor RMWR) stellen mit einem hohen Konversionsfaktor (nahe 1.0) eine

interessante Alternative zu flüssigmetall-gekühlten schnellen Reaktoren dar. Um eine hohe Konversionsrate zu erreichen, muss das Moderator/Brennstoff-Verhältnis reduziert werden. Das wird durch Brennelement-Auslegungen mit engem Stabgitter erreicht. Problematisch ist der Nachweis der Kühlbarkeit des Kerns für die engen Brennstabgitter und eine Tendenz zu einer positiven Reaktivitätsrückkopplung des Volumendampfanteils.

Im IPPE Obninsk als führende russische Forschungseinrichtung zu schnellen Reaktoren (u.a. Entwicklung der Na-gekühlten SBR BN-350 und BN-600) sind weiterführende Untersuchungen zur Kernauslegung wasser-dampf-gekühlter schneller Reaktoren geplant. Neben stationären Auslegungsrechnungen (Berechnung von Brut- bzw. Transmutationsraten und Reaktivitätskoeffizienten) sind transiente Rechnungen vorgesehen, um das Verhalten bei RIA-Störfällen beurteilen zu können. Dafür soll das Programm DYN3D zum Einsatz kommen. Das gegenüber thermischen Reaktoren härtere Spektrum erfordert eine Mehr-Gruppen-Näherung, die in der neuesten Version von DYN3D zur Verfügung steht.

EGP-6 ist ein wassergekühlter, grafitmoderierter Druckröhrenreaktor [Abr73]. Vier Reaktoren vom Typ EGP-6 wurden in Bilibino 1974-76 in Betrieb genommen. Die elektrische Leistung jedes Reaktorblocks beträgt 12 MW. Darüber hinaus ist eine Wärmeauskopplung von bis zu 25 Gcal/h möglich. Gegenwärtig wird aus wirtschaftlichen Gesichtspunkten für die Blöcke 3 und 4 eine Laufzeitverlängerung um weitere 15 Jahre erwogen. Federführende Einrichtung für die Durchführung der entsprechenden Analysen zum Nachweis der Reaktorsicherheit ist IPPE. Der Einsatz von gekoppelten Codesystemen mit 3D Neutronenkinetik (DYN3D-RELAP5, DY3D-ATHLET) für die Nachweisführung entspricht dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Besonderheiten der Reaktorkonzepte, für welche der Code DYN3D im Rahmen des beantragten WTZ-Vorhabens zum Einsatz kommen soll, bedingen Entwicklungsarbeiten zur Erweiterung der physikalischen Modelle sowohl für die Neutronenkinetik als auch für die Thermohydraulik. Diese Entwicklungen wurden arbeitsteilig durch FZD und den russischen Partner umgesetzt. Der russische Partner nutzt den Codekomplex DYN3D-RELAP5, während auf deutscher Seite DYN3D-ATHLET angewandt wird. Die erweiterten Modelle wurden in die Codes implementiert und anhand von Codevergleichen und Messdaten validiert.

Die Einzelzielsetzungen umfassten:

- Bereitstellung der Mehrgruppen-Version des Programms DYN3D und der Option für quadratische BE-Geometrie
- Erweiterung des Rückkopplungsmodells (Berücksichtigung der Grafittemperatur als Rückkopplungsparameter)
- Qualifizierung der Thermohydraulikcodes für die Berechnung von Naturzirkulation bei niedrigen Drücken
- Modifikation der Wärmeleitungs- und Wärmeübergangsmodelle in DYN3D

- Implementierung eines Brennstabmodells für CERMET
- Validierung der erweiterten Modelle an Messdaten aus KKW
- Durchführung von Störfallanalysen für ausgewählte Szenarien

Der Code DYN3D ergänzt die beim russischen Partner verfügbaren Berechnungsprogramme um ein 3D-Neutronenkinetik-Modell nicht nur für hexagonale Brennelementgeometrie (WWER), sondern auch für quadratische Geometrie, die z.B. beim Reaktor EGP-6 vorliegt. Damit erfolgt ein Technologietransfer im Sinne einer Bereitstellung eines fortgeschrittenen Tools für die Analyse von Reaktivitätsstörfällen (RIA), über das der russische Partner IPPE nicht verfügt. Die Verwendung von 3D-Codes für RIA-Analysen entspricht dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik.

Nach Implementierung der Modelle und Validierung von DYN3D mit erweitertem Modellumfang wurden die Modellerweiterungen bezüglich der Nutzbarkeit für Analysen zu fortgeschrittenen Reaktorkonzepten, die in Gen-IV bzw. der EU betrachtet werden, in einem speziellen Arbeitspaket bewertet. Die Modellerweiterungen in der Thermohydraulik bzw. Brennstabmodellierung ergänzen sinnvoll die Weiterentwicklungen in der Neutronenkinetik (Mehr-Gruppen-Modell, SP3-Transportnäherung), die im Rahmen des BMWi-Vorhabens 150 1295 entwickelt wurden [Bec08].

Der vorliegende Abschlussbericht gibt einen Überblick über die wichtigsten Ergebnisse des Vorhabens. Detaillierter werden die fachlichen Ergebnisse in den Berichten FZD\FWS\2010\09, FZD\FWS\2010\10 und FZD\FWS\2010\11 dargestellt. Diese Berichte, die in Englisch abgefasst sind, enthalten ausführlichere Beschreibungen der Reaktoren EGP-6, RUTA-70 und A-RMWR sowie zahlreiche Grafiken und Tabellen mit numerischen Ergebnissen.

1.2 Wissenschaftlich-technischer Stand und Voraussetzungen für die Durchführung des Vorhabens

Die Voraussetzungen für die Durchführung des Vorhabens waren gegeben durch:

- Die Entwicklung des Reaktordynamik-Codes DYN3D in einer Version für WWER-Reaktoren. Diese Version steht Behörden und wissenschaftlichen Einrichtungen in allen WWER-Betreiberländern zur Verfügung und ist zugleich Bestandteil der europäischen Codeplattform NURESIM.
- Die Implementierung eines Mehr-Gruppen-Ansatzes in die DYN3D-Versionen für quadratische und hexagonale BE-Geometrie
- Die Kopplung von DYN3D mit den Thermohydraulik-Systemcodes ATHLET [Ler99] und RELAP5 [NUR01] zur Beschreibung komplexer Unfall- und Transientenabläufe

- Die Validierung der Programmkomplexe DYN3D-ATHLET und DYN3D-RELAP5 für WWER-Anwendungen [Koz01],
- Die Entwicklung einer Version von DYN3D für Salzschnmelzenreaktoren [Kre07, Kre08] (Berücksichtigung von Grafitstrukturen)

Diese Vorarbeiten sind z. T. in früheren WTZ-Projekten [Hoe07] u.a. BMWi-Vorhaben [?Bec08] erbracht worden. Teilweise werden Ergebnisse aus EU-Projekten genutzt, u.a. VALCO [Koz02], NACUSP [Agu05] und NURESIM [Roh09].

Die Erstellung von Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken und der Anschluss an den Code DYN3D sowie Erfahrungen mit der Validierung der Programmkomplexe DYN3D-RELAP und DYN3D-ATHLET und ihrer Anwendung für Störfallanalysen waren Voraussetzungen für die Durchführung des Vorhabens von russischer Seite. Die Generierung von Wirkungsquerschnittsdaten erfolgt beim russischen Partner mit dem Zellprogramm WIMS-D. Durch IPPE wurde ein Interfacemodul entwickelt der es erlaubt, die Daten im von WIMS-D erzeugten Format in DYN3D zu verarbeiten.

Für stationäre Kernrechnungen nutzt der russische Partner das Programm ACADEM, ein Mehrgruppen-Neutronendiffusionscode auf der Basis der Finite-Differenzen-Methode [Bon98]. Für transiente Rechnungen steht im IPPE jedoch kein eigener Code zur Verfügung, hier wird DYN3D genutzt.

ACADEM erlaubt als FD-Code auf strukturiertem Rechengitter eine systematische Gitterverfeinerung und somit die Berechnung einer numerisch auskonvergierten stationären Lösung, die zur zusätzlichen Verifizierung der Mehrgruppen-Version von DYN3d herabgezogen wurde.

Darüber hinaus verfügt der russische Partner über Messdaten zu einigen dynamischen Experimenten am Reaktor EGP-6, die ebenfalls für die Validierung von DYN3D und DYN3D/RELAP5 herangezogen wurden.

Das abgeschlossene Vorhaben stellte mit dem Einsatz der Programme für Transientenanalysen zu verschiedenen russischen Reaktorkonzepten damit nach der Codeentwicklung und –validierung eine logische Fortsetzung vorhergehender Vorhaben dar und baut auf deren Ergebnissen auf.

1.3 Planung und Ablauf des Vorhabens

Die Planung des Vorhabens ist aus folgendem Balkenplan ersichtlich.

Tabelle 1.1 Balkenplan:
Vorhaben WTZ mit Russland – Transientenanalysen für Kernreaktoren

Arbeitskomplex, Kurztitel	2007				2008				2009				2010
	I	II	III	IV	I	II	III	IV	I	II	III	IV	I
1 Bereitstellung Mehrgruppenversion DYN3D; Erweiterung Rückkopplungsmodell	■	■											
2 Modifikation Wärmeübergangs- und -leitmodelle in DYN3D		■	■	■									
3 Qualifizierung Systemcodes für Naturzirkulation bei niedrigem Druck					■	■							
4 Validerung von DYN3D an dynam. Messungen in KKW							■	■					
5 Bewertung der Modellerweiterungen DYN3D								■					
6 Generierung von Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken					■	■	■						
7 Definition von Störfallszenarien									■				
8 Durchführung von Transientenanalysen; Bewertung der Ergebnisse										■	■	■	■

Zunächst wurden die Mehrgruppen-Versionen des Codes DYN3D sowohl für quadratische als auch für hexagonale Brennelementstruktur an den russischen Partner übergeben. Der Code DYN3D ergänzt die beim russischen Partner verfügbaren Berechnungsprogramme um ein 3D-Neutronenkinetik-Modell nicht nur für hexagonale Brennelementgeometrie (WWER), sondern auch für quadratische Geometrie, die z.B. beim Reaktor EGP-6 vorliegt. Das gegenüber thermischen Reaktoren härtere Spektrum im RMWR erfordert eine Mehr-Gruppen-Näherung, die in der neuesten Version von DYN3D zur Verfügung steht.

Die Besonderheiten der Reaktorkonzepte, für welche der Code DYN3D im Rahmen des Vorhabens zum Einsatz kam, bedingten auch Entwicklungsarbeiten zur Erweiterung der physikalischen Modelle sowohl für die Neutronenkinetik als auch für die Thermohydraulik. Diese Entwicklungen wurden arbeitsteilig durch FZD und den russischen Partner umgesetzt. Der russische Partner nutzt den Codekomplex DYN3D-

RELAP5, während auf deutscher Seite DYN3D-ATHLET angewandt wird. Die erweiterten Modelle wurden in die Codes implementiert und validiert.

Die im Rahmen des Vorhabens entwickelten Modellerweiterungen in DYN3D beinhalten vor allem die Berücksichtigung eines Feststoff-Moderators in Bezug auf die thermohydraulische Rückkopplung (Graphittemperatur) sowie die Erweiterung der Wärmeübergangs- und Wärmeleitungsmodelle sowie die Implementierung eines Brennstabmodells für CERMET-Brennstoffe. In den Wärmeübergangsmodellen sind insbesondere die spezielle BE-Geometrie des EGP-6 und die engen Brennstabgitter im RMWR zu berücksichtigen.

Nach Implementierung der Modelle und Validierung von DYN3D mit erweitertem Modellumfang sollten die Modellerweiterungen bezüglich der Nutzbarkeit für Analysen zu fortgeschrittenen Reaktorkonzepten, die in Gen-IV bzw. der EU betrachtet werden, in einem speziellen Arbeitspaket bewertet werden. Aufgrund von Verschiebungen im Arbeitsablauf des Vorhabens wurden jedoch die Entwicklungsarbeiten nicht, wie vorgesehen, Ende 2008 abgeschlossen. Mit der Forschungsbetreuung wurde deshalb vereinbart, keinen separaten Zwischenbericht zu dieser Bewertung anzufertigen, sondern ein entsprechendes Kapitel in den vorliegenden Abschlussbericht zu integrieren (siehe Kapitel 2.7). Gleiches gilt auch für den Zwischenbericht zur Codevalidierung (siehe Kapitel 2.5 des vorliegenden Berichts).

Die Verschiebungen im Arbeitsablauf ergaben sich daraus, dass zwischenzeitlich entschieden wurde, vor Implementierung einiger Programmerweiterungen Validierungsrechnungen durchzuführen um dann zu prüfen, ob eine Verbesserung von Teilmodellen überhaupt erforderlich ist. Das betrifft vor allem das Wärmeleitmodell für CERMET-Brennstoff. Daraus ergab sich ein Aufschub bestimmter Programm-Modifikationen, während Validierungsrechnungen vorgezogen wurden.

Die Validierung von DYN3D beinhaltete sowohl mathematische Lösungsvergleiche als auch die Nachrechnung von Experimenten. Für mathematische Vergleiche für stationäre Fälle stand der russische Finite-Differenzen-Code ACADEM auf der Basis der Mehrgruppen-Diffusionsnäherung zur Verfügung. Der Code erlaubt die systematische Verfeinerung des Rechengitters, so dass praktisch auf eine gitterunabhängige Lösung extrapoliert werden kann.

Die experimentelle Validierung der Codes zu speziellen Aspekten der betrachteten Reaktorkonzepte erfolgte durch Nachrechnung von zwei dynamischen Experimenten am Reaktor EGP-6 mit DYN3D und von Experimenten zu Naturumlaufinstabilitäten bei niedrigen Drücken an der Versuchsanlage CIRCUS der TU Delft mit RELAP5. Diese Rechnungen ergänzen frühere Analysen mit ATHLET. Die RELAP-Rechnungen zu den CIRCUS-Experimenten reproduzieren die beobachteten Naturumlaufinstabilitäten mit allen Details mit großer Präzision. Beide Codes, ATHLET und RELAP5, sind für die Modellierung solcher Instabilitäten, die in Reaktoren kleiner Leistung mit Wärmeabfuhr durch Naturzirkulation (RUTA-Konzept) bei niedrigem Druck auftreten können, geeignet.

Die Ergebnisse der transienten Experimente am EGP-6 konnten in befriedigender Übereinstimmung reproduziert werden, wenn man die Unsicherheiten in den Messdaten und Randbedingungen der Experimente berücksichtigt.

Für die Validierungsrechnungen und anschließende Transientenanalysen wurden beim russischen Partner mit Hilfe des Zellprogrammes WIMS-D für alle drei untersuchten Reaktoren bzw. Konzepte bezüglich der Rückkopplungsgrößen parametrisierte Bibliotheken makroskopischer Wirkungsquerschnitte (WQS) generiert, die an DYN3D angeschlossen wurden.

Die Auswahl der Transienten für die Analysen für die neuen Reaktorkonzepte erfolgte nach dem Gesichtspunkt, dass sie möglichst abdeckend sind. Deshalb wurden Auslegungsstörfälle und auch auslegungsüberschreitende Störfälle betrachtet, bei denen es nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung kommt (Relevanz der Neutronenkinetik). Für das RUTA-Konzept wurden Vergleichsrechnungen mit den Codekomplexen DYN3D-RELAP5 und DYN3D-ATHLET durchgeführt. Für das RUTA-Konzept wurde die auslegungsüberschreitende Transiente "Abschaltung aller Hauptkühlmittelpumpen bei Vollast mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung" gerechnet. Für den RMWR wurden die Reaktivitätsstörfälle "Auswurf des effektivsten Regelstabes" und "Unkontrolliertes Ausfahren einer Regelgruppe" betrachtet. Die Ergebnisse der Analysen zum RMWR lassen eine belastbare Schlussfolgerung bezüglich der Beherrschbarkeit des Ausfahrens einer Regelgruppe nicht zu. Die Beherrschbarkeit der übrigen Transienten im Hinblick auf die Reaktorsicherheit wurde nachgewiesen.

Die russischen Reaktorphysik- und Thermohydraulik-Experten Dr. Pivovarov, Dr. Matveev und Herr Kozmenkov wurden als Gastwissenschaftler oder auch über eine temporäre Anstellung im FZD direkt in die Projektbearbeitung einbezogen, die somit in sehr enge Kooperation zwischen deutscher und russischer Seite erfolgte. Durch die Anstellung im FZD ergab sich eine Verschiebung des Mittelbedarfs von Reisemitteln für Gastaufenthalte zu Personalmitteln. Eine entsprechende Umwidmung in Höhe von insgesamt 20.500 Euro wurde beantragt und genehmigt.

1.4 Kurzbeschreibung der betrachteten Reaktorkonzepte

1.4.1 Der graphitmoderierte Druckröhrenreaktor EGP-6

EGP-6 ist ein wassergekühlter, grafitmoderierter Druckröhrenreaktor [Abr73]. Vier Reaktoren vom Typ EGP-6 wurden in Bilibino auf der Chukchi-Halbinsel 1974-76 in Betrieb genommen. Die elektrische Leistung jedes Reaktorblocks beträgt 12 MW. Darüber hinaus ist eine Wärmeauskopplung von bis zu 25 Gcal/h möglich. Die thermische Leistung beträgt 62 MW. Ein Blockschaltbild der Anlage zeigt Abb. 1.1.

Der Reaktorkühlkreislauf arbeitet im Naturumlaufregime und besteht aus einem direkten Sattdampfsystem. Über einen Separator wird der im Reaktor produzierte Dampf unter einem Druck von ca. 64 bar und einer Temperatur von 280°C direkt auf die Turbine geleitet. Das Kondensat wird über einen Vorwärmer und einen Entgaser mit einer Temperatur von 104 °C von den Speisewasserpumpen zurück in den Reaktorkühlkreislauf gefördert. Die Wärmeauskopplung für Heizzwecke erfolgt über Wärmetauscher, die mit über geregelte und unregelte Abzapfungen an den Turbinen ausgekoppeltem Dampf bespeist werden.

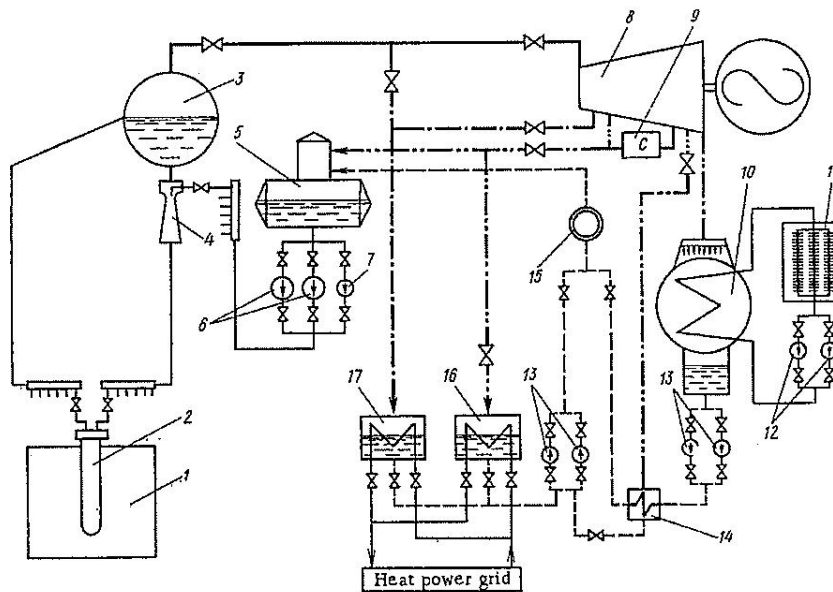


Abb. 1.1: Blockschaltbild eines Kraftwerkblocks des KKW Bilibino

- 1) Reaktor; 2) Reaktorkühlkanal mit BE; 3) Dampfseparator; 4) Speisewasserauspeisung;
- 5) Entgaser; 6) Hauptspeisewasserpumpen; 7) Notspeisewasserpumpen;
- 8) Turbogenerator; 9) Turbinenseparator; 10) Turbinenkondensator;
- 11) Kondensatkühler; 12) Kondensatpumpen; 13) Kondensatpumpen;
- 14) Niederdruckvorwärmer; 15) Ionenaustauschfilter; 16) Grundlasterhitzer für die Fernwärmeversorgung; 17) Fernwärme-Spitzenlasterhitzer

Der Reaktorkern des graphitmoderierten Druckröhrenreaktors besteht aus röhrenförmigen Brennelementen, die in Graphitblöcke der Abmessung 200 x 200 mm einbettet sind. Abb. 1.2 zeigt ein Schnittbild durch den Reaktor. Die Brennelemente

sitzen auf einer Stahltrageplatte auf. Der Kern mit seinen Graphitstrukturen ist in ein druckfestes Stahlgehäuse eingebettet, welches mit Stickstoff gefüllt ist.

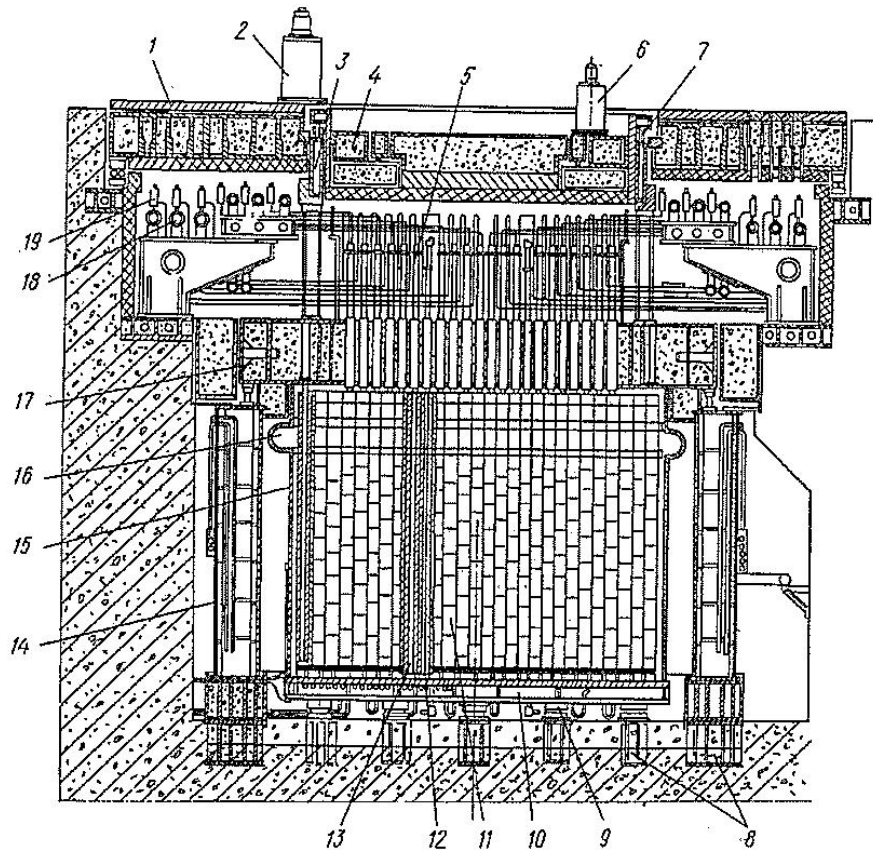


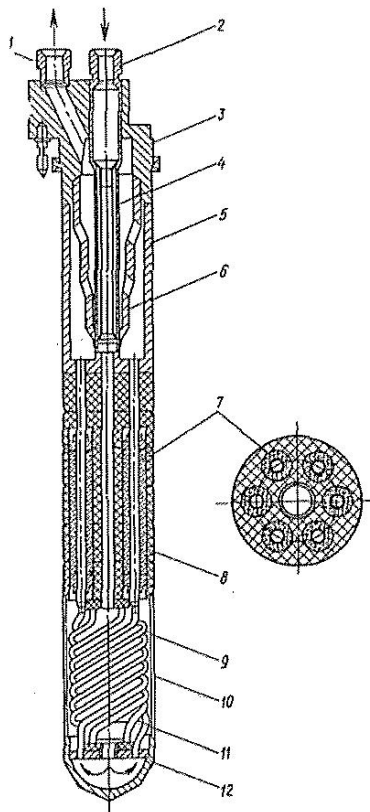
Abb. 1.2: Längsschnitt durch den Reaktor EGP-6 des KKW Bilibino

- 1) feste obere Deckplatte; 2) Antrieb für große drehbare Deckplatte; 3) zentrale Stützkonstruktion; 4) drehbare große Deckplatte; 5) Standrohre; 6) Antrieb für kleine drehbare Deckplatte; 7) Rollenlager; 8) versenkte Gründungselemente; 9) Lastaufnehmer; 10) untere Stützplatte; 11) Graphitstruktur des Kerns; 12) Kanal für Regel- und Abschaltorgane; 13) Brennelementkanal; 14) biologischer Schutz; 15) Reaktorbehälter; 16) Kompensator für thermische Ausdehnung; 17) obere Deckplatte; 18) individuelle Sammler; 19) Absperrventile.

Die Kühlkanäle mit Brennelementen oder Regel- und Abschaltorganen sind in Graphitblöcke eingebettet (siehe dazu auch Abb. 2.1), welche den annähernd zylinderförmigen Kern mit einem Durchmesser von 4.2 m und einer Höhe von 3 m bilden. Im Kern befinden sich 273 Brennelement- und 60 Regel- und Abschaltkanäle.

Jeder Brennelementkanal enthält 6 BE sowie die Zufuhr- und Abfuhrleitungen für das Kühlmittel (siehe Abb. 1.3). Durch eine zentrale Röhre mit einem Durchmesser von 25 mm wird das Kühlmittel zunächst von oben nach unten geführt, in einer unteren Kammer umgelenkt und dann durch 6 röhrenförmige BE wieder nach oben geleitet, wobei es von der vom Brennstoff abgeführten Wärme erhitzt und teilweise verdampft wird. Die ringförmigen BE besitzen einen Innendurchmesser von 12 mm und einen Außendurchmesser von 20 mm. Das Hüllrohrmaterial ist Stahl OX18H10T. Die Druckröhren sind im unteren Teil, vor dem Eintritt in den beheizten Teil, wendelartig geformt. Dieser Teil dient als Kompensator für die thermische Ausdehnung. Im oberen

Teil eines Brennelementkanals wird das Kühlmittel aus den 6 BE-Röhren in einem Sammler zusammengeführt.



- 1) Kühlmittelaustritt;
- 2) Kühlmiteleintritt;
- 3) Kopfteil;
- 4) zentrale Falleitung;
- 5) Gehäuse der oberen Mischungskammer; 6) abgestufter biologischer Schutz;
- 7) Brennelement;
- 8) Graphithülse;
- 9) Kompensatorsektion für thermische Ausdehnung;
- 10) Schutzhülle;
- 11) Abstandshalter;
- 12) untere Verteilerkammer.

Abb. 1.3: Aufbau eines Brennelementkanals

Der Brennstoff stellt eine Dispersion von Urandioxidpartikeln (Brennstoffanteil (~62 Vol. %) in einer Magnesiummatrix dar. Die Anreicherung im UO_2 beträgt 3.0 %, in einigen peripheren BE wird etwas höher angereichertes Uran eingesetzt mit dem Ziel einer Vergleichmäßigung der radialen Leistungsverteilung im Kern.

Die Steuer- und Abschaltetelemente beinhalten 6 Röhren 9.4x0.6 mm in Graphit. Der Absorberstab befindet sich im gasgefüllten Zentralrohr und besteht aus Borstahl mit einem Borgehalt von ca. 2 %. Die Steuer- und Abschaltetelemente werden über einen separaten Kühlkreislauf mit Zwangsumlauf gekühlt, der unter einem Druck von ca. 10 bar steht. Dieser Kühlkreislauf beginnt und endet an der Separatortrommel.

Wie bereits erwähnt, erfolgt die Wärmeabfuhr von den Brennelementen im Naturumlaufbetrieb (im Gegensatz zum Zwangsumlauf im separaten Kühlsystem für die Steuer- und Abschaltetelemente). Das Kühlsystem besteht aus 6 parallelen Kühlschleifen, in die jeweils eine Gruppe von Brennelementen eingebunden ist. Alle 6 parallelen Schleifen sind in den Separator eingebunden, von dem der Dampf auf die Turbine geleitet wird. Der Massendampfgehalt am Kernaustritt beträgt bis zu 30 %, bei einem mittleren Dampfgehalt über dem Kernaustritt von 15.5 %.

Das Speisewasser wird über spezielle Mixer beigemischt. Diese Mixer stellen Strahlpumpen dar, die einen gewissen Druckgewinn aufbauen, welcher den Naturumlauf unterstützt. Dieser Druckgewinn beträgt allerdings nur etwa 8-9% der treibenden Druckdifferenz im Naturumlauf.

Die wichtigsten neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Reaktorparameter sind in Tab. 1.2 zusammengestellt.

Parameter	Einheit	Wert	Parameter	Einheit	Wert
Neutronik			Thermohydraulik		
Thermische Leistung	MW	62.0	Kühlmittel-massenstrom	t/h	614.7
Mittl. lineare Stableistung	W/cm	126.2	Druck am Kerneintritt	MPa	6.38
Max.lin. stableistung	W/cm	225.1	Kühlmittel-eintrittstemperatur	°C	254.5
Radialer Peakingfaktor	-	1.31	Kühlmittel-austrittstemperatur	°C	279.5
Lokaler peakingfaktor	-	1.78	Mittlere Kühlmitteldichte	g/cm ³	0.451
Reaktivitätskoeffizienten			Minimale Kühlmitteldichte	g/cm ³	0.107
Kühlmitteldichte $d\rho/d\gamma_{H_2O}$	*10 ³ cm ³ /g	0.91 (0.44)	Massendampfgehalt am Kernaustritt	%	15.5
Brennstofftemp. $d\rho/dt_f$	*10 ⁵ 1/°C	-2.30 (-2.34)	Mittlere Brennstofftemperatur	°C	310
Graphittemp. $d\rho/dt_{gr}$	*10 ⁵ 1/°C	0.6 (1.5)	Max. Brennstofftemperatur	°C	342
Leistung $d\rho/dP$	*10 ⁵ 1/MW	-0.21 (-0.21)	Mittl. Graphittemperatur	°C	445
β_{eff}	%	0.634 (0.609)	Max. Graphittemperatur	°C	572

Die Werte beziehen sich auf BOC, die Werte in Klammern auf EOC.

Tabelle 1.2 Wichtigste Auslegungsparameter des Reaktors EGP-6

1.4.2 Das RUTA-70 Designkonzept

Das Designkonzept RUTA wurde für einen kleinen integralen Druckwasserreaktor entworfen, der zur Heizwärmeversorgung dienen kann. In der Vergangenheit wurde im IPPE Obninsk eine Reihe von Designstudien durchgeführt, von denen RUTA-70 mit einer thermischen Leistung von 70 MW die aktuellste ist [Pop07], [Rom08].

Das Konzept des RUTA-Reaktors beruht auf folgenden Prinzipien:

- einfaches Reaktordesign, welches niedrige Bau- und Betriebskosten gewährleistet,
- ein hohes Sicherheitsniveau welches auf Prinzipien der inhärenten Sicherheit beruht.

Daraus resultieren folgende Auslegungsleitlinien:

- Niedriger Kühlmitteldruck im Primärkreis (Atmosphärendruck im oberen Gasplenum), um die Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen zu beschränken,
- Integrale Reaktorbauweise nach dem Poolprinzip, wodurch ein großes Wasserreservoir für die Kühlung zur Verfügung steht
- eine niedrige lineare Stableistung im Kern,
- sichere Wärmeabfuhr über Naturumlauf des Kühlmittels bis zu einer Leistung von etwa 30% des Nominalwertes,
- Drei-Kreis-System (Primärkreis – Zwischenkreislauf – Verbraucherkreislauf) mit gestaffelten drücken zur sicheren Rückhaltung von Kontaminationen.

Den Aufbau des Reaktors zeigt Abb. 1.4. Der Reaktorkern befindet sich im unteren Bereich des Pools, während die Komponenten des Kühlkreislaufs (einschließlich des Wärmeübertragers zum Zwischenkreislauf) größtenteils in ungefluteten Boxen außerhalb des Pools angeordnet sind. Die Wände des Pools sind mit rostfreiem Stahlblech ausgekleidet.

Die Wärmeübertrager zwischen den Kühlkreisläufen sind spezielle Platten-Wärmeübertrager mit besonders großer, geriffelter Wärmeübertragungsfläche, die für eine effektive Wärmeübertragung bei niedrigen Drücken ausgelegt sind. Der Zwangsumlauf des Kühlmittels wird von zwei Axialpumpen angetrieben, die sich in Bypassleitungen zum Pool befinden.

Der Reaktorkern ist mit 91 Brennelementen hexagonaler Form bestückt, in denen sich jeweils 120 Brennstäbe befinden. Der äquivalente Kerndurchmesser beträgt 1420 mm, die Kernhöhe 1400 mm bzw. 1540 mm in Abhängigkeit vom eingesetzten BE-Typ. Die Brennelemente entsprechen verkürzten VVER-440-BE mit einer Schrittweite von 147 mm und einem Brennstab-Gitterschritt von 12.2 mm. Es wurden Kernausslegungen mit zwei verschiedenen BE-Auslegungen betrachtet – einmal mit UO₂-Brennstoff und

einmal mit CERMET-Brennstoff, welcher einen Volumenanteil von 60% UO_2 in einer Silumin-Matrix enthält. Silumin ist eine Aluminium-Legierung.

Zwischen Brennstoff und Hülle gibt es keinen Gasspalt. Das Hüllrohr ist fest auf die Metallmatrix aufgespresst, so dass ein guter thermischer Kontakt besteht. Zudem bildet die Metallmatrix eine zusätzliche Barriere gegen Spaltproduktfreisetzungen.

Zur Reaktivitätskompensation wird Gadolinium als abbrennbarer Absorber verwendet. Weiterhin erfolgt die Reaktivitätskontrolle über Regelstäbe.

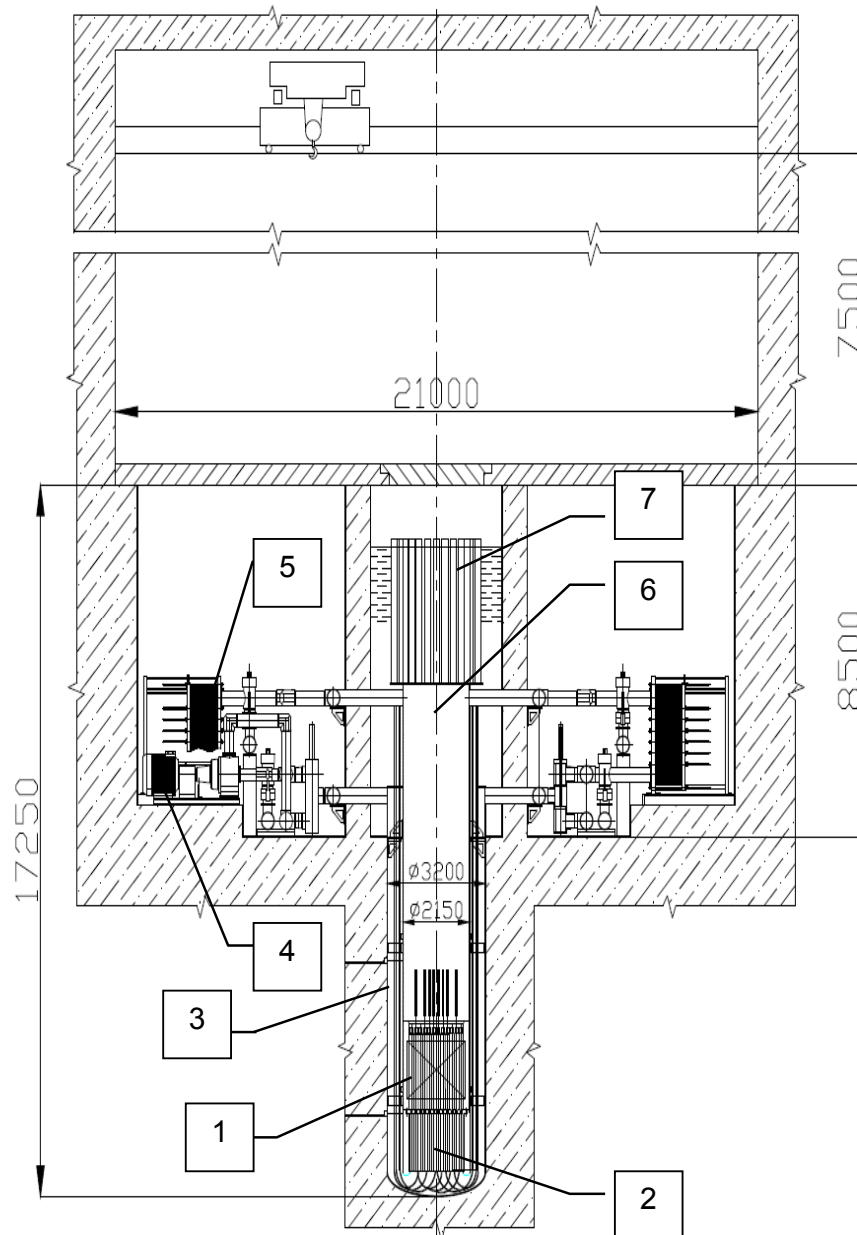


Abb. 1.4 Aufbau des RUTA-Reaktors

1 – Reaktorkern, 2 – Kernunterbau, 3 – Downcomer, 4 – Hauptkühlmittelpumpe,
5 – primärseitiger Wärmetauscher, 6 – Zugschacht, 7 – Regelstabantriebe

Table 1.3 – Wichtigste technische Daten des RUTA-70

Nominelle thermische Leistung (N_{nom}), MW	70
Kühlmittelzirkulation: - bis zu 30% N_{nom} - von 30 bis 100% N_{nom}	Naturumlauf Zwangsumlauf
Wärmeabfuhrsystem	Zwei Kreisläufe*
Druck im Gasvolumen oberhalb des Reaktors	Atmosphärendruck
Kernabmessungen (Durchmesser/Höhe) m	1.42/1.53
Brennstoff	UO ₂ oder CERMET (0.6 UO ₂ + 0.4 Al Legierung)
Anreicherung des ²³⁵ U, %	4.2
Anzahl der Brennelemente (BE)	91
Anzahl der Brennstäbe pro BE	120
BE Schlüsselweite, mm	147**
Brennstab-Gitterschrittweite, mm	12.2**
Brennstoff-Einsatzzeit, eff. Tage	2332
Länge eines Abbrandzyklus, Jahre	3
Anteil frischer BE am begin eines Zyklus	1/3
Wasserreservoir im Reaktortank, m ³	250
Kühlmitteltemperatur im Kern (Eintritt/Austritt), °C	75/101

* Der dritte Kreislauf für die Wärmeabgabe an den Endverbraucher wird bezüglich des Reaktors als externe Komponente betrachtet

** Designdaten eines WWER-440 BE

Da der Einsatz des RUTA-Reaktors zur Fernwärmebereitstellung, Meerwasserentsalzung oder andere Zwecke in entlegenen Regionen Russlands vorgesehen ist, werden möglichst lange Zykluszeiten und möglichst wenig Umladungen angestrebt. Damit soll erreicht werden, dass möglichst wenig abgebrannter Brennstoff vor Ort zwischengelagert werden muss.

Eine Verlängerung der Abbrandzyklen kann durch den Einsatz von CERMET-Brennstoff erreicht werden. Dabei sind folgende Randbedingungen einzuhalten:

- die Anreicherung soll 20 % nicht überschreiten;
- die Obergrenze für den Brennstoffabbrand ist 100 MWt·d/kg;
- es finden keine internen BE-Umladungen während eines Abbrandzyklus statt;
- die Reaktivitätskompensation durch Regelorgane soll minimal sein.

In den Rechnungen und Simulationen zum RUTA-70 innerhalb des Vorhabens wurden solche Kernausslegungen mit CERMET-Brennstoff untersucht.

1.4.3 Reduced Moderation Water Reactor

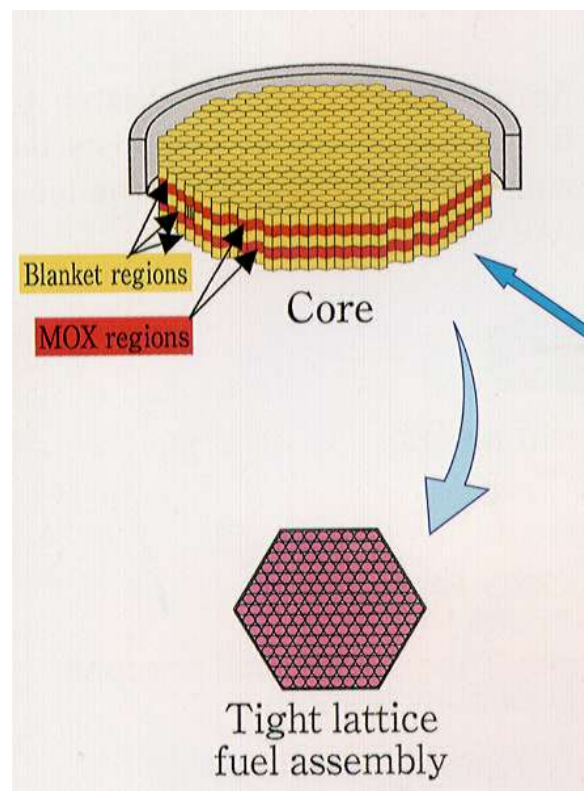
Siedewasserreaktoren mit engem Brennstabgitter sind als eine Option von Reaktoren mit hohem Konversionsfaktor in den letzten Jahren verstärkt in den Fokus der Aufmerksamkeit gerückt. In internationalen Publikationen werden diese Reaktorkonzepte als Reduced Moderation Water Reactors (RMWR) bezeichnet. In Japan [Oku00, Uch07] wurde ein RMWR-Konzept vorgeschlagen, das durch folgende Auslegungseigenschaften gekennzeichnet ist:

- Enges Brennstabgitter (Spaltweite zwischen den Brennstäben von 1.0 – 1.3 mm) zur Erzielung eines harten Spektrums durch ein hohes Brennstoff/Moderator-Verhältnis,
- Flacher Kern (Höhe < 1 m) zur Gewährleistung negativer Moderatorverdichtungskoeffizienten der Reaktivität durch hohe Neutronenleckage.

Ein hartes Spektrum ist für die Erzielung eines hohen Konversionsfaktors erforderlich. In einem harten Spektrum ist jedoch der Reaktivitätseffekt der Moderatorverdichtung grundsätzlich positiv, da eine weitere Spektrumshärtung durch Moderatorverlust zu höheren Spaltneutronenausbeuten führt. Dem kann durch ein flaches Kerndesign mit einer hohen Leckage entgegengewirkt werden. Die Leckage nimmt mit Abnahme der Moderatorverdichte weiter zu. Im japanischen RMWR-Design sind zudem innere axiale Brutzonen vorgesehen, um den Konversionsfaktor noch weiter zu erhöhen (bessere Neutronenökonomie). Ein schematisches Coredesign zeigt Abb. 1.5.

In Russland gehört der RMWR zu den Konzepten, die neben Reaktoren mit superkritischem Druck und dampfgekühlten Schnellen Reaktoren als unter der Überschrift „Super-WWER“ als WWER-Reaktoren der nächsten Generation untersucht werden. Entwicklungsziele sind hohe Konversionsfaktoren und eine hoher thermodynamischer Wirkungsgrad bei Gewährleistung einer inhärenten Reaktorsicherheit.

Abb. 1.5: Kern- und BE-Auslegung eines RMWR mit 1356 MW elektrischer Leistung



Die flache Kerngeometrie mit internen axialen Brutzonen besitzt jedoch eine Reihe von Nachteilen. Zum einen ist die Leistungsfreisetzung über der Höhe sehr ungleichmäßig. Die beheizten Kernabschnitte besitzen nur eine Höhe von 22 bzw. 23 cm und werden durch zwei je 40 cm hohe Brutzonen unterbrochen. Der große Kerndurchmesser von ca. 7.6 m besitzt konstruktive Nachteile, da er einen sehr großen RDB-Durchmesser erfordert. Zudem neigt ein sehr flacher Kern zu radialen Instabilitäten.

Aus diesen Gründen wurden im IPPE Untersuchungen zur Optimierung der Kernauslegung mit dem Ziel durchgeführt, das Durchmesser/Höhe-Verhältnis des Kerns möglichst zu verringern, dabei aber weiterhin eine negativen Reaktivitätskoeffizienten der Moderatorichte zu gewährleisten. Das wurde erreicht durch Bestückung des Kerns mit einigen U-Th-BE mit höherem Moderator/Brennstoff-Verhältnis, die an ausgewählten Kernpositionen die MOX-BE ersetzen. Abb. 1.6 zeigt das entsprechende Kerndesign.

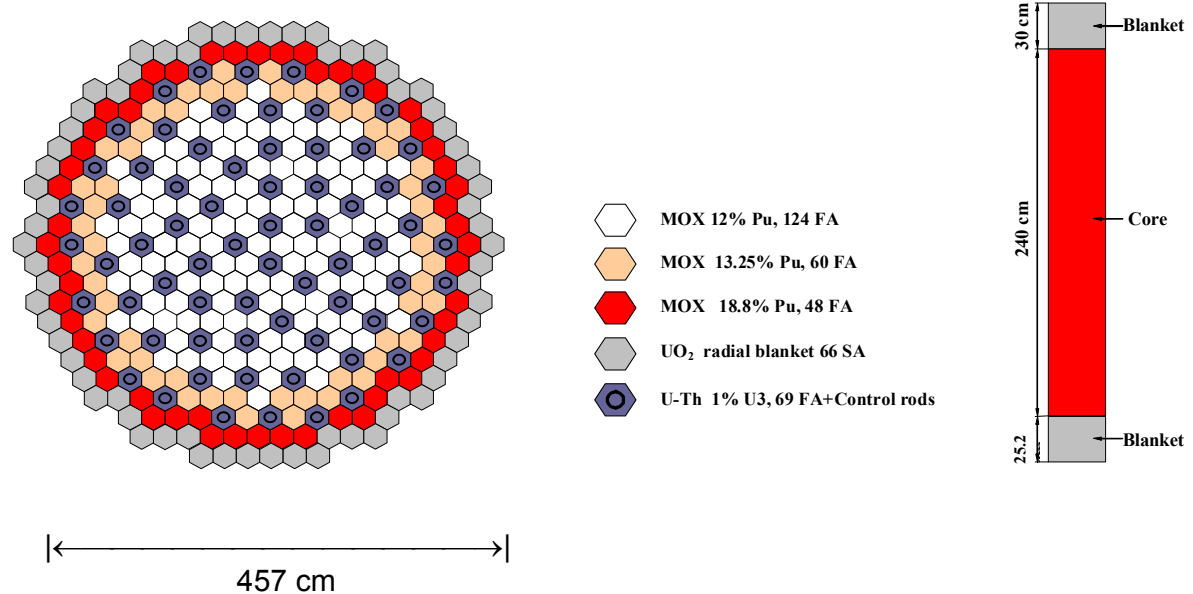


Abb. 1.6: Kerndesign für ein alternatives Konzept eines RMWR (A-RMWR)

Die wichtigsten Parameter eines A-RMWR-Designs sind in Tabelle 1.4 zusammengefasst.

Tab. 1.4: Auslegungsparameter eines A-RMWR-Kerns

Parameter	Maßeinheit	Wert
Thermische Reaktorleistung	MW _{th}	3500
Kühlmittelmassenstrom	t/h	35830
Kühlmitteldruck am Kernaustritt	MPa	8.0
Kühlmittelaustrittstemperatur	°C	280
Anzahl der BE im Kern		367
davon: - MOX BE		232
8%Pu		1 (1)
12%Pu		123 (4)
13.25%Pu		60 (4)
18.8%Pu		48 (5)
- U-Th-BE		69 (3)
- radiale Reflektorelemente		66 (6)
Anzahl Clusterregelstäbe		69
Kernhöhe	cm	240
Kerndurchmesser	cm	457
FA spacing	cm	22.7
Höhe der Blankets	cm	
- unteres		30
- oberes		25.2
Mittlere Zykluslänge	FPD	370
Maximale lineare Stableistung in den BE	W/cm	390
Mittelere lineare Stableistung	W/cm	225
Totales Uraninventar	kg	148140
Plutoniuminventar	kg	13620
Thoriuminventar	kg	23866
Konversionsfaktor		0.97
Reaktivitätseffekt bei vollständigem Moderatorverlust, BOC/EOC	%	-0.5/-0.2

Die Regelstäbe befinden sich nur in den U-Th-Elementen in Clustern zu sechs Stäben mit Borkarbid als Absorbermaterial in einer Stahlhülle.

Den Aufbau der U-Pu-MOX-Brennelement und der U-Th-Elemente zeigen die Abb. 1.7 und 1.8.

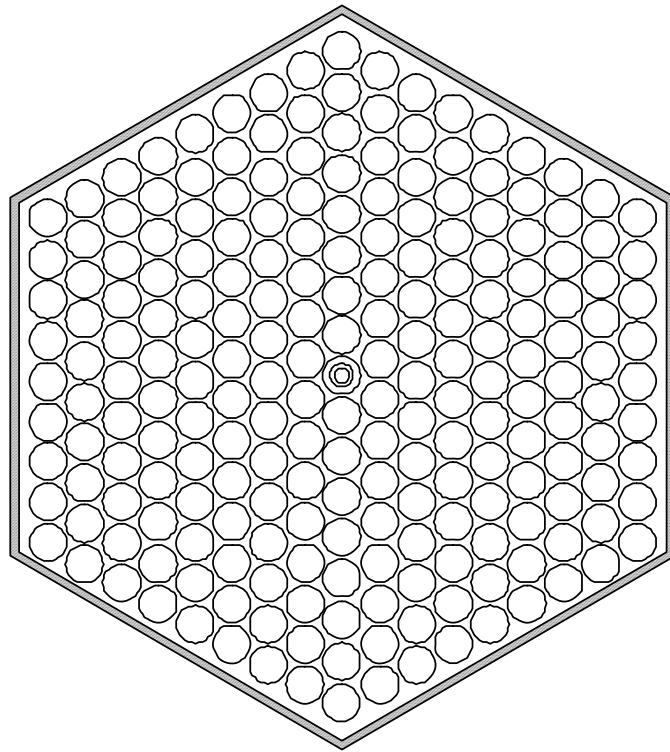


Abb. 1.7 Querschnitte eines U-Pu-MOX- Elements

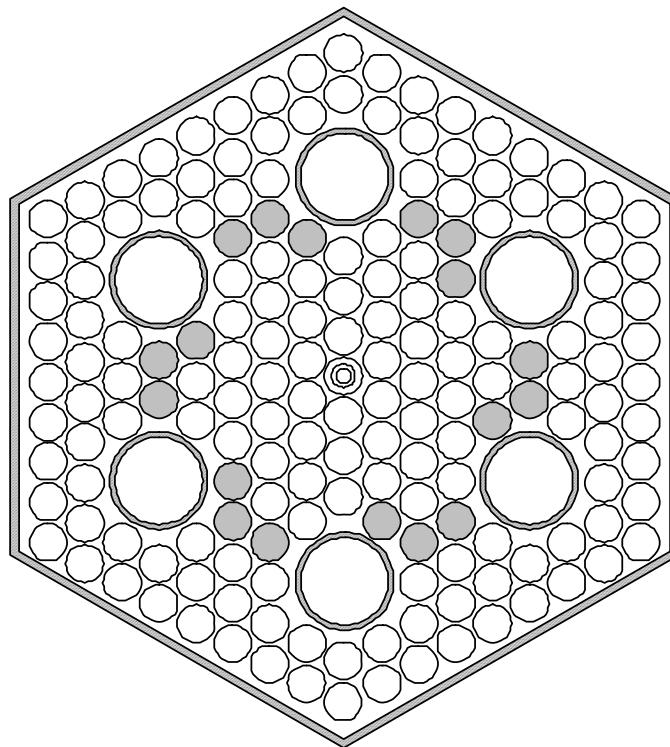


Abb. 1.8 Querschnitt eines U-Th-BE mit abbrennbarem Absorber Gd_2O_3 (grau markiert)

2. Erzielte Ergebnisse

2.1 Bereitstellung der Mehrgruppen-Version des Codes DYN3D

Im Rahmen des BMWi-Vorhabens "Entwicklung einer Transportnäherung für das reaktordynamische Rechenprogramm DYN3D" (FKZ 150 1295) wurde eine Multi-Gruppen-Version des Programms DYN3D entwickelt [Bec08]. Ziel des Vorhabens war die Entwicklung und Implementierung einer SP_3 -Näherung in das Computerprogramm DYN3D. In einem ersten Schritt wurde die in DYN3D verwendete Zweigruppendiffusionsmethode auf viele Energiegruppen erweitert. Der Multi-Gruppen-Algorithmus wurde sowohl für quadratische, als auch für hexagonale Brennelementgeometrie implementiert. Der Multi-Gruppen-Algorithmus unterscheidet sich grundsätzlich vom Zwei-Gruppen-Algorithmus der Standardversion von DYN3D. In der Multi-Gruppen-Version wird auch Aufwärtsstreuung berücksichtigt, die in der Zwei-Gruppen-Version (Aufstreuung von der thermischen in die schnelle Gruppe) grundsätzlich vernachlässigt wird. Außerdem unterscheiden sich die Algorithmen für die Auflösung der gruppenweisen Diffusionsgleichungen mit äußerer und innerer Iteration grundsätzlich.

Für den Fall hexagonaler Brennelemente wurden zwei in der Literatur veröffentlichte stationäre Zustände berechnet und mit publizierten Lösungen verglichen [Bec08]. Im abgeschlossenen Vorhaben wurde die Verifikationsdatenbasis durch Code-zu-Code-Vergleiche mit dem russischen Mehrgruppen-Diffusionsprogramm ACADEM [Bon98] erweitert.

In die Mehrgruppen-Version von DYN3D wurde der Algorithmus für die iterative Neutronenflussberechnung verbessert, indem zusätzliche Relaxationsfaktoren zwischen den „alten“ und „neuen“ Neutronenströmen an den Nodegrenzen innerhalb eines Iterationszyklus implementiert wurden. Diese Verbesserung beschleunigt die Konvergenz der Iteration.

Um die Modellierung des grafitmoderierten Reaktors EGP-6 zu ermöglichen, wurde die Grafittemperatur als weiterer Rückkopplungsparameter in DYN3D eingeführt.

Damit stand mit Abschluss des Vorhabens eine arbeitsfähige Version von DYN3D in der Multi-Gruppen-Option zur Verfügung, die an den russischen Partner übergeben wurde.

2.2 Modifikation des Brennstabmodells für CERMET-Brennstoff und der Wärmeleitungs- und Wärmeübergangsmodelle in DYN3D

Der Arbeitspunkt umfasste, allgemeiner gesprochen, die Modifikation der thermohydraulik- und Wärmeleitungsmodelle von DYN3D für die Besonderheiten der betrachteten alternativen Konzepte wassergekühlter Reaktoren. Dabei waren folgende Besonderheiten zu berücksichtigen:

- Für den grafitmoderierten Reaktor EGP-6 war ein Brennstabmodell zu entwickeln, welches die von den üblichen Brennstäben abweichende Konstruktion der ringförmigen Brennelemente im EGP-6 näherungsweise berücksichtigt. Dazu wurde in einem ersten Schritt die reale Brennelementgeometrie des EGP-6 (Abb. 2.1 links) durch einen fiktiven Brennstab ersetzt (Abb. 2.1 rechts). Dabei wurden die Abmessungen und Parameter so gewählt, dass möglichst viele für die Wärmeleitung relevante Größen gleich sind (Wärmekapazität, Wärmeleitvermögen, Kontaktflächen). Die Brennstoff- und Wassermassen können äquivalent gewählt werden, die Graphitmasse ist jedoch im fiktiven Brennstab viel zu gering. Die Wärmekapazität bzw. Dichte des Graphit mussten deshalb aus Ähnlichkeitsgründen erhöht werden. Für die endgültigen Rechnungen wurde der Algorithmus für die Lösung der Wärmeleitungsgleichung für eine ringförmige Brennstoffzone exakt abgeleitet, wobei gegenüber dem zylinderförmigen Brennstabmodell nur einige wenige Koeffizienten zu modifizieren sind. Auch im modifizierten Modell wird das gesamte Graphit in einer Ringzone verschmiert.
- Im Reaktor EGP-6 wird CERMET, also keramisch-metallischer Brennstoff eingesetzt, wobei keramische UO_2 -Brennstoffpartikel in eine metallische Matrix eingebettet sind. Hier handelt es sich um eine Magnesium-Legierung. Auch für das Reaktorkonzept RUTA ist eine Kernausslegung mit CERMET-Brennstoff, und zwar in diesem Fall mit einer Aluminiumlegierung (Silumin) als metallische Matrix, vorgesehen. CERMET-Brennstoffe zeichnen sich durch eine hohe Wärmeleitfähigkeit aus. Außerdem ist ein passgerechter Kontakt mit der Brennstabhülle möglich, so dass kein Gasspalt erforderlich ist, welcher einen zusätzlichen Wärmeübergangswiderstand darstellt. In DYN3D waren Korrelationen für die temperaturabhängige Wärmeleitung in CERMET zu implementieren bzw. zu prüfen, inwieweit eine homogene Modellierung der Wärmeleitung möglich ist oder ob spezielle Modelle für Dispersionsbrennstoff zu implementieren sind.
- im dritten betrachteten Reaktorkonzept, dem sog. Reduced Moderation Water Reactor (RMWR) ist die Kernausslegung auf einen hohen Konversionsfaktor ausgerichtet, was ein relativ hartes Spektrum und somit einen reduzierten Moderatoranteil, also ein enges Brennstabgitter bedingt. Dafür war zu prüfen,

inwieweit die Wärmeübergangs- und Druckverlustkorrelationen sowie die Beziehungen für die kritische Wärmestromdichte in DYN3D zu modifizieren sind.

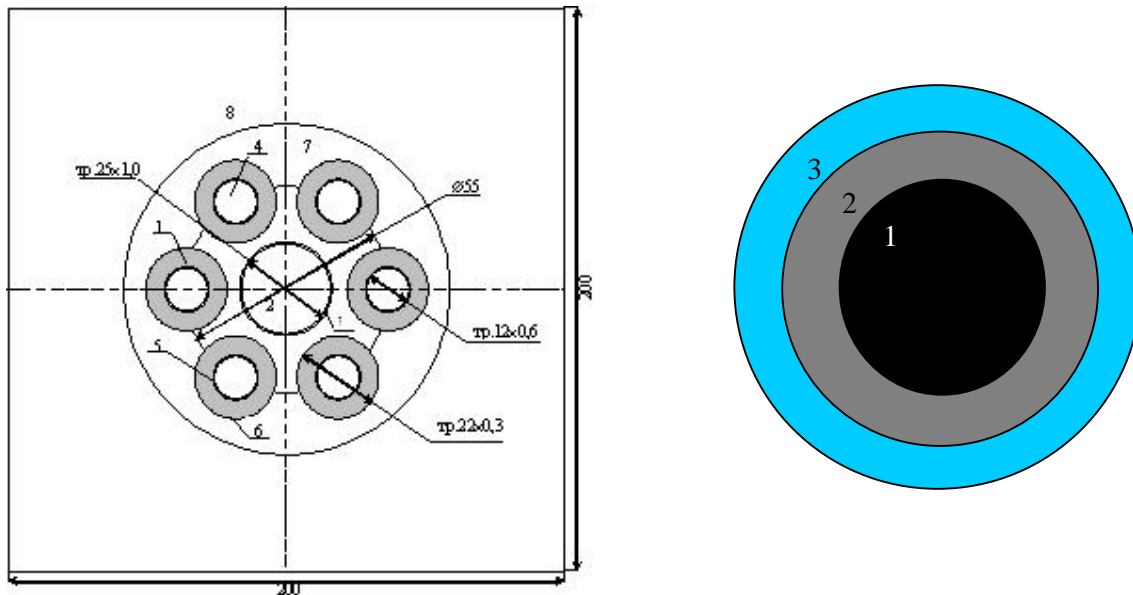


Abb. 2.1

Links: Geometrie eines BE-Blocks mit 6 röhrenförmigen Brennelementen

2 – zentraler Wasserkanal mit Hülle 1, 3 – ringförmiger Brennstoff, 4 – Kühlkanal, 5 bzw. 6 – inneres und äußeres Hüllrohr, 7 – Grafitmatrix eines BE, 8 – umgebender Grafitblock

Rechts: Vereinfachtes BE-Modell 1 – Grafit, 2 – Brennstoff, 3 – Kühlmittel

Im vereinfachten Modell wurde das gesamte Grafit aus den Regionen 7 und 8 der linken Abb. in der Zone 1 verschmiert. Im modifizierten Modell wird der Zone 1 (rechte Abb.) das Kühlmittel, Zone 2 der Brennstoff und Zone 3 das Graphit zugeordnet. Da der äußere Radius flexibel ist, kann hier die gesamte Grafitmasse ohne künstliche Änderung der thermophysikalischen Parameter in der äußeren Zone untergebracht werden.

Im Ergebnis der Rechnungen zeigte sich allerdings, dass sich die Brennstoff- und Graphittemperaturen, die mit beiden Modellen berechnet werden, nur wenig unterscheiden.

Für die Wärmeleitung im CERMET-Brennstoff mit Silumin-Matrix (RUTA-70) wurde eine Beziehung nach [Tro01] in DYN3D eingebaut. Für den CERMET auf Magnesiumbasis wird eine auf Messungen beruhende Tabelle für die Abhängigkeit der Wärmeleitfähigkeit von der Temperatur benutzt. Beide Ansätze beruhen auf einer Homogenisierung des wärmeleitenden Materials.

Die Korrelationen und Modelle für den Dampfgehalt bei unterkühltem Sieden, den Wärmeübergang an der Brennstaboberfläche, die kritische Wärmestromdichte und den zweiphasigen Druckverlust sind im Bericht [Gr95] ausführlich beschrieben. Die Beziehungen für den Wärmeübergang im einphasigen Bereich und bei Blasensieden

sind hinsichtlich des Parameterbereichs (Drücke, Massenstromdichten) und der Geometrie (Rohre, Stabbündel) hinreichend allgemeingültig, so dass sie für alle drei betrachteten Reaktortypen anwendbar sind. Das Siedemodell in DYN3D beinhaltet eine Korrelation für den Phasenschlupf S , also das Geschwindigkeitsverhältnis zwischen der Dampf- und der Wasserphase, die für konzentrische Ringspalte und Stabbündel aufgestellt wurde:

$$S = 1 + \frac{(0,6 + 1,5\beta^2)}{Fr^{1/4}} \cdot \left(1 - \frac{p}{p_{crit}}\right) \cdot \sqrt{1 - \exp(-20\beta)} \quad (\text{Gl. 2.1})$$

Fr ist die Froude-Zahl, β der strömungsbezogene Dampfanteil, p der Druck. Der Phasenschlupf beeinflusst den Volumendampfanteil bei gegebenem Massenanteil. Bei einer Rohrströmung wie im EGP-6 ist mit einem anderen radialen Geschwindigkeitsprofil über den Kühlkanal zu rechnen, so dass mit etwas abweichenden Voidanteilen zu rechnen ist. Für den Zweiphasenfaktor des Druckverlustes Φ wird der Ansatz

$$\Phi = \Phi_{hom} [1 + x (\eta'/\eta^s - 1)] \Psi(x), \quad \Phi_{hom} = 1 + (\rho'/\rho^s - 1) \quad (\text{Gl. 2.2})$$

benutzt, wobei Φ_{hom} der Zweiphasenfaktor für eine homogene Zweiphasenströmung ist, x der Massendampfgehalt, η und ρ die dynamische Zähigkeit bzw. Dichte der flüssigen (') und dampfförmigen (') Phase sowie Ψ ein Korrekturfaktor für unterkühltes Sieden an der beheizten Oberfläche.

Diese Modelle und Korrelationen wurden für erste Rechnungen zunächst nicht modifiziert. Später sollte überprüft werden, ob sich aus Programmvergleichen bzw. der Nachrechnung von Experimenten Hinweise ergeben, ob die Beziehungen anzupassen sind, damit eine bessere Übereinstimmung mit den Daten erzielt wird.

In japanischen Arbeiten [Tam04, Tam06] wurde untersucht, ob die für Siedewasserreaktoren weithin angewandte Druckverlust-Korrelation nach Martinelli-Nelson [Ma48] auch für enge Stabbündel anwendbar ist, wie sie für den RMWR typisch sind. Die Anwendbarkeit wurde bestätigt. Das wurde zunächst dahingehend interpretiert, dass auch die Druckverlustbeziehungen in DYN3D auf enge Gitter übertragen werden können.

Für die Berechnung der kritischen Wärmestromdichte werden in der Standardversion von DYN3D wahlweise drei Korrelationen verwendet: die Korrelationen IAE-4 [Osm78], OKB-2 [Bez76], [Ast82] und die Beziehung nach BIASI [Bia67]. Die ersten beiden Korrelationen wurden speziell für WWER-Reaktoren entwickelt und sind auf die Geometrie der WWER-Brennstabbündel zugeschnitten. Die BIASI-Korrelation gilt für Rohrgeometrie, allerdings für einen sehr weiten Parameterbereich. Basierend auf Experimenten an einem 37-Stabbündel mit engem Gitter wurde in [Liu07] eine spezielle

Korrelation für die kritische Wärmestromdichte entwickelt. In DYN3D wurde ein Modell für die Berechnung der kritischen Wärmestromdichte eingebaut, welches einen breiten Gültigkeitsbereich hat, aber auch für enge Stabbündel anwendbar ist und somit die Spezifik des RMWR berücksichtigt. Es handelt sich um das Pernica-Modell [Per94], welches nicht als eine geschlossene analytische Korrelation darstellbar ist, sondern als ein Algorithmus in Form eines FORTRAN-Programms vorliegt. Das Pernica-Modell beruht auf ca. 18.000 experimentellen Datenpunkten in ca. 350 Testgeometrien (Rohre, Ringspalte und Bündel) im Parameterbereich $0.26 > p < 18.7$ MPa, $34 < G < 7500$ kg/m²s, $-0.49 < x < 0.99$, $1.02 < s < 2.48$. Hier ist p der Druck, G die Massenstromdichte, x der Massendampfgehalt bzw. die relative Enthalpie, s die relative Gitterschrittweite im Verhältnis zum Stabdurchmesser. Der Gültigkeitsbereich umfasst somit alle betrachteten Reaktortypen.

2.3 Qualifizierung der Thermohydraulikcodes für die Berechnung von Naturzirkulation bei niedrigen Drücken

Die Anwendung von thermohydraulischen Systemcodes für Störfallanalysen zum RUTA-Konzept erfordert die Validierung der Thermohydraulik für die Berechnung des Naturumlaufs des Kühlmittels bei niedrigen Systemdrücken. Das RUTA-Konzept ist ein Reaktor vom Pool-Typ in integraler Bauweise, wobei der Druck im oberen Plenum nur dem Atmosphärendruck entspricht. Im Nominalbetrieb arbeitet der Reaktor zwar mit Zwangsumlauf des Kühlmittels, jedoch kann bis zu einer Leistung von ca. 30% des Nominalwertes die Wärmeabfuhr über Naturumlauf erfolgen. Solche Betriebsregime können während des An- und Abfahrens sowie bei Störfällen auftreten. Dabei ist nachzuweisen, dass eine stabile Wärmeabfuhr gewährleistet ist.

Bei niedrigen Drücken treten Phänomene wie flashing-induzierte Instabilitäten auf, die hohe Ansprüche an die Codes stellen. Zur Interpretation dieser Phänomene und Validierung einschlägiger Thermohydraulikcodes wurden Experimente zur Naturumlauf-Instabilität bei niedrigen Drücken nachgerechnet, die an der Versuchsanlage CIRCUS der TU Delft (Niederlande) durchgeführt und im Rahmen des EU-Projektes NACUSP verfügbar gemacht worden sind [Man03]. Die Messdaten können zur Validierung von thermohydraulischen Systemcodes wie ATHLET und RELAP5 genutzt werden. Im FZD wurden bisher Nachrechnungen der CIRCUS-Experimente mit ATHLET [Sch06] und mit dem Thermohydraulikmodul FLOCAL des DYN3D-Codes durchgeführt [Man05]. Auf der Basis der ATHLET-Modellierung wurden im IPPE RELAP-Simulationen qualifiziert [Koz11].

Die VA CIRCUS besteht aus einer beheizten Sektion mit 4 Heizstäben, einem 3 m langem vertikalem Zugschacht, einem Wärmetauscher zur Kondensation des Dampfes, einem Dampfdom und einem Puffergefäß zur Dämpfung von Temperaturosillationen. Der sich im Naturumlauf einstellende Massenstrom kann über ein Drosselventil geregelt werden. Eine besondere Herausforderung bei diesen Experimenten stellt das Auftreten von Flashing im Zugschacht der Versuchsanlage dar, d.h. Sieden aufgrund des

hydrostatischen Druckverlustes, da der Massenstrom sehr empfindlich auf eine Verschiebung der Siedegrenze im Zugschacht reagiert. Im Rahmen des Vorhabens erfolgte die Nachrechnung einer Serie von Experimenten bei Atmosphärendruck und einer Heizleistung von 8 kW mit dem Code RELAP5mod3.3. Die Kühlmitteltemperatur am Eintritt in die Heizstrecke variierte zwischen 85,5 und 90,4 °C. Es wurde ein RELAP-Eingabedatensatz für die Anlage erstellt, der auf einem im Rahmen des NACUSP-Projektes erstelltem ATHLET-Datensatz basiert. Der RELAP-Datensatz wurde um ein Modell des Wärmetauschers erweitert, während die Druck- und Temperaturregelung im ATHLET-Datensatz lediglich über ein "time-dependent volume" beschrieben wird.

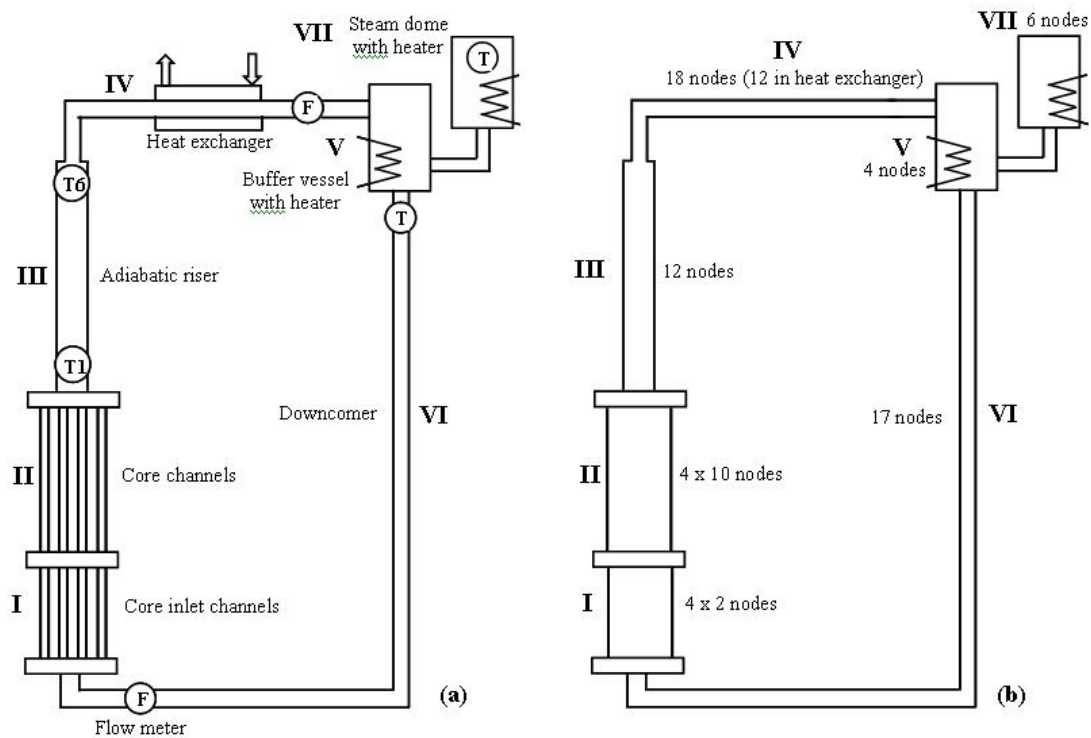


Abb. 2.2 Schema (links) und RELAP-Modell (rechts) der CIRCUS-Anlage

In den RELAP-Rechnungen wurde eine sehr gute Übereinstimmung der berechneten mit den gemessenen Oszillationsfrequenzen für den Massenstrom erzielt. Die Frequenz der Massenstromschwankungen wächst mit Erhöhung der Eintrittstemperatur des Kühlmittels. Die Amplituden der Massenstromschwankungen wurden in der RELAP-Rechnung allerdings zunächst überschätzt. Dies war vermutlich auf das vereinfachte Dampfdommodell zurückzuführen. Deshalb erfolgten weitere Nachrechnungen der Experimente mit einem verbesserten RELAP-Modell. Insbesondere wurde die Modellierung des Wärmetauschers, des Puffergefäßes zur Dämpfung von Kühlmitteltemperaturschwankungen mit gesteuerter elektrischer Heizung und des Dampfdoms zur Druckregelung verbessert. Der Dampfdom, welcher in vorhergehenden Rechnungen nur als "time dependent volume" modelliert war, wurde mit dem Pressurizer Model von RELAP5 abgebildet und die Regelung des Heizers im

Puffergefäß wurde mit einem RELAP-Reglermodell simuliert. Damit konnten Eintrittstemperatur- und Druckschwankungen, wie auch im Experiment, besser gedämpft werden. Einen Vergleich der berechneten mit gemessenen Massenstromoszillationen für die Experimente M06 und M08 (Kühlmitteltemperatur am Eintritt der Heizstrecke 85.5 bzw. 90.4 °C) zeigen die Abb. 2.3 und 2.4. Deutlich ist die Abnahme der Schwingungsperiode mit abnehmender Eintrittsunterkühlung zu erkennen. Die Schwingungsamplituden, die mit dem verbesserten RELAP-Modell berechnet wurden, stimmen bis ins Detail mit den Messergebnissen überein. Das ist umso bemerkenswerter, da es sich um nicht-harmonische Oszillationen handelt, die durch nichtlineare Effekte geprägt werden.

Damit wurde RELAP5mod3.3 für die Simulation von Naturumlauf-Instabilitäten bei sehr niedrigen Systemdrücken, bei denen Flashingeffekte relevant sind, validiert.

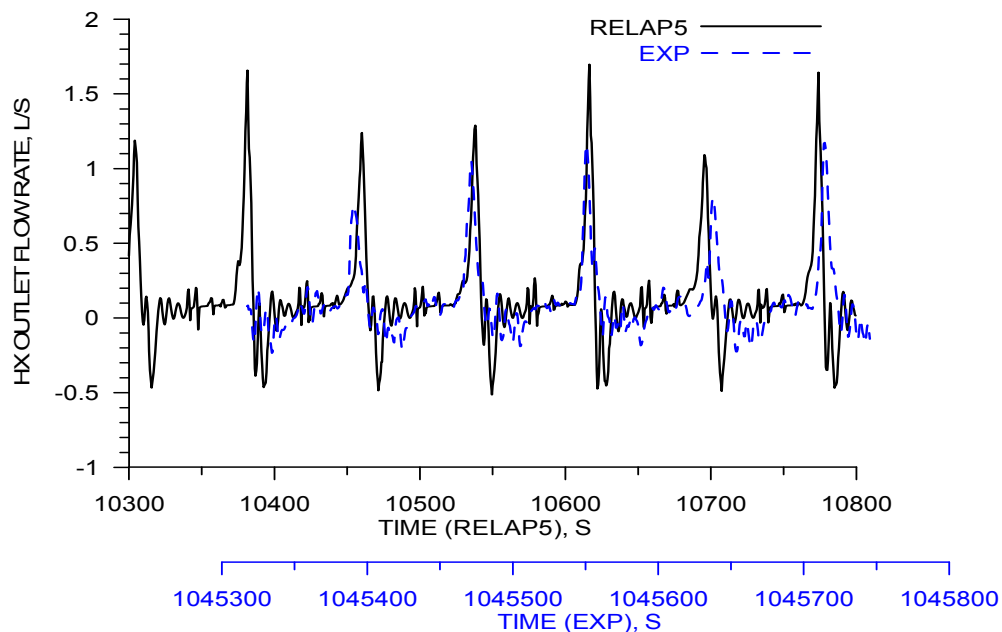


Abb. 2.3 Massenstrom am Austritt des Wärmetauschers für das Experiment M06

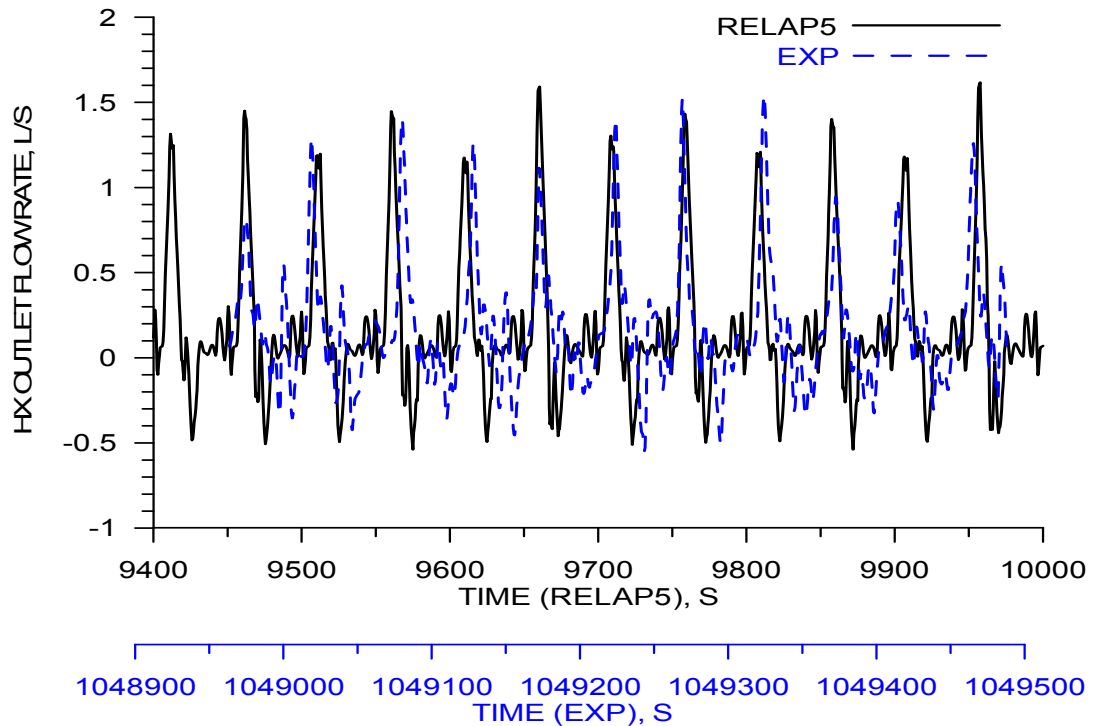


Abb. 2.4 Massenstrom am Austritt des Wärmetauschers für das Experiment M08

In Untersuchungen zum Einfluss der Nodalisierung auf die Ergebnisse der RELAP5-Rechnungen für die flashing-induzierten Instabilitäten an der CIRCUS-Anlage wurden eine gröbere (6 Nodes) und eine feinere (12 Nodes) Nodalisierung des Zugschachtes betrachtet. Für beide Nodalisierungen wurde mit verschiedenen Zeitschrittweiten gerechnet (0.01s, 0.005s and 0.0025s). Für die gröbere Nodalisierung wurde eine merkbare Abhängigkeit der Ergebnisse von der Zeitschrittweite gefunden, während für die feinere Nodalisierung dieser Einfluss nur sehr schwach ist. Somit ist die gröbere Nodalisierung als unzureichend einzuschätzen, während mit der feineren Nodalisierung eine Konvergenz der Ergebnisse bezüglich der Zeitschrittweite erreicht wird. Ergebnisse der Nodalisierungsstudien sind in Abb. 2.5 dargestellt.

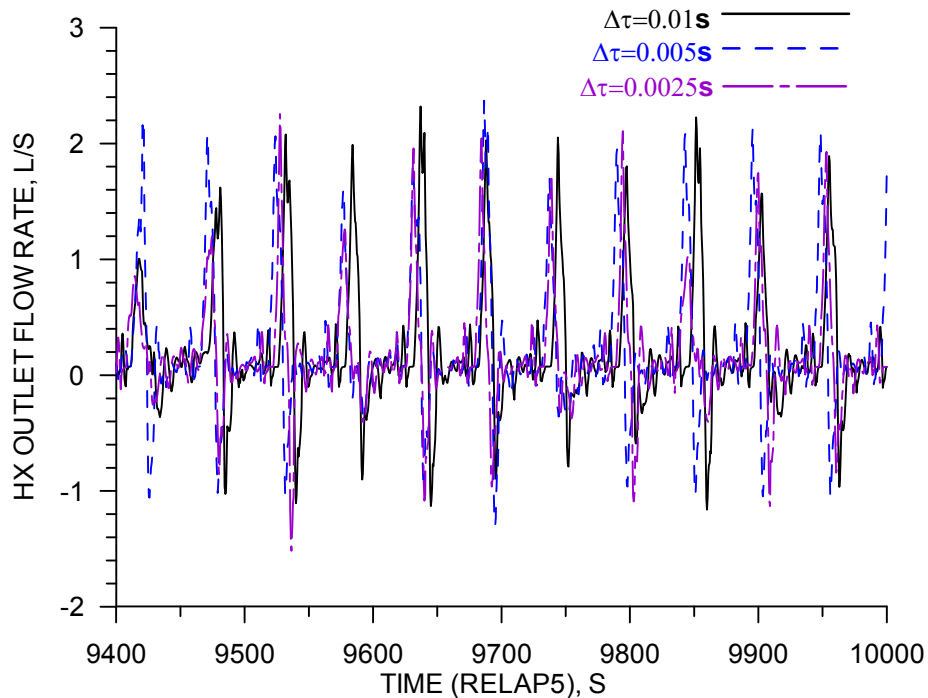


Abb. 2.5 Vergleich des mit RELAP5 berechneten Massenstromverlaufs für verschiedene Zeitschrittweiten (Experiment M08)

2.4 Generierung von Neutronen-Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken und Anschluss an DYN3D

DYN3D bietet die Möglichkeit, mit Hilfe von Zellcodes vorausberechnete Bibliotheken makroskopischer Wirkungsquerschnitte in verschiedenen Formen und Formaten anzubinden. Die Wirkungsquerschnitte und anderen neutronenphysikalischen Parameter hängen zum einen über den Abbrand von der Nuklidzusammensetzung ab, zum anderen von thermohydraulischen Parametern. In LWR sind das die Brennstofftemperatur, die Moderatorichte und -temperatur sowie im DWR die Borsäurekonzentration. In graphitmoderierten Reaktoren wie dem EGP-6 kommt dazu noch eine Abhängigkeit von der Graphittemperatur. Dafür entfällt in der Regel die Borsäurekonzentration, und die Kühlmitteltemperatur ist nur von untergeordneter Bedeutung. Weiterhin ist für alle thermischen Reaktoren die Abhängigkeit von der Konzentration Xenon- und Samariumkonzentration zu beachten. Diese Abhängigkeiten können grundsätzlich auf zwei verschiedene Weisen berücksichtigt werden:

- durch Interpolation aus mehrdimensionalen Tabellen
- durch Parametrisierung, d.h. durch analytische Approximation in Form von Polynomen oder anderen Funktionen
- oder durch eine Mischung aus beiden.

Für thermische Reaktoren, für die die Zwei-Gruppen-Näherung der spektralen Beschreibung ausreichend ist, ist für die Wirkungsquerschnitte CROS folgende parametrisierte Darstellung implementiert:

$$\begin{aligned} \text{CROS} = \text{CROSR} * (1 + \text{COEFTF} * (\text{SQRT}(\text{TF}) - \text{SQRT}(\text{TM}))) * \\ (1 + \text{COEFR1} * (\text{RM} - \text{RM0}) + \text{COEFR2} * (\text{RM} - \text{RM0})^2) * \\ (1 + \text{COEFC1} * (\text{CB} * \text{RM} - \text{CB0} * \text{RM0}) + \text{COEFC2} * (\text{CB} * \text{RM} - \text{CB0} * \text{RM0})^2) * \\ (1 + \text{COEFTM} * (1/\text{SQRT}(\text{TM}) - 1/\text{SQRT}(\text{TM0}))) \quad (\text{Gl. 2.3}) \end{aligned}$$

CROS ist der Diffusionskoeffizient D_1 (cm), der Removalquerschnitt Σ_r (cm⁻¹), der Spaltquerschnitt multipliziert mit der Spaltausbeute $v_{\Sigma_{f1}}$ (cm⁻¹) sowie mit der Energie pro Spaltung $\varepsilon_{\Sigma_{f1}}$ (MWs 10⁻¹³/cm) in der schnellen Energiegruppe sowie Diffusionskoeffizient D_2 (cm), Absorptionsquerschnitt Σ_a (cm⁻¹), Spaltquerschnitt mal Spaltausbeute bzw. mal Energie pro Spaltung $v_{\Sigma_{f2}}$ (cm⁻¹) bzw. $\varepsilon_{\Sigma_{f2}}$ (MWs 10⁻¹³/cm) und der Streuquerschnitt Σ_s (cm⁻¹) in der thermischen Gruppe. CROSR sind die Werte dieser neutronenphysikalischen Parameter bei Referenzwerten der Moderatordichte RM0, der Moderatortemperatur TM0 sowie der Borsäurekonzentration CB0. Referenzwert für die Brennstofftemperatur ist die Moderatortemperatur TM. TF, TM, RM und CB sind die aktuellen Werte der thermohydraulischen Rückkopplungsparameter in jedem Node zu jedem Zeitpunkt. In den Bibliotheken werden nur die Referenzwerte und die Koeffizienten COEFTF, COEFR1, COEFR2, COEFC1, COEFC2 und COEFTM dieser parametrisierten Darstellung abgespeichert. Die Koeffizienten hängen in erster Näherung nur vom Abbrand ab. Die Abhängigkeit der makroskopischen WQS von der Xenonkonzentration wird in der Regel gesondert behandelt und ist hier nicht betrachtet.

Für die thermischen Reaktoren EGP-6 und RUTA wird die oben beschriebene Form der Darstellung der Wirkungsquerschnitte in den Datenbibliotheken für DYN3D benutzt. Die Borsäure als Rückkopplungsparameter entfällt für den EGP-6, dafür wird die Graphittemperatur eingeführt. Die Zellgeometrie wurde gemäß Abb. 2.1 modelliert. Als Moderator dient im wesentlichen Graphit, das Wasser ist für die Moderation nur von untergeordneter Bedeutung. Deshalb wird für TM die Graphittemperatur und nicht die Wassertemperatur eingesetzt.

Die Generierung der makroskopischen Wirkungsquerschnitte für alle betrachteten Reaktortypen erfolgte mit dem Zellprogramm WIMSD [NEA02]. Eine Brennstoffzelle ist in Abb. 2.1 dargestellt. Für die Brennstoffzellen mit 3.6 % Anreicherung des Brennstoffs wurde das zusätzliche Graphit in den umgebenden Regelstabkanälen mit berücksichtigt. Der zweite Typ von Brennstoffzellen mit 3.6 % Anreicherung ist nicht von Regelstäben umgeben. Die Regelstabzellen selbst werden mit dem Poly-Zell-Modell von WIMSD beschrieben, wobei jede Zelle von vier benachbarten Brennstoffzellen umgeben ist.

Für die Programmvergleiche DYN3D – ACADEM war außerdem zu berücksichtigen, dass die Wirkungsquerschnittsdaten in beiden Codes etwas unterschiedlich behandelt werden. So beinhalten die Streuquerschnitte in ACADEM die volle Streumatrix

einschließlich Aufwärtsstreuung von der thermischen in die schnelle Gruppe, während in DYN3D nur die Abwärtsstreuung behandelt wird. Die DYN3D-streudate wurden deshalb folgendermaßen korrigiert:

$$\Sigma_{s(1 \rightarrow 2)}^* = \Sigma_{s(1 \rightarrow 2)} - (\Phi_T / \Phi_F) \cdot \Sigma_{s(2 \rightarrow 1)}, \quad (\text{Gl. 2.4})$$

wobei Φ_T und Φ_F der thermische und der schnelle Fluss aus den WIMSD5-Rechnungen sind.

Weiterhin wird in den Absorberdaten in ACADEM der Abbrand des Borabsorbers berücksichtigt, was in DYN3D nicht der Fall ist.

Für den RMWR reicht die Zwei-Gruppen-Näherung der Spektrumsdarstellung nicht aus, hier wurde in der Mehr-Gruppen-Version von DYN3D mit 5 Energiegruppen gerechnet. In der Mehr-Gruppen-Version ist aber bisher nur eine Darstellungsform der WQS-Bibliotheken implementiert, und zwar in Gestalt mehrdimensionaler Tabellen. In den Tabellen werden Referenzwerte der neutronenphysikalischen Daten für bestimmte Parameterkombinationen (Abbrand, Rückkopplungsparameter) abgelegt, aus denen die Daten für den aktuellen Zustand in jedem Node interpoliert werden [Gru05]. Zunächst werden alle Daten für einen bestimmten Abbrandwert und einen Basis-Satz der Rückkopplungsparameter abgelegt. Für jeden Abbrandwert werden dann die thermohydraulischen Rückkopplungsparameter unabhängig voneinander variiert. Die Interpolation aus diesen Tabellen wird bezüglich des Abbrandes linear durchgeführt, bezüglich der thermohydraulischen Parameter wird eine Spline-Interpolation angewandt. Dieses Datenformat kann für alle Reaktoren und sowohl für die Zweigruppen- als auch die Mehr-Gruppen-Version von DYN3D verwendet werden. Neben dem Abbrand können Abhängigkeiten der Wirkungsquerschnitte (WQS) von vier Rückkopplungsparametern berücksichtigt werden.

Die im Rahmen des Vorhabens generierten WQS-Bibliotheken bildeten die neutronenphysikalische Basis für stationäre und transiente Rechnungen für die verschiedenen Reaktoren. Die Verwendung einer gleichen Datenbasis in den Rechnungen mit ACADEM und DYN3D ermöglichte exakte Programmvergleiche frei von Dateneinflüssen. Der Anschluss verschiedener Bibliotheken an DYN3D demonstrierte die Handhabbarkeit der Dateninterfaces in DYN3D durch externe Nutzer.

2.5 Validierung der erweiterten Modelle an dynamischen Messungen in KKW und durch Programmvergleiche mit dem Code ACADEM

Ziel des Vorhabens war es, das Reaktordynamikprogramm DYN3D für die Berechnung alternativer wassergekühlter Reaktoren zu qualifizieren. Ein Beitrag dazu ist die Verifikation durch Vergleiche mit dem russischen Mehrgruppen-Diffusionsprogramm ACADEM [Bon98]. ACADEM ist ein Finite-Differenzen-Programm auf einem trigonalen Gitter. Über systematische Gitterverfeinerung kann durch Extrapolation eine gitterunabhängige Lösung für die Neutronendifusionsgleichungen generiert werden, die als Referenzlösung zur Verifikation nodaler Methoden benutzt werden kann. DYN3D

benutzt nodale Entwicklungsmethoden [Gru05], die einerseits über innernodale analytische Ansätze bei gleicher Nodalisierung eine höhere Genauigkeit als Finite-Differenzen-Verfahren ermöglicht, andererseits aber (zumindest in der derzeit in DYN3D implementierten Form) keine Gitterverfeinerung zulässt. Darüber hinaus bestehen für die alternativen Reaktorkonzepte besondere Anforderungen, die sich aus den Spezifika dieser Reaktoren ergeben. Der RMWR verfügt über eine stark heterogene Kernstruktur mit großen lokalen Neutronenflussgradienten, während im graphitmoderierten Druckröhrenreaktor die Migrationslänge der Neutronen sehr groß ist und damit auch weiter entfernte Kernbereiche stärker gekoppelt sind. Für beide Reaktoren ist eine Mehrgruppen-Approximation des Neutronenspektrums erforderlich.

Um Quellen für auftretende Abweichungen besser bestimmen zu können, wurde bei der Verifikation systematisch vorgegangen: Zunächst werden Lösungen mit identischen, konstanten Wirkungsquerschnitten, also Koeffizienten der Diffusionsgleichung, miteinander verglichen. Im nächsten Schritt erfolgt der Vergleich für gleiche Abbrandzustände und thermohydraulische Rückkopplungsparameter. Hier fließen dann zusätzlich die Ungenauigkeiten der Approximation der Wirkungsquerschnitte in Abhängigkeit von diesen Parametern ein. Schließlich wurden gleiche Reaktorzustände mit gleicher Leistung und gleichen thermohydraulischen Randbedingungen berechnet. Unterschiede resultieren nun zusätzlich aus den unterschiedlichen Thermohydraulikmodellen in beiden Codes. Die Ergebnisse der Verifikationsrechnungen für den RMWR und den EGP-6 sind in den Abschnitten 2.5.1 und 2.5.2 zusammengefasst.

Für die Codevalidierung benötigt man Messdaten aus realen Reaktoranlagen. Die einzige betrachtete reale Anlage ist der EGP-6. Hier standen Messergebnisse für zwei Transienten zur Verfügung. Die Validierungsrechnungen werden im Abschnitt 2.5.3 beschrieben.

2.5.1 Vergleichsrechnungen zwischen den Codes ACADEM und DYN3D für den RMWR

Die Rechnungen für den RMWR mit ACADEM und DYN3D wurden mit 5 Energiegruppen durchgeführt. Im ersten Schritt wurde mit gegebenen Wirkungsquerschnittsdaten ohne thermohydraulische Rückkopplung gerechnet. Es wurde ein Gleichgewichtskern am Beginn eines Zyklus berechnet. Die Abbrandverteilung wurde mit ACADEM berechnet und von DYN3D übernommen. In ACADEM wurde mit 6, 24, 96 und 384 Gitterpunkten pro hexagonalem BE gerechnet. Mit 96 Gitterpunkten pro Hexagon wird eine sehr gute Übereinstimmung zwischen ACADEM und DYN3D erreicht. Das demonstriert die bedeutend höhere Genauigkeit der nodalen Methoden gegenüber Feingitterverfahren.

In den Rechnungen mit 96 und 384 Gitterpunkten pro Node konvergiert die ACADEM-Lösung weiter. Dennoch bleiben auch bei feinsten Nodalisierung noch Differenzen von ca. 3% in der radialen Leistungsverteilung. Diese Differenzen treten insbesondere an

den Positionen der U-Th-BE auf. Sie sind durch große Heterogenitäten in den neutronenphysikalischen Parametern im Kern dieses Reaktors bedingt. So ist z.B. der Diffusionskoeffizient für die U-Th-BE in der 4. Energiegruppe um 30-40 % niedriger als der Wert in den benachbarten MOX-BE, in der 5. Energiegruppe sogar um 50-60%. Das ist durch ein größeres Brennstoff/Moderator-Verhältnis in den U-Th-BE bedingt. Zudem ist das Inventar an spaltbarem Material in den U-Th-BE um etwa eine Größenordnung niedriger als in den MOX-Elementen. Die Übereinstimmung im effektiven Multiplikationsfaktor k_{eff} ist jedoch sehr gut ($\Delta k_{\text{eff}} = 0.1\%$ bei 24 Gitterpunkten pro BE und 0.013% bei 96 Punkten).

Detaillierte Vergleiche der radialen und axialen Leistungsverteilungen sind im Bericht FZD\FWS\2010\09 gezeigt.

Im nächsten Schritt wurden Vergleichsrechnungen mit Berücksichtigung der Thermohydraulik durchgeführt. Dabei wurden Reaktorzustände jeweils am Beginn und Ende eines Beladezyklus betrachtet (BOC nach 360 Volllasttagen). Die Abbrandverteilungen wurden jeweils wieder aus ACADEM-Rechnungen übernommen.

Die thermohydraulische Rückkopplung führt insgesamt zu einem Abbau der örtlichen Ungleichmäßigkeit in der Leistungsverteilung. Andererseits sind gewisse Unterschiede durch die unterschiedlichen Thermohydraulikmodelle bedingt. Diese sind allerdings nur gering. Die maximalen Differenzen in der Leistungsverteilung zwischen ACADEM und DYN3D betragen nun noch ca. 2 %. Die Unterschiede in k_{eff} betragen 0.2% - bei 24 Gitterpunkten pro BE, 0.1% - bei 96 Punkten und 0.007% - bei der maximal verwendeten Anzahl von 1536 (!) Gitterpunkten pro BE. Detaillierte Vergleiche sind wiederum im o.g. Bericht zusammengestellt.

Auch in den thermohydraulischen Parametern wie Kühlmitteltemperatur, Kühlmitteldichte und Brennstofftemperatur ist die Übereinstimmung gut. Lediglich die Hüllrohrtemperaturen zeigen Differenzen von bis zu 12 K. Dies ist offensichtlich durch unterschiedliche Wärmeübergangsmodelle im Bereich des Blasensiedens bedingt. Die Differenzen in den Hüllrohrtemperaturen bedingen Unterschiede in den Brennstofftemperaturen in der gleichen Größenordnung. Abb. 2.6 zeigt als Beispiel die axiale Verteilung der Moderatorichte im MOX-Element Nr. 15.

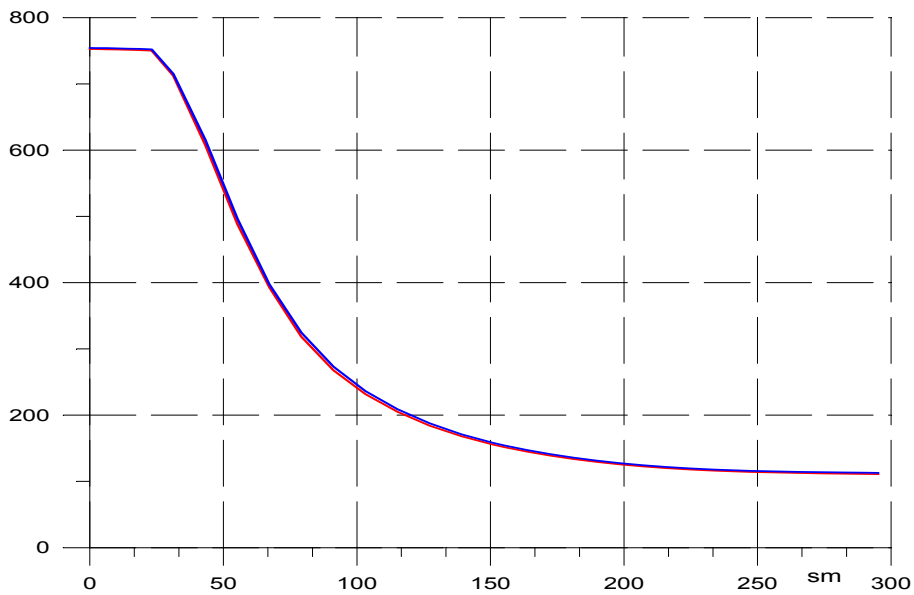


Abb. 2.6: Axiale Verteilung der Moderatorichte im MOX-Element Nr. 15 bei BOC (blau – ACADEM, rot – DYN3D)

Aufschlussreich ist auch der Vergleich der Neutronenspektren für die MOX-BE und die U-Th-Elemente (siehe Abb. 2.7). Das Spektrum in den U-Th-Elementen ist deutlich weicher, was zu einer Verschiebung des Reaktivitätskoeffizienten der Moderatorichte hin zu positiveren Werten (eine geringere Dichte bedingt eine niedrigere Leistung)

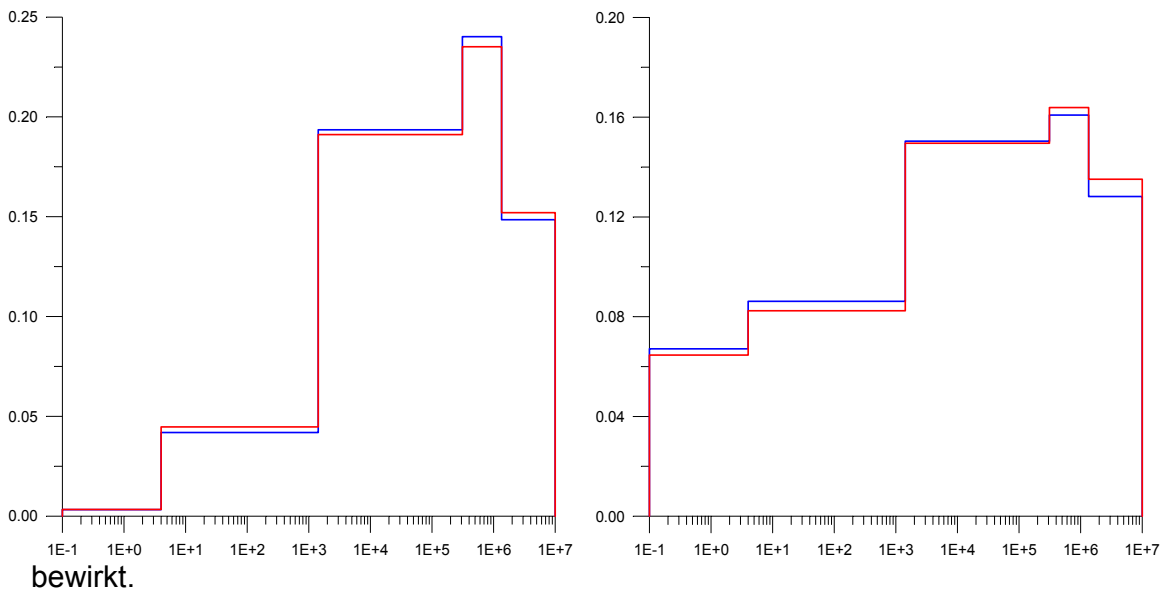


Abb. 2.7: 5-Gruppen-Neutronenspektrum in einem MOX-BE (links) und einem U-Th-Element (rechts); blau: BOC, rot EOC

Aus den Vergleichsrechnungen können folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Die Übereinstimmung zwischen den Ergebnissen von ACADEM und DYN3D ist sowohl bezüglich der neutronenphysikalischen als auch der thermohydraulischen Parameter sehr gut.
- Die nodale Methode für die Neutronenflussberechnung in ACADEM besitzt eine hohe Genauigkeit, die einer Feingitterrechnung mit 96 Gitterpunkten pro Hexagon in ACADEM entspricht.
- DYN3D ist für die Berechnung von Siedewasserreaktoren mit hohem Konversionsfaktor gut geeignet.

2.5.2 Vergleichsrechnungen zwischen den Codes ACADEM und DYN3D für den EGP-6

Bei den Vergleichsrechnungen mit dem russischen Code ACADEM für den Druckröhrenreaktor EGP-6 zur Verifikation von DYN3D wurde ebenso systematisch vorgegangen wie bei den Rechnungen für den Reduced Moderation Water Reactor. Zunächst wurden Kernberechnungen mit DYN3D ohne Thermohydraulik mit vorgegebenen konstanten Wirkungsquerschnitten durchgeführt und die Ergebnisse mit ACADEM verglichen. Dieser Test diente dem Vergleich der Lösungsmethoden für die Neutronen-Diffusionsgleichung. Alle Differenzen, die durch Unterschiede in den Wirkungsquerschnitten bedingt sind, sollten ausgeschlossen werden.

Solche Unterschiede können zum einen durch unterschiedliche primäre Kerndaten bedingt sein, zum anderen durch unterschiedliche Methoden der Berechnung der homogenisierten makroskopischen Querschnitte wie Resonanzbehandlung, Methoden der Neutronentransportrechnung in den Zellcodes oder Homogenisierungsmethoden. Diese Ursachen für Differenzen wurden von vornherein ausgeschlossen, da die Wirkungsquerschnitte für beide Codes mit dem Zellprogramm WIMSD und der angeschlossenen Kerndatenbibliothek auf die gleiche Weise berechnet wurden. Die makroskopischen Querschnitte hängen vom Abbrandzustand und von thermohydraulischen Parametern wie Brennstofftemperatur, Moderatortemperatur und – dichte, Graphittemperatur oder Borsäurekonzentration und der Konzentration von Reaktorgiften (Xenon, Samarium) ab. In der Regel werden in der Praxis der Kernberechnungen die Wirkungsquerschnitte für Stützstellen dieser Parameterkombinationen berechnet und in einer Bibliothek abgelegt, aus der dann die Daten für die aktuellen Parameter in jedem Node zu jedem Zeitpunkt mit unterschiedlichen Methoden interpoliert werden. Im nächsten Schritt wurden die Wirkungsquerschnitte für DYN3D bei gegebener Verteilung von Abbrand, Xe- und Sm-Konzentration sowie Kühlmitteldichte und Brennstoff-, Kühlmittel und Graphittemperatur aus der beim russischen Partner mit Hilfe des Zellcodes WIMSD5 generierten Wirkungsquerschnitts-Bibliothek interpoliert. Dabei wurde die Approximation der

Parameterabhängigkeiten der Wirkungsquerschnitte getestet, die in den beiden Codes unterschiedlich ist (siehe dazu Abschnitt 2.4).

Schließlich wurden stationäre Kernzustände unter Einbeziehung der Thermohydraulik-Modelle in DYN3D berechnet. Damit sind auch die thermohydraulischen Parameter, von denen die Wirkungsquerschnitte abhängen, i.a. unterschiedlich. Es zeigte sich, dass das für DWR und SWR konzipierte Thermohydraulik-Modell ohne bedeutende Modifikationen auch für den EGP-6 verwendet werden kann.

Die Vergleichsrechnungen zwischen DYN3D und ACADEM mit vorgegebenen konstanten Wirkungsquerschnitten zeigten eine hervorragende Übereinstimmung zwischen beiden Codes. Mit der nodalen Entwicklungsmethode in DYN3D wird die gleiche Genauigkeit erzielt wie mit dem Finite-Differenzen-Verfahren in ACADEM bei Unterteilung jeden Nodes in 5x5 Gitterpunkte. Die maximale Abweichung in der Brennelementleistung beträgt ca. 1.3%, die mittlere quadratische Abweichung nur 0.5%. Allerdings müssen in DYN3D kleinere Werte für die Abbruchkriterien der Flussiterationen gewählt werden als für die Kernberechnung von DWR empfohlen werden (10^{-9} anstatt 10^{-6}). Dies ist vermutlich auf das schlechtere Konvergenzverhalten wegen der großen Migrationsfläche der thermischen Neutronen im Graphit zurückzuführen. Abb. 2.8 zeigt die Abhängigkeit der Genauigkeit der Leistungsdichteberechnung vom Abbruchkriterium der Iterationen.

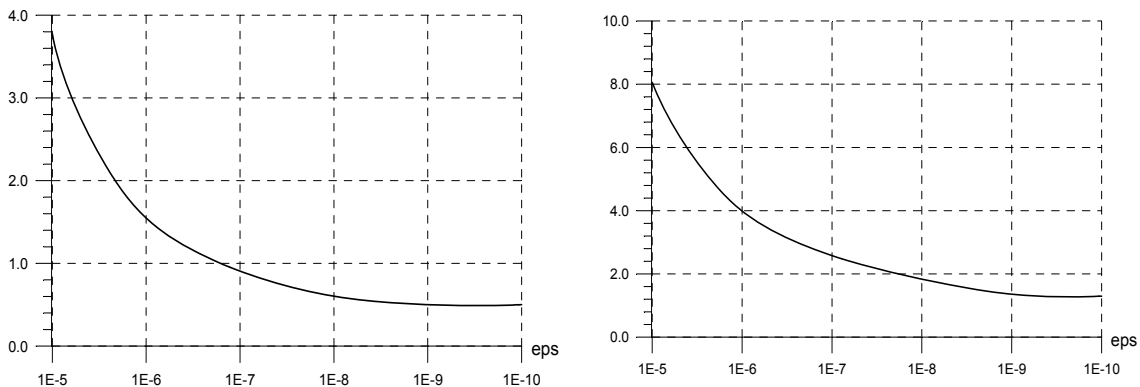


Abb. 2.8 Mittlere quadratische Abweichung (links) und max. Abweichung (rechts) des berechneten nodeweisen Power-Peak-Faktors von der Abbruchgenauigkeit der Iteration in DYN3D

Die Übereinstimmung zwischen ACADEM und DYN3D bei Interpolation der Wirkungsquerschnitte aus der WIMS-Bibliothek ist ebenfalls sehr gut, auch wenn hier die Abweichungen etwas größer sind. Die Approximation der Parameterabhängigkeit der Wirkungsquerschnitte in beiden Codes ist also von gleicher Güte. Für den Referenzzustand BOC beträgt die mittlere quadratische Abweichung zwischen DYN3D und ACADEM in den lokalen Power-Peak-Faktoren $\Delta_{Kv}^2 = 1.4\%$, die maximale Abweichung $\Delta_{Kv}^{\max} = 3.5\%$. In der radialen, über die Höhe gemittelten Leistungsverteilung

sind die entsprechenden Abweichungen $\Delta_{Kq}^2 = 1.2\%$ und $\Delta_{Kq}^{\max} = 2.6\%$. Die Differenz in k_{eff} beträgt 62 pcm. Für den Referenzzustand EOC sind die Abweichungen in den Leistungsdichten in der gleichen Größenordnung. Die entsprechenden Werte sind $\Delta_{Kv}^2 = 1.1\%$ und $\Delta_{Kv}^{\max} = 5.8\%$ sowie $\Delta_{Kq}^2 = 0.9\%$ und $\Delta_{Kq}^{\max} = 2.5\%$. Die Differenz in k_{eff} beträgt 173 pcm. Die maximalen Abweichungen treten in Brennelementen an peripheren Positionen des Kerns auf.

Schließlich wurden Vergleichsrechnungen für Vollast-Referenzzustände am Beginn und Ende eines Zyklus mit Einbeziehung der Thermohydraulik durchgeführt. Dabei ist zu beachten, dass im DYN3D-Thermohydraulikmodell folgende Näherungen erforderlich waren:

- Eindimensionale Lösung der Wärmeleitungsgleichung, wobei das DYN3D-Brennstabmodell so modifiziert wurde, dass die umgekehrte Richtung des Wärmeflusses in den röhrenförmigen BE (in Zylindergeometrie von außen nach innen) im Gegensatz zu stabförmigen BE (Wärmefluss von innen nach außen) berücksichtigt wird (siehe dazu auch Abschn. 2.2); Vernachlässigung von 3D Wärmeleitungseffekten in den Graphitstrukturen
- Keine Berechnung der Naturzirkulation des Kühlmittels, wobei der Massenstrom in jedem Kühlkanal vom Dampfgehalt abhängt. Die Berechnung eines geschlossenen Naturumlaufkreislaufs ist nur in der Kopplung DYN3D-RELAP5 möglich. Die statischen Berechnungen wurden aber mit dem DYN3D Stand-alone-Modell durchgeführt.

Auch in diesen Rechnungen wurde eine gute Übereinstimmung zwischen ACADEM und DYN3D erzielt. Dabei ist zu beachten, dass in ACADEM teilweise empirische, auf Messungen basierende Beziehungen z.B. zwischen der Graphittemperatur und der Reaktorleistung benutzt werden. Für den Referenzzustand bei Beginn des Zyklus betragen die Differenzen in k_{eff} lediglich 10 pcm, die Abweichungen in den axial gemittelten Leistungsdichten $\Delta_{Kq}^2 = 0.5\%$ und $\Delta_{Kq}^{\max} = 1.3\%$, in den lokalen Leistungsdichten $\Delta_{Kv}^2 = 1.8\%$ und $\Delta_{Kv}^{\max} = 6.2\%$. Das ist in Abweichungen in den berechneten Dampfgehalten begründet. Am Ende des Zyklus ist die Abweichung in k_{eff} 281 pcm, in den Leistungsverteilungen $\Delta_{Kv}^2 = 1.6\%$ und $\Delta_{Kv}^{\max} = 7.9\%$ sowie $\Delta_{Kq}^2 = 1.3\%$ und $\Delta_{Kq}^{\max} = 3.2\%$. Die maximalen Abweichungen treten dabei im oberen Teil des Kerns auf. Die Abb. 2.9 zeigt die axiale Verteilung der Leistung, der Brennstoff- und Graphittemperatur sowie der Kühlmitteldichte für einen ausgewählten Kühlkanal. Größere Abweichungen gibt es in der Kühlmitteldichte bei hohen Dampfgehalten (im oberen Teil des Kerns). Dies ist sicherlich darauf zurückzuführen, dass für die röhrenförmigen Brennelemente eine andere Korrelation für den Phasenschlupf verwendet werden sollte als für Stabbündel (standardmäßig in DYN3D).

Wie auch für die Anwendung von DYN3d auf den Reduced Moderation Water Reactor, kann aus den Ergebnissen der Rechnungen für den Druckröhrenreaktor EGP-6 geschlossen werden, dass DYD3D für die Anwendung auf diesen Reaktortyp ohne größere Modifikationen geeignet ist. In der Neutronenflussberechnung ist allerdings im Vergleich zum LWR eine höhere Zielgenauigkeit (kleineres Abbruchkriterium) der Flussiterationen erforderlich. Das Iterationsverfahren konvergiert langsamer, was höchstwahrscheinlich auf die größere Migrationslänge der Neutronen in Graphit und somit auf eine stärkere Kopplung benachbarter Regionen des Reaktorkern zurückzuführen ist.

In der Thermohydraulik wurde lediglich der Lösungsalgorithmus für die eindimensionale Wärmeleitungsgleichungen für die Brennstäbe so angepasst, dass die umgekehrte Richtung des Wärmeflusses in ringförmigen BE berücksichtigt wird. Dreidimensionale Effekte in der Wärmeleitung scheinen dagegen nur von untergeordneter Bedeutung zu sein. Noch nicht erklärte Differenzen treten im Dampfvolumengehalt auf. Diese sind vermutlich auf die Phasendriftmodelle zurückzuführen, die von der Geometrie des Kühlkanals abhängen. Eine Validierung könnte nur anhand experimenteller Daten möglich.

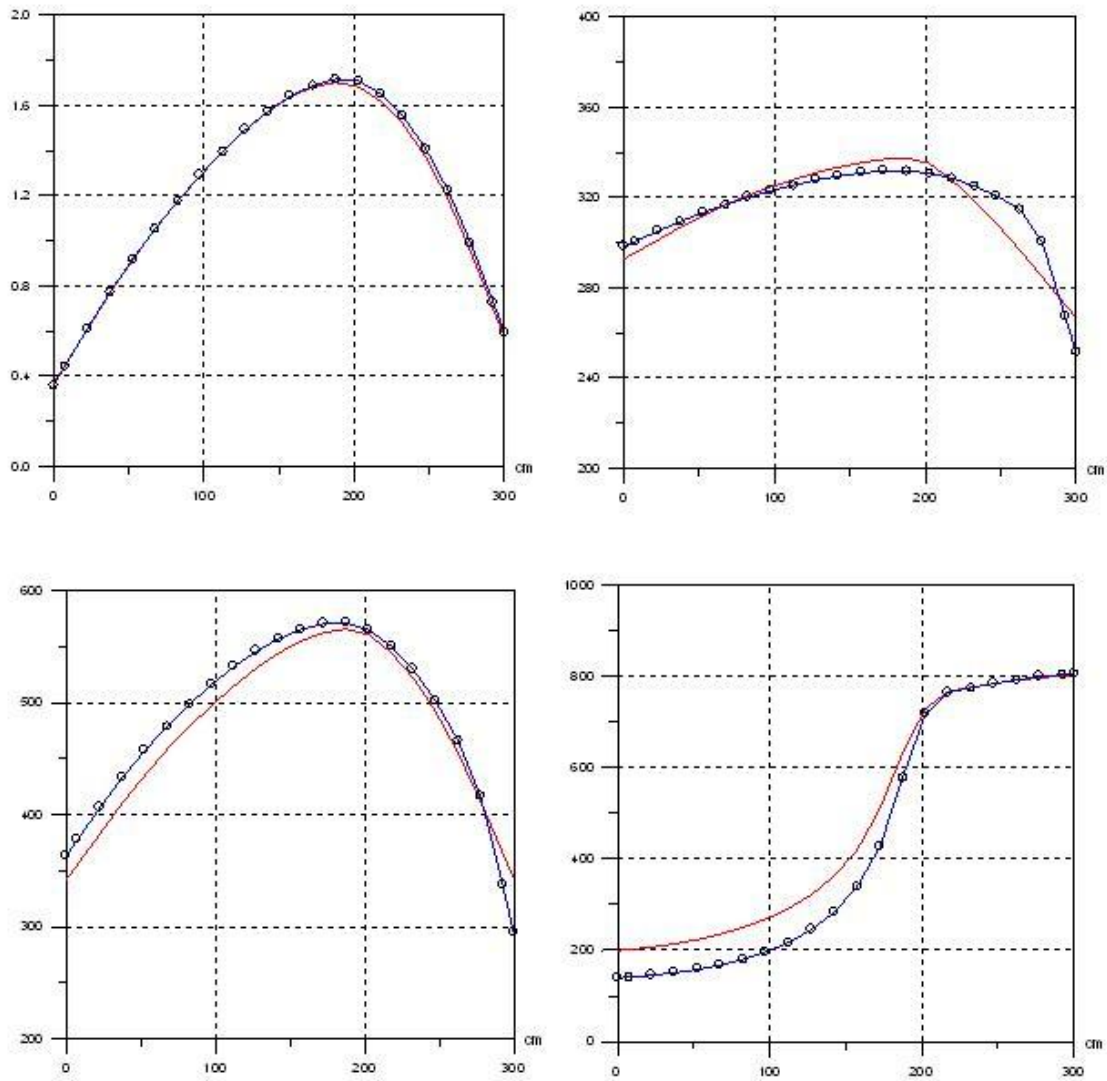


Abb. 2.9 Verteilung der relativen Leistung (links oben), der Brennstofftemperatur (rechts oben), der Graphittemperatur (links unten) in °C sowie der Kühlmitteldichte in kg/m^3 (rechts unten) über der Kernhöhe (von oben nach unten)

mit Symbolen – ACADEM, glatt – DYN3D

2.5.3 Validierung von DYN3D an dynamischen Messungen aus dem Kernkraftwerk Bilibino

Transiente Rechnungen, bei denen die Rückkopplung des Anlagenverhaltens auf die Prozesse im Reaktorkern zu beachten ist, wurden mit dem gekoppelten Codesystem DYN3D/RELAP5 durchgeführt. Die Kopplung von DYN3D mit dem thermohydraulischen Systemcode RELAP5mod3.3 wurde bereits im WTZ-Vorhaben 150 1260 realisiert [Koz01]. Es handelt sich um eine sog. interne Kopplung, wobei die gesamte Thermohydraulik des Kerns und der Reaktoranlage mit RELAP modelliert wird, wobei nur die Neutronenkinetik mit dem Kinetikmodul von DYN3D für quadratische BE-Geometrie berechnet wird.

Es wurde ein RELAP-Anlagenmodell für den Reaktor EGP-6 entwickelt. Dafür war das Code-Interface zu modifizieren, um die Graphitstrukturen als zusätzliche Wärmeleitobjekte abbilden zu können. Als zusätzlicher Rückkopplungsparameter musste die Graphittemperatur eingeführt werden.

Die in RELAP5 implementierten Wärmeleitungsstrukturen in zylindrischer Geometrie werden sowohl für die röhrenförmigen Brennelemente als auch die umgebenden Graphitstrukturen benutzt. Ein Brennelement einschließlich seiner Umgebung wird durch eine „multilayer heat structure“ in RELAP beschrieben. Es musste ein zusätzliches Interface-Array für die Übergabe der Graphittemperatur in jedem Node als Rückkopplungsparameter an DYN3D eingerichtet werden. Die Dichte des Kühlwassers für die Graphitstrukturen in den Regel- und Abschaltorganen ist ein weiterer zusätzlicher Rückkopplungsparameter. Das Regel- und Abschaltsystem des EPR-6 wird über eine separate Kühlschleife gekühlt. Um die Temperaturen in diesem separaten Kühlkreislauf zu berechnen, muss auch die direkt im Graphit insbesondere durch Gammaabsorption freigesetzte Wärme in den Graphitstrukturen, die keinen Brennstoff enthalten, berücksichtigt werden. Diesen Strukturen wird die in benachbarten Brennelementen freigesetzte Wärme mit einem vorgegebenen Gewichtungsfaktor zugeordnet.

Es wurden Validierungsrechnungen mit DYN3D und DYN3D/RELAP5 anhand von Reaktorexperimenten im KKW Bilibino durchgeführt. Das Codesystem DYN3D/RELAP5 wurde anhand von Messdaten aus zwei Experimenten am Block 1 des KKW Bilibino validiert. Das erste Experiment mit einer schnellen Reaktivitätsänderung, induziert durch eine Regelstabbewegung, wurde vor Beginn des 25. Beladezyklus bei einer Reaktorleistung von ca. 50 MW-thermisch durchgeführt. Es diente dem Nachweis, dass der Leistungskoeffizient der Reaktivität negativ ist. Innerhalb von 0,4 s wurde eine negative Reaktivität von $-0.0383 \beta_{\text{eff}}$ durch kurzzeitiges Ausfahren von 2 Regelstäben induziert. In Abb. 2.10 sind die Messdaten für die Reaktivität mit Ergebnissen einer stand-alone-Rechnung des Experiments mit DYN3D gezeigt.

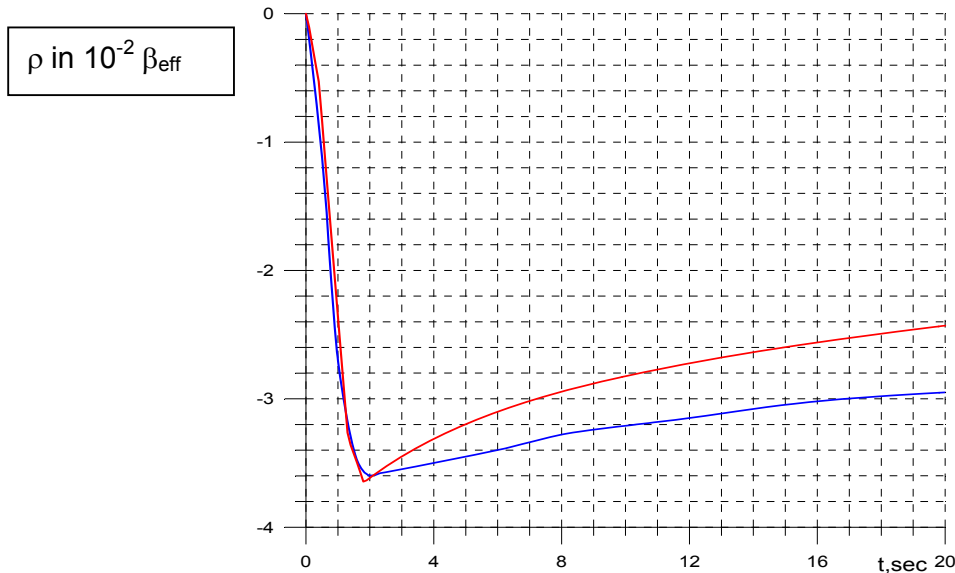


Abb. 2.10 Berechnete und gemessene Reaktivität ρ während des Experiments am Ende des 25. Beladezyklus; blau – Experiment, rot – DYN3D-Rechnung

Das zweite Experiment beinhaltete eine durch kurzzeitige Öffnung eines Sicherheitsventils induzierte Transiente am Ende des 23. Beladezyklus. Ziel war der Nachweis eines negativen Void-Koeffizienten der Reaktivität auch am Ende eines Zyklus. Im Ausgangszustand betrug die Reaktorleistung ca. 30 % der Nominalleistung (18.6 MW_{th}). Es wurde eine Serie von 3 Experimenten mit einer Reaktivitätsänderung von $-0.0087 \beta_{\text{eff}}$ bis $-0.0134 \beta_{\text{eff}}$ durchgeführt. Der Ausgangszustand (Abbrandverteilung, Xenon- und Samariumverteilung, Regelstabpositionen) wurde unter Berücksichtigung der Leistungsgeschichte mit dem Programm ACADEM berechnet. Das Sicherheitsventil befindet sich an der Dampftrömmel. Für diese Transiente sind nur Rechnungen mit dem gekoppelten Programmkomplex sinnvoll.

Abb. 2.11 zeigt den Zeitverlauf des Dampfgehalts im Kern. Während des Öffnens des Ventils kommt es zu einem Aufsieden des Kühlmittels, was im Fall einer negativen Rückkopplung zu einer negativen Reaktivitätstransiente führen muss. Die Abb. 2.12 und 2.13 zeigen die berechnete Reaktivitätskurve für das Experiment mit der größten Reaktivitätsstörung im Vergleich mit den Messwerten und den Zeitverlauf der Reaktorleistung. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung ist angesichts des geringen Reaktivitätswertes und der Unsicherheiten in den Ausgangsbedingungen (z. B. Speisewasserparameter, Druck in der Dampftrömmel) und der Weg-Zeit-Kurve der Regelstabbewegung (beschleunigte Bewegung) zufriedenstellend.

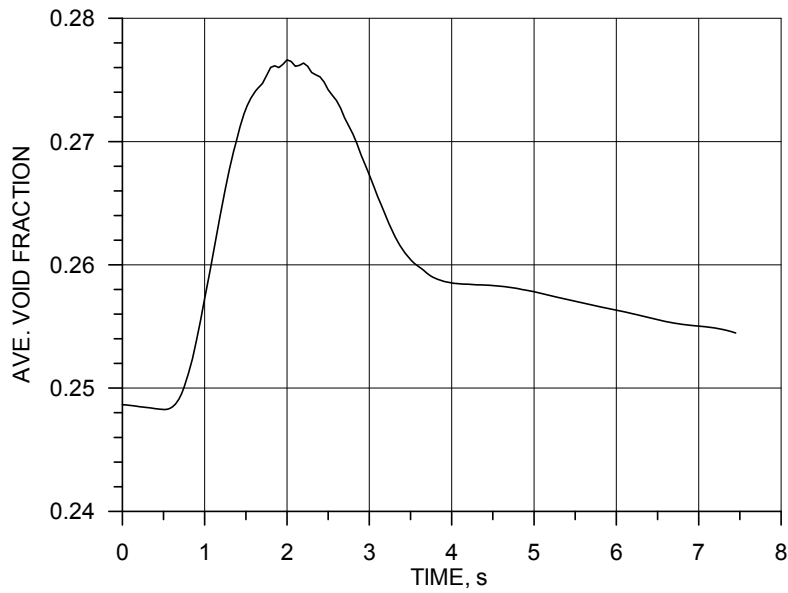


Abb. 2.11 Mittlerer Volumendampfgehalt im Kern während des Experiments

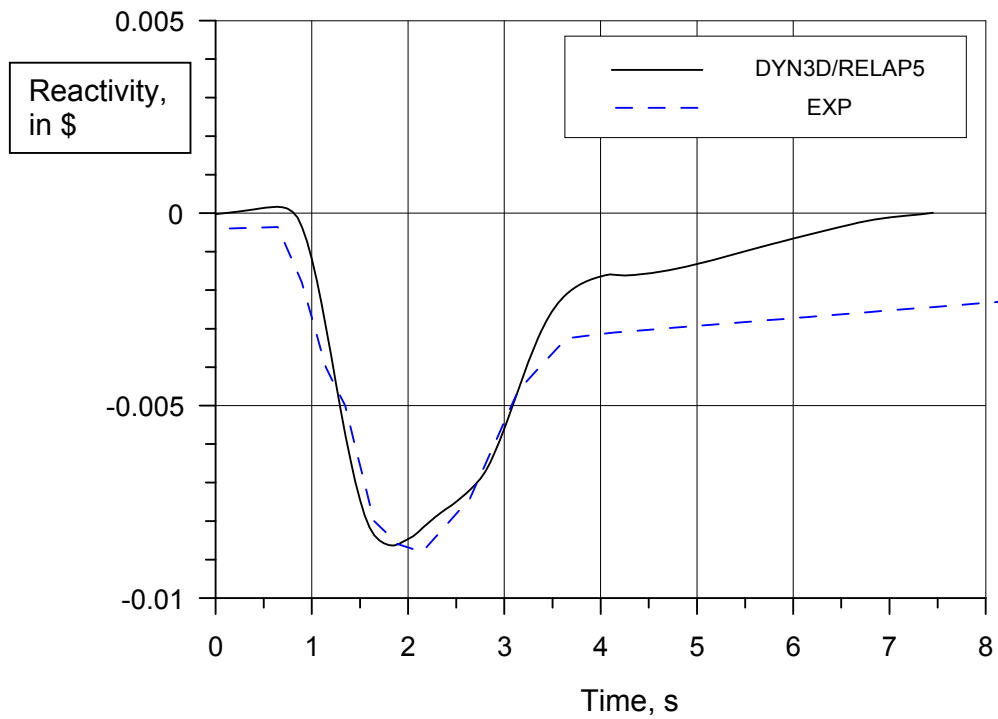


Abb. 2.12 Vergleich gemessener und berechneter Reaktivität während eines Experiments mit Öffnung eines Sicherheitsventils

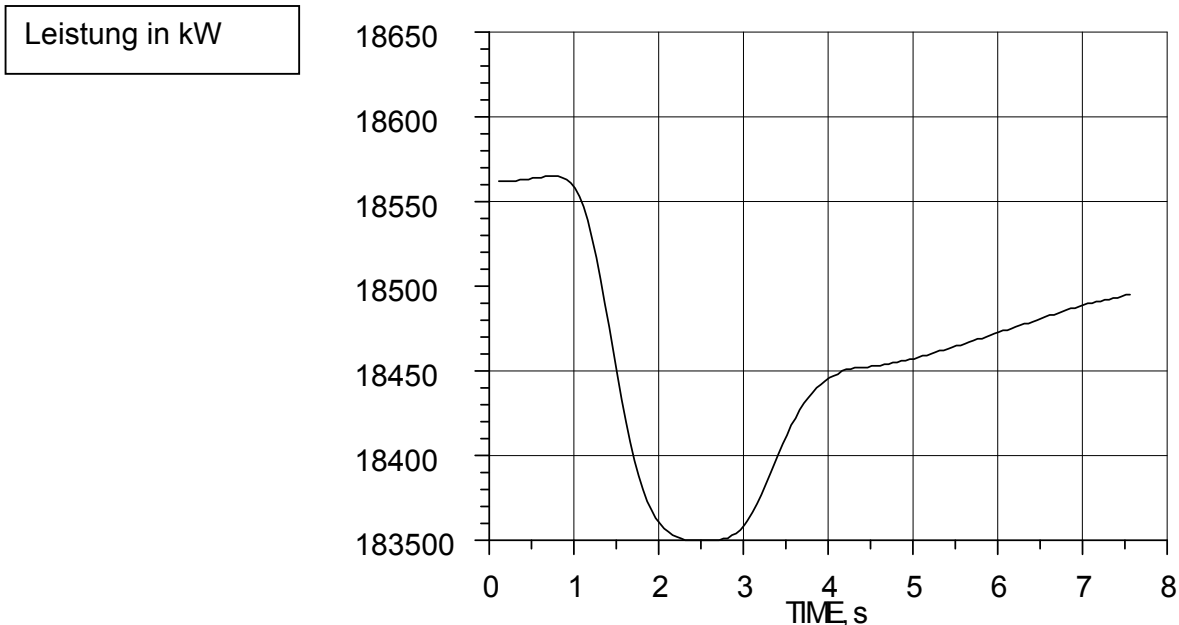


Abb. 2.13 Berechnete Reaktorleistung während des Experiments mit Öffnung eines Sicherheitsventils

2.6 Durchführung von Transientenanalysen zu ausgewählten Szenarien und Bewertung der Ergebnisse

Die Auswahl der Transienten für die Analysen für die neuen Reaktorkonzepte erfolgte nach dem Gesichtspunkt, dass sie möglichst abdeckend sind. Deshalb wurden Auslegungsstörfälle und auch auslegungsüberschreitende Störfälle betrachtet, bei denen es nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung kommt (Relevanz der Neutronenkinetik).

2.6.1 Transientenanalysen für den Druckröhrenreaktor EGP-6

Für den Druckröhrenreaktor EGP-6 wurden zwei Transienten, eine prompte negative Reaktivitätszufuhr und ein unkontrolliertes Ausfahren des effektivsten Regelelements am Beginn (BOC) und am Ende (EOC) eines Brennstoffzyklus mit DYN3D bzw. dem gekoppelten Programmkomplex DYN3D-RELAP5 gerechnet. Diese Rechnungen haben den Charakter von Demonstrationsrechnungen und stellen keine Analysen real zu unterstellender Störfallszenarien dar.

In Abb. 2.14 sind exemplarisch der Reaktivitätsverlauf und die Leistungskurve für einen negativen Reaktivitätssprung von $0.46 \beta_{\text{eff}}$ am Zyklusende dargestellt. Nach einer Prozesszeit von 120 s ist die Tendenz zu einer Stabilisierung der Reaktorleistung auf einem bedeutend niedrigerem Niveau als im Anfangszustand zu erkennen.

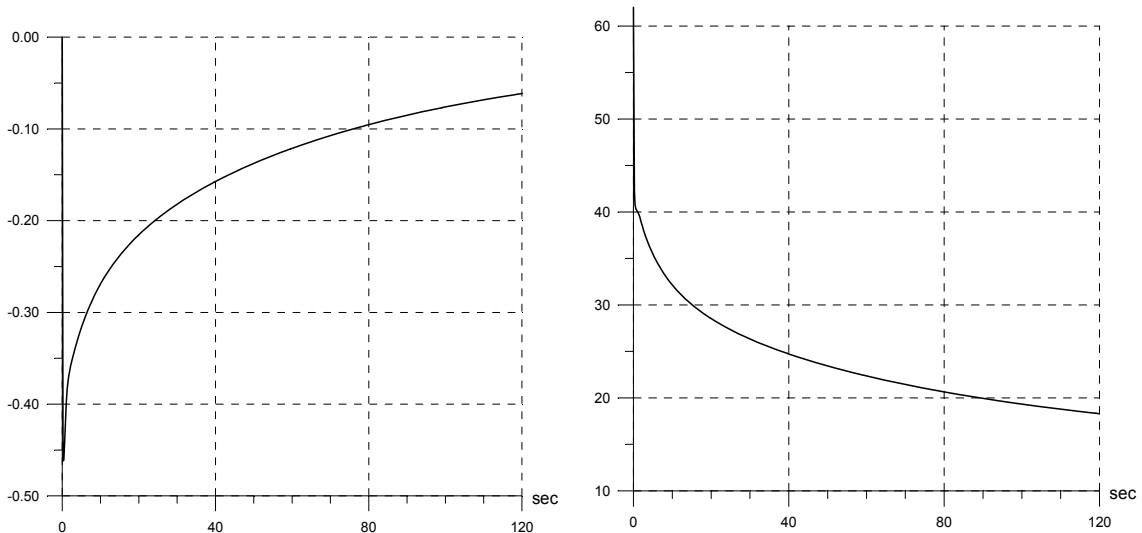


Abb. 2.14 Reaktivität in β_{eff} (links) und Reaktorleistung in MW (rechts) bei einer prompten negativen Reaktivitätszufuhr

Reaktivitäts- und Leistungsverlauf beim unkontrollierten Ausfahren eines Regelelements mit einer Geschwindigkeit von 4 cm/s am Beginn eines Zyklus zeigt Abb. 2.15. Ähnliche Kurven erhält man auch für ein Regelstabausfahren am Ende eines Zyklus, doch ist die zugeführte Reaktivität dann höher. Die Wirksamkeit des Regelelements ist größer, weil sich insgesamt weniger Absorber im Reaktorkern befindet. Die maximale Reaktivität erreicht ca. $0.16 \beta_{\text{eff}}$, die Leistung mehr als 250 MW.

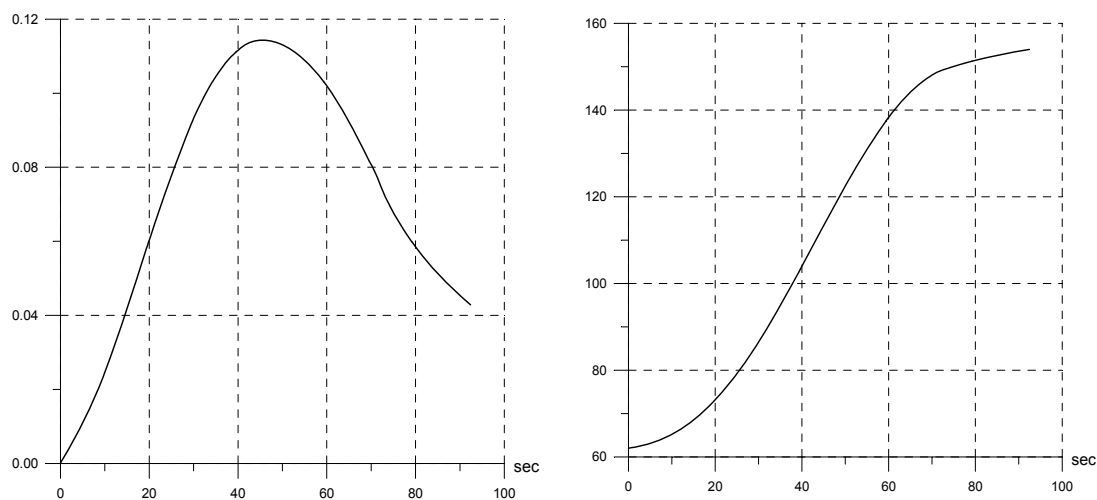


Abb. 2.15 Reaktivität in β_{eff} (links) und Reaktorleistung in MW (rechts) beim unkontrollierten Ausfahren eines Regelelements bei BOC

In weiteren transienten Rechnungen zu dynamischen Experimenten im KKW Bilibino wurden die Ergebnisse der Experimente bezüglich der Sicherheitsparameter dieses Reaktors (negativer Leistungskoeffizient der Reaktivität, negativer Void-Koeffizient auch am Ende eines Zyklus) in den Rechnungen bestätigt (siehe Abschnitt 2.5.3).

2.6.2 Transientenanalysen für den RUTA-Reaktor

Für die Transientenmodellierung für das Reaktorkonzept RUTA-70 wurden zunächst Anlagenmodelle bzw. Eingabedatensätze für die beiden thermohydraulischen Systemcodes ATHLET und RELAP5mod3 erstellt. Diese Anlagenmodelle sollten möglichst identisch sein, um die Ergebnisse von ATHLET- und RELAP-Rechnungen vergleichen zu können.

Das Modell der Anlage RUTA-70 umfasst je zwei separate Kühlschleifen des ersten und zweiten Kreislaufs (Zwischenkreislauf) mit Wärmeübertragern und Kühlmittelpumpen. Der dritte Kreislauf wird nur durch die Sekundärseite des Wärmeübertragers im Zwischenkreislauf mit vorgegebenen Ein- und Austrittstemperaturen des Wärmeträgers modelliert. Der Kern wird durch 16 parallele Kühlkanäle abgebildet. Abb. 2.16 zeigt das Nodalisierungsschema des RUTA-70 für den ATHLET-Code. Es ist nur eine der beiden symmetrischen Kühlschleifen dargestellt.

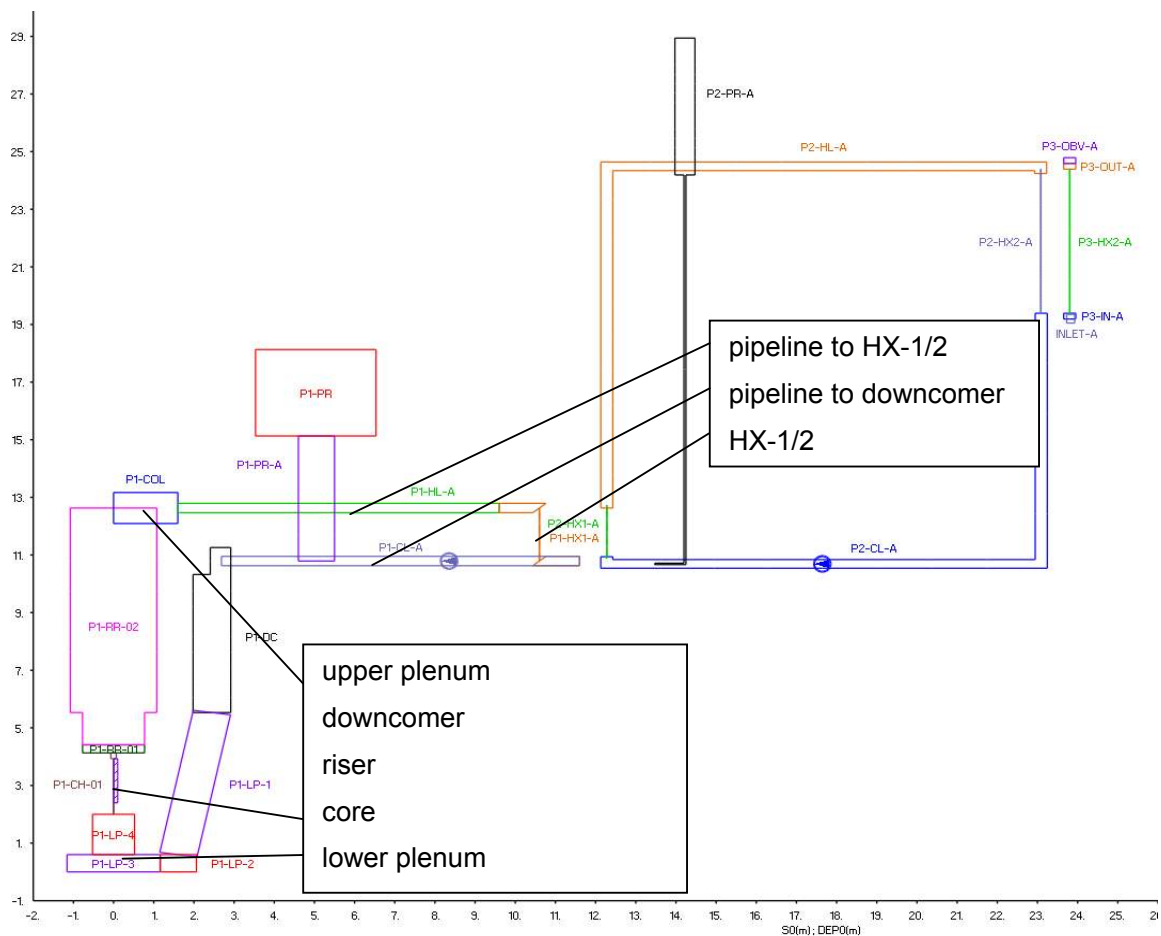


Abb. 2.16 Nodalisierungsschema des RUTA-70-Reaktors

Ein Unterschied zwischen dem RELAP- und dem ATHLET-Modell ergibt sich daraus, das in RELAP5 zwar ein Modell für den speziellen Plattenwärmeübertrager mit strukturierten Wärmeaustauschflächen verfügbar ist (Option 102 für die Heat Structure Boundary Conditions), in ATHLET jedoch nur ein Modell für einen Standard-Plattenwärmeübertrager. Im speziellen WÜT-Design ist der Wärmeübertragungskoeffizient jedoch um Faktoren höher. Deshalb werden im ATHLET-Modell an dieser Stelle die mit RELAP berechneten Wärmeübertragungskoeffizienten eingesetzt.

Für das RUTA-Konzept wurde als Testbeispiel zunächst das unkontrollierte Ausfahren eines Regelstabes mit dem Punktmodell der Neutronenkinetik simuliert. Es wurde eine prompte Reaktivitätszufuhr von 0.815β innerhalb von 11.6 s angenommen. Bei einer Reaktorleistung von 84 MW (entspricht 120 % der Nominalleistung) wird mit einer Zeitverzögerung von 0.4 s die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst, bei der innerhalb von 2s eine negative Reaktivitätszufuhr von 10.8β erfolgt. Die Reaktorkühlmittelpumpen bleiben in Betrieb. Der Testfall diente vor allem dem Vergleich der Thermohydraulikmodelle. Deshalb wurde in der ATHLET-Rechnung die mit RELAP5 berechnete Leistungskurve zugrunde gelegt (siehe Abb. 2.17).

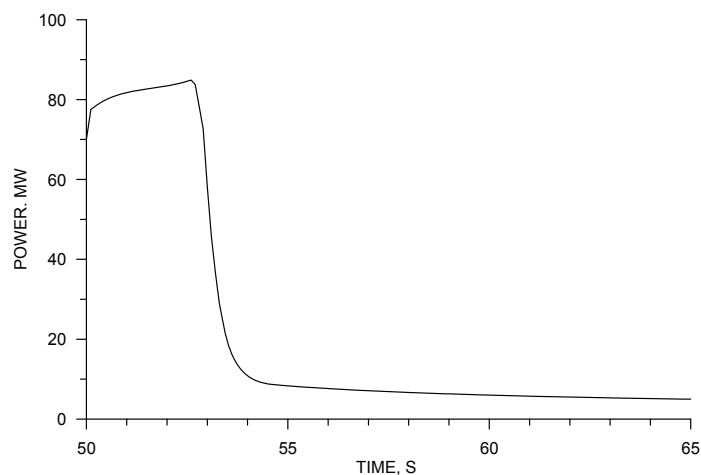


Abb. 2.17 Zeitverlauf der Reaktorleistung in der Reaktivitätstransiente für den RUTA-70

Zunächst wurden die mit ATHLET und RELAP5 berechneten stationären Ausgangszustände vor Beginn der Transiente verglichen. Es ergab sich eine praktisch identische Übereinstimmung. Die Kernaustrittstemperatur und die Temperatur im Zwischenkreislauf unterschieden sich jeweils nur um $0.1 \text{ } ^\circ\text{C}$.

Abb. 2.18 zeigt die Zeitverläufe der Kernaustrittstemperatur und der Temperatur am Austritt des Zwischenwärmeübertragers. Die geringen Differenzen sind darauf zurückzuführen, dass in ATHLET mit konstanten Wärmeübergangskoeffizienten in den Wärmeübertragern gerechnet werden musste, da für den speziellen Typ von WÜT kein Modell zur Verfügung steht.

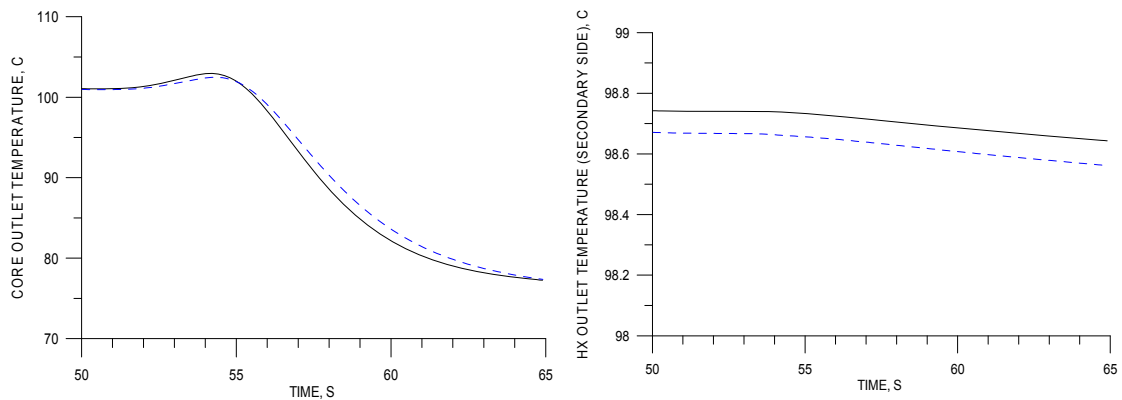


Abb. 2.18 Zeitverlauf der Kernaustrittstemperatur (links) und der Temperatur am Austritt des Zwischen-WÜT (rechts) bei der Reaktivitätstransiente im RUTA-70

Schwarz . RELAP5, blau gestrichelt – ATHLET

Weiterhin wurden Analysen für den ausgewählten hypothetischen ATWS-Störfall "Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen bei Volllast" mit den gekoppelten Programmkomplexen DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 durchgeführt.

Es wurden Eingabedatensätze für diesen Reaktor für die gekoppelten Programmkomplexe DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 erstellt. Nodalisierung, Daten für die neutronenkinetischen Wirkungsquerschnitte und die Materialeigenschaften sind dabei für die Rechnungen mit beiden Programmkomplexen vollständig identisch.

Es wurde gezeigt, dass der Reaktor bei Abschaltung oder Ausfall der Pumpen ohne Schnellabschaltung in einen sicheren Zustand mit Naturumlauf des Kühlmittels auf einem niedrigen Leistungsniveau übergeht. Infolge der negativen Temperatur- und Dichterückkopplung stellt sich eine Leistung von rd. 20 % des Nominalwertes ein (Abb. 2.19). In der DYN3D/RELAP5-Rechnung treten kurz nach Beginn der Transiente Oszillationen der Core-Parameter (Leistung, Massenstrom, Dampfgehalt, Temperatur) auf. Mit Verringerung des Kernmassenstroms klingen diese Oszillationen ab, rd. 120 s nach Störfallbeginn stabilisieren sich alle Parameter auf einem neuen quasistationären Niveau.

Der Anfangs- und Endzustand in der Rechnung mit DYN3D/ATHLET weist eine sehr gute Übereinstimmung mit den entsprechenden Ergebnissen der DYN3D/RELAP5-Analyse auf. Allerdings fehlen die Oszillationen beim Auslaufen der Pumpen in der DYN3D/ATHLET-Rechnung völlig. Exemplarisch sind in Abb.2.19 die Vergleiche für Kernleistung und Kernmassenstrom dargestellt.

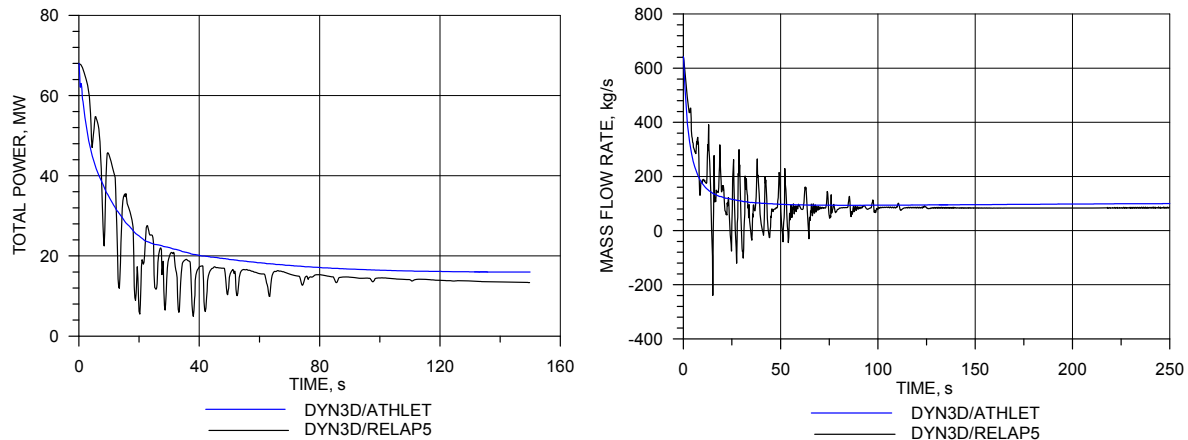


Abb. 2.19 Zeitverlauf der Reaktorleistung und des Massenstromes in der Transiente mit Abschaltung der Kühlmittelpumpen

Die Analyse der Ergebnisse zeigt, dass wahrscheinlich die unterschiedlichen Modelle für die Beschreibung des unterkühlten Siedens für das unterschiedliche Verhalten der Rechnungen beim Übergang zum zweiphasigen Naturumlauf verantwortlich sind. In der DYN3D/ATHLET-Rechnung entsteht mit Beginn des Auslaufens der Pumpen durch unterkühltes Sieden sofort eine geringe Menge Dampf (ca. 0.2 % Volumenanteil in einigen Nodes). In der DYN3D/RELAP5-Rechnung verzögert sich diese Dampfentstehung. Danach erfolgt ein schneller Übergang zum Volumensieden mit starkem Anstieg des Dampfgehalts in den Kanälen mit der größten Leistung. Dieses Verhalten ist in Abb. 2.20 dargestellt.

Die unterschiedliche Modellierung des einsetzenden unterkühlten Siedens spiegelt sich auch in kleinen Unterschieden im Verlauf der mittleren Moderatorordichte und, infolge der Moderatorordichte-Rückkopplung, auch im Leistungsverlauf wider. Letztendlich führen diese Unterschiede dazu, dass in der RELAP5-Rechnung Instabilitäten des Naturumlaufs auftreten, die mit ATHLET nicht berechnet werden. Das System befindet sich offenbar unmittelbar in der Nähe der Stabilitätsgrenze und reagiert somit sehr empfindlich auf kleine Störungen. Außerdem bedingen bei dem niedrigen Systemdruck kleine Massendampfgehalte einen größeren Volumendampfgehalt.

In Variationsrechnungen mit DYN3D/RELAP5 wurde festgestellt, dass das Auslaufverhalten der Pumpen den Zeitpunkt des Beginns und die Höhe der Oszillationen bestimmt. In keiner der Variationsrechnungen wurde das Auftreten der Oszillationen vermieden. Umgekehrt wurde in keiner Variationsrechnung mit DYN3D/ATHLET ein Auftreten der Oszillationen beobachtet. In beiden Fällen befindet sich der Reaktor am Ende der Rechnung auf einem neuen quasistationären Niveau im einphasigen Naturumlauf. Grenzwerte von sicherheitsrelevanten Parametern werden nicht erreicht. Dies trifft auch auf den instabilen Bereich in der DYN3D/RELAP5-Rechnung zu.

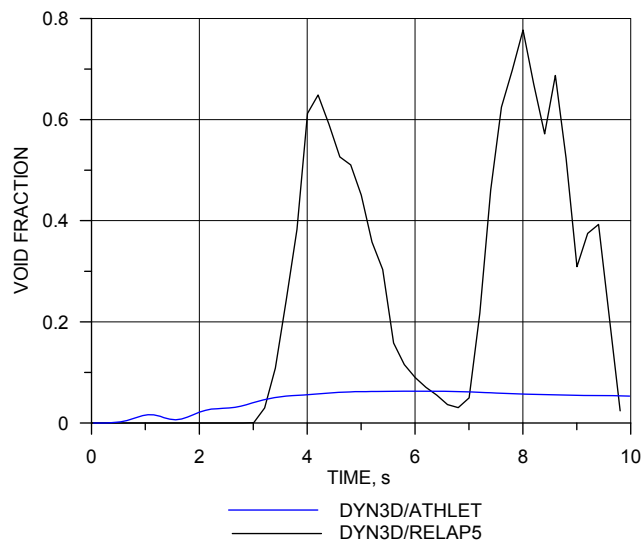


Abb. 2.20 Volumendampfgehalt am Austritt des heißesten Kühlkanals bei Einsetzen der Instabilitäten

Der Übergang zum Naturumlauf in der RUTA-70-Anlage stellt eine Herausforderung an die Modellierung der Thermohydraulik dar. Deshalb wurden die Codes ATHLET und RELAP5 für Naturumlauf-instabilitäten bei niedrigen Drücken einer speziellen Validierung unterzogen (siehe auch Abschn. 2.3).

2.6.3 Transientenanalysen für den RMWR

Für den russischen RMWR wurden erste Transientenanalysen mit der Mehr-Gruppen-Version von DYN3D durchgeführt. Das Beladeschema des Kerns ist in Abb. 2.21 dargestellt. Es wurden folgende Transienten gerechnet:

- der Auswurf des effektivsten Regelstabes bei Volllast (BE #32)
- das unkontrollierte Ausfahren der effektivsten Regelgruppe (BE #32; #132) am Beginn (BOC) und am Ende (EOC) eines Brennstoffzyklus.

Die Nominalleistung vor Beginn der Transiente beträgt 3600 MW. Beim Stabauswurf kommt es aufgrund der relativ geringen zugeführten Reaktivität und der effektiven Kompensation durch die negative Rückkopplung nur zu einem transienten Leistungsanstieg auf 3760 MW, verbunden mit einem Anstieg der maximalen Brennstofftemperatur um etwa 50 K. Das minimale DNB-Verhältnis sinkt von 1.16 auf 1.08.

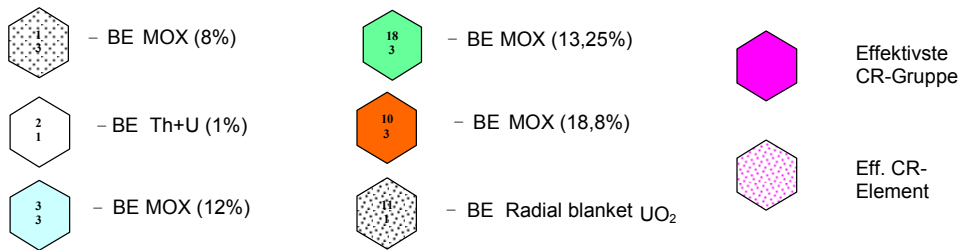
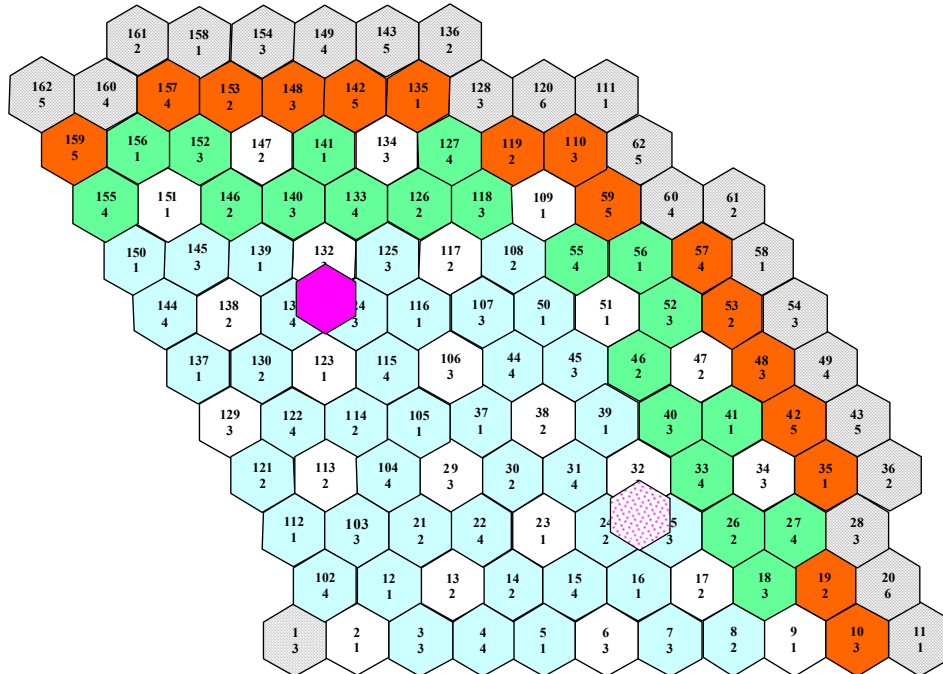


Abb. 2.21 Beladeschema eines RMWR (60°-Sektor)

Der Reaktivitätswert der ausgefahrenen Gruppe ist $\rho = 0.42 \beta_{\text{eff}}$. Aufgrund der relativ langsamen Reaktivitätszufuhr (Fahrgeschwindigkeit der Gruppe 2 cm/s) wird diese Reaktivität zu jedem Zeitpunkt des Transientenverlaufs nahezu vollständig kompensiert. Die maximale wirksame Überschussreaktivität beträgt nur ca. $0.04 \beta_{\text{eff}}$. Abb. 2.22 zeigt den Verlauf der Reaktivität und der Reaktorleistung. Die maximale Brennstofftemperatur steigt bis auf ca. 1900 °C. Das minimale DNBR sinkt von 1.16 auf 1.03, wenn für die Berechnung der kritischen Wärmestromdichte die neu implementierte Korrelation von Pernica benutzt wird, die auch für enge Brennstabgitter gilt. Benutzt man aber die Korrelation IAE-4, welche speziell für WWER-Geometrie entwickelt wurde, so erhält man für das DNBR Werte < 1 und die Siedekrise tritt ein. Das führt zu einem dauerhaften Anstieg der Hüllrohrtemperatur bis auf 800 °C.

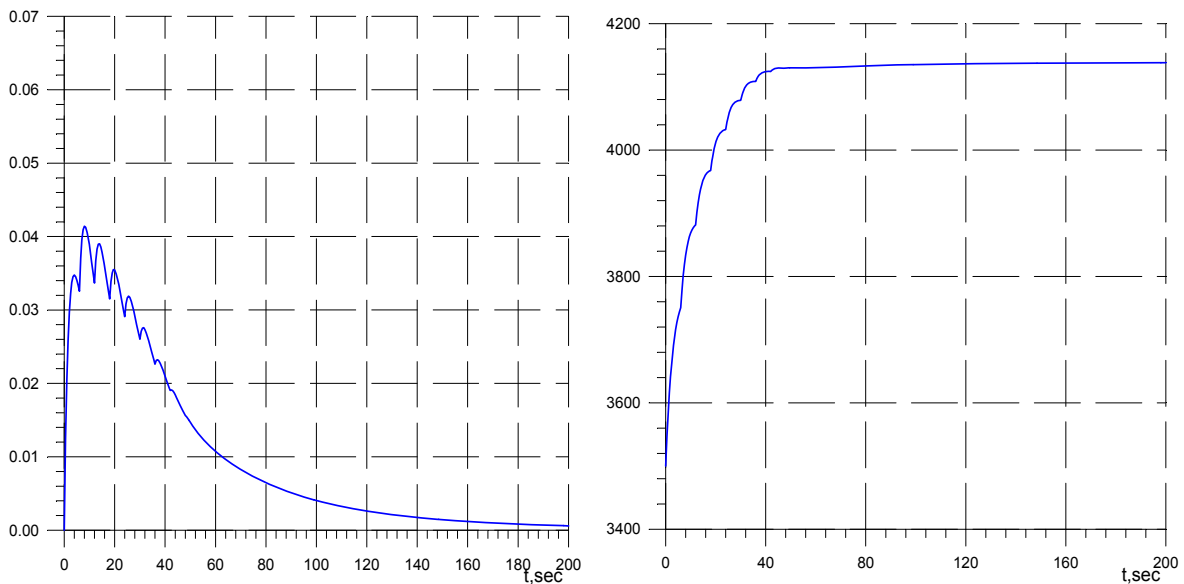


Abb. 2.22 Reaktivität (links) und Reaktorleistung (rechts) beim Ausfahren einer Regelgruppe im Reaktor RMWR

2.6.4 Bewertung der Ergebnisse der Transientenanalysen

Der Code DYN3D wurde auf der Basis einer Erweiterung einzelner Teilmodelle (siehe Abschnitt 2.2) und einer entsprechenden Validierung (Abschnitte 2.3 und 2.5) auf Transientenanalysen für alternative wassergekühlte Reaktoren angewandt. Eine Übersicht über die durchgeführten Transientenrechnungen ist in Tabelle 2.1 gegeben.

Für den EGP-6 wurden Rechnungen mit einer prompten negativen Reaktivitätszufuhr und dem Ausfahren einer Regelgruppe durchgeführt. Sie zeigen ein plausibles Reaktorverhalten bei Reaktivitätstransienten und demonstrieren die inhärenten Rückkopplungsmechanismen. Die inhärenten Sicherheitseigenschaften des Druckröhrenreaktors EGP-6 (negativer Reaktivitätskoeffizient der Reaktorleistung, negative Reaktivitätsrückkopplung über den Dampfgehalt) wurden experimentell nachgewiesen. Die Ergebnisse der Experimente konnten in den Rechnungen mit dem Codesystem DYN3D-RELAP5 nachvollzogen werden. Der Code kann somit für Transientenanalysen zum EGP-6 eingesetzt werden. Konkrete zu analysierende Störfallszenarien sind noch zu untersuchen.

Für das Reaktordesign RUTA-70 wurde das Ausfahren einer Regelgruppe mit Ansprechen der Reaktorschnellabschaltung (RESA) gerechnet. Dabei wurde die Neutronenkinetik mit dem Punktmodell modelliert. Diese Demonstrationsrechnung diente vor allem dem Vergleich der RELAP- und ATHLET-Anlagenmodelle.

Reaktortyp	Beschreibung der Transiente	Code(s)	Ergebnisse
EGP-6	Negativer Reaktivitätssprung	DYN3D	Stabilisierung bei niedrigerer Leistung; negative Reaktivitätsrückkopplung
EGP-6	Ausfahren einer Regelgruppe (ohne RESA)	DYN3D-RELAP	Stabilisierung auf höherem Leistungsniveau; negative Reaktivitätsrückkopplung
EGP-6	Trapezförmiges Verfahren einer Regelgruppe (Experiment)	DYN3D	Negativer Reaktivitätskoeffizient der Reaktorleistung; exp. Ergebnis bestätigt
EGP-6	Kurzzeitiges Öffnen eines Druckentlastungsventils (Exp.)	DYN3D-RELAP	Negative Reaktivitätsrückkopplung des Dampfgehalts; exp. Ergebnis bestätigt
RUTA-70	Unkontrolliertes Ausfahren eines Regelorgans mit Ansprechen der RESA	RELAP, ATHLET	Beherrschung des BDBA; deutliche Reduzierung der Leistung infolge negativer Reaktivitätsrückkopplung
RUTA-70	Ausfall der Kühlmittelpumpen im Primärkreislauf (ohne RESA)	DYN3D-RELAP, DYN3D-ATHLET	Beherrschbarkeit des BDBA demonstriert; sichere Wärmeabfuhr über Naturumlauf bei reduzierter Leistung; zeitweilige Instabilitäten während der transienten Phase
RMWR	Auswurf eines Regelstabes	DYN3D	Sichere Beherrschung
RMWR	Unkontrolliertes Ausfahren einer Regelgruppe	DYN3D	Sichere Beherrschung konnte nicht nachgewiesen werden; DNB mit Hüllrohrüberhitzung bis 800 °C nicht auszuschließen

Tab. 2.1 Übersicht über durchgeführte Transientenrechnungen für alternative wassergekühlte Reaktoren

Die Beherrschbarkeit des auslegungsüberschreitenden Störfallszenariums "Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen bei Volleistung mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung" für den RUTA-Reaktor wurde nachgewiesen. Der Reaktor geht in einen neuen stabilen Zustand mit deutlich reduzierter Leistung und Wärmeabfuhr im Naturumlaufregime über. Im Verlauf der Transienten können Oszillationen der Reaktorparameter auftreten. Solche Oszillationen wurden mit DYN3D-RELAP berechnet, mit DYN3D-ATHLET jedoch nicht. Dafür sind Unterschiede in den Modellen für das unterkühlte Sieden in beiden Codes verantwortlich. Auch während der Phase des instabilen Verhaltens werden jedoch keine sicherheitsrelevanten Grenzwerte überschritten.

Die Ergebnisse zur Analyse eines Reaktivitätsstörfalls mit unkontrolliertem Ausfahren einer Regelgruppe bei Vollast für den RMWR lassen dagegen eine belastbare Schlussfolgerung bezüglich der Beherrschbarkeit dieses Störfalls nicht zu. Beim Ausfahren der Regelgruppe stellt sich eine asymptotische Reaktorleistung von ca. 4100

MW ein. Bei Benutzung verschiedener Korrelationen für die kritische Wärmestromdichte wird teilweise das Eintreten der Siedekrise berechnet, teilweise liegen die DNB-Werte nur sehr knapp über 1,0. Angesichts der Unsicherheiten in den CHF-Korrelationen kann das Eintreten der Siedekrise demzufolge nicht ausgeschlossen werden. Von einem sicheren Nachweis der Integrität der Brennstäbe kann somit nicht ausgegangen werden.

2.7 Bewertung der Modellerweiterungen für DYN3D bezüglich ihrer Nutzbarkeit für fortgeschrittene Reaktorkonzepte der Generation IV

Weltweit werden im Rahmen der GenerationIV-Initiative derzeit folgende fortgeschrittene Reaktorkonzepte betrachtet:

- Gasgekühlte Schnelle Reaktoren (GFR)
- Bleigekühlte Schnelle Reaktoren (LFR)
- Salzschnmelzenreaktoren (MSR)
- Natriumgekühlte Schnelle Reaktoren (SFR)
- Superkritische Wassergekühlte Reaktoren (SCWR)
- (Super-)Hochtemperaturreaktoren (V/HTR)

Die meisten dieser Reaktoren verfügen über einige gemeinsame Eigenschaften wie:

- ein schnelles oder zumindest ein intermediäres Neutronenspektrum, welches eine Beschreibung der Energieabhängigkeit des Neutronenflusses in der Viel-Gruppen-Approximation erforderlich macht. Selbst im graphitmoderierten Hochtemperaturreaktor ist eine Mehrgruppen-Näherung für eine ausreichend genaue Berechnung des Spektrums erforderlich.
- Heterogene Kernbeladungen mit z.T. hoch angereichertem Brennstoff
- Eine hexagonale Struktur der Brennelemente, die im Vergleich zur quadratischen BE-Geometrie kompaktere Kerne ermöglicht.

Diese Eigenschaften sind auch Leichtwasserreaktoren mit hohem Konversionsfaktor, die als fortgeschrittene GenIII-Reaktoren einzustufen sind, zuzuordnen. Ein solches Konzept, der Reduced Moderation Water Reactor (RMWR) wurde im Rahmen dieses Vorhabens untersucht. Der graphitmoderierte Druckröhrenreaktor EGP-6 im KKW Bilibino, für den ebenfalls Modelle entwickelt und Berechnungen durchgeführt wurden, besitzt bezüglich der Anforderungen an die Berechnungsmethoden gewisse Gemeinsamkeiten mit dem V/HTR. Obwohl der Druckröhrenreaktor wassergekühlt ist, spielt das Wasser doch eine relativ geringe Rolle als Moderator. Die Neutronenmoderation vollzieht sich hauptsächlich im Graphit. Zudem besitzt der EGP-6 eine ähnliche Kernstruktur wie der V/HTR vom Blocktyp, und zwar in eine Graphitmatrix eingebettete Brennelemente.

Es ist daher zu erwarten, dass die Arbeiten zur Erweiterung und Verifikation von DYN3D, die im abgeschlossenen Vorhaben durchgeführt worden sind, auch für Berechnungen zu bestimmten GenIV-Konzepten und Hochkonversionsauslegungen von Nutzen sind (V/HTR, Reaktoren mit schnellem Spektrum). Strategische Zielstellung ist, DYN3D so weiterzuentwickeln, dass es auch für Simulationen zu verschiedenen GenIV-Konzepten eingesetzt werden kann. Eine Version für Salzschnmelzenreaktoren (DYN3D-MSR [Kre07, Kre08]) wurde bereits entwickelt und im EU-Projekt MOST eingesetzt. Eine Version DYN3D-HTR [Roh10] für den heliumgekühlten, graphitmoderierten HTR vom Blocktyp entsteht im Rahmen des BMWi-Vorhabens „Entwicklung einer Version des Reaktordynamikprogramms DYN3D für Hochtemperaturreaktoren“ (FKZ 150 1358).

Generell wurden weitere Erfahrungen mit der Anwendung von DYN3D für Mehrgruppen-Rechnungen gesammelt, die für alle Simulationen von Schnellen Reaktoren von Interesse sind. Die Mehrgruppen-Version von DYN3D wurde für stationäre und transiente Rechnungen zum fortgeschrittenen RMWR mit schnellem Spektrum benutzt. Es wurde mit 5 Energiegruppen gearbeitet. Das Konvergenzverhalten des Lösungsalgorithmus wurde für heterogene Kerne getestet und verbessert. Unter anderem wurde das Konvergenzverhalten des Algorithmus durch Einführung eines zusätzlichen Relaxationsparameters in die Kopplung der austretenden und eintretenden Neutronenströme für jeden Node verbessert.

Die gesammelten Erfahrungen bei Rechnungen zum RMWR haben gezeigt, dass die mit nodalen Methoden erzielbare Genauigkeit der Flussberechnung in stark heterogenen Systemen geringer als in konventionellen LWR. Die Benutzung von Heterogenitätskorrekturen wie Assembly Discontinuity Factors (ADF) ist deshalb von noch größerer Bedeutung, obwohl sie heute auch für konventionelle LWR bereits zum Standard gehört. Darüber hinaus müssen neue Methoden für die Berücksichtigung von sog. Umgebungseffekten bei der nodeweisen Homogenisierung entwickelt werden, da der Einfluss der Neutronenspektren in den Nachbarnodes auf die homogenisierten Parameter im betrachteten Node bedeutender ist.

Weiterhin wurde das Konvergenzverhalten des Lösungsalgorithmus für die Neutronendifusionsgleichung in graphitmoderierten Systemen untersucht. Es wurde festgestellt, dass das Verfahren stabil konvergiert, aber um 1-2 Größenordnungen kleinere Abbruchkriterien für die Iteration gewählt werden müssen, um eine ausreichend auskonvergierte Lösung zu erhalten. Dieser Sachverhalt ist wahrscheinlich mit der höheren Migrationslänge der Neutronen im Graphit zu erklären, wodurch auch weiter voneinander entfernte Regionen des Reaktorkerns stärker miteinander gekoppelt werden.

Darüber hinaus betreffen die Modifikationen und Ergänzungen von DYN3D, die im Hinblick auf GenIV-Konzepte oder für High Conversion LWR von Nutzen sein könnten:

- Die Erweiterung des Interface für den Anschluss von Wirkungsquerschnittsbibliotheken für die Berücksichtigung weiterer Rückkopplungsparameter als für LWR benötigt werden. Am flexibelsten ist die Darstellung der Bibliotheken als mehrdimensionale Tabellen, aus denen die Wirkungsquerschnitte entsprechend den aktuellen Parametern im Node interpoliert werden.
- die Modellierung der Wärmeleitung für Brennelemente, die in Graphitstrukturen eingebettet sind,
- Implementierung von Korrelationen für Wärmeübergang, Druckverlust und speziell die kritische Wärmestromdichte in engen Brennstabgittern.

2.8 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Mit DYN3D-MG wurde ein Simulationstool für wassergekühlte Reaktoren alternativ zu industriellen DWR und SWR geschaffen. Es wurde die Anwendbarkeit für den graphitmoderierten Druckröhrenreaktor EGP-6 (KKW Bilibino) und eine Konzeptstudie eines fortgeschrittenen Siedewasserreaktors mit schnellem Neutronenspektrum (A-RMWR) nachgewiesen. Dabei stehen reaktorphysikalische Aspekte wie das schnelle Spektrum oder Graphit als Neutronenmoderator (EGP-6) und die damit verbundene große Migrationlänge der Neutronen ebenso im Vordergrund wie thermohydraulische Aspekte, insbesondere die Kühlbarkeit enger Brennstabgitter im A-RMWR. Eine weitere Anwendung war das Reaktorkonzept RUTA-70 zur Wärmeversorgung in entlegenen Regionen Russlands. Beim RUTA-Reaktor ging es vor allem um die Modellierung des Naturumlaufs des Kühlmittels bei niedrigen Systemdrücken, die eine Herausforderung für die thermohydraulischen Systemcodes darstellt. In Vergleichsrechnungen mit den gekoppelten neutronenkinetisch-thermohydraulischen Codekomplexen DYN3D-ATHLET und DYN3D-RELAP5 wurde nachgewiesen, dass beide Systemcodes in der Lage sind, den Übergang vom Zwangs- zum Naturumlauf in der RUTA-Anlage zu modellieren.

Für die Anwendung von DYN3D auf die alternativen Reaktorkonzepte wurden in DYN3D Modellerweiterungen und Anpassungen vorgenommen. Es handelt sich dabei um Modifikationen in den Wärmeleitungs- und Wärmeübergangsmodellen z.B. die Implementierung von Korrelationen für die Temperaturabhängigkeit der Wärmeleitfähigkeit von CERMET-Brennstoff und die kritische Wärmestromdichte in engen Brennstabbündeln. Im Neutronenteil wurde der Algorithmus für die iterative Berechnung des Neutronenflussdichte verbessert, indem Relaxationsfaktoren für die alten und neuen Neutronenströme über die Nodegrenzen in einem Iterationsschritt eingeführt wurden. Einige dieser im Rahmen des Vorhabens implementierten Modellerweiterungen sind auch für bestimmte GenIV-Konzepte (V/HTR, Schnelle Reaktoren) und fortgeschrittenen LWR mit hohem Konversionsfaktor von Nutzen.

Vergleichsrechnungen mit dem stationären russischen Feingitter-Diffusionscode ACADEM ergänzen die Validierungsbasis von DYN3D. In den Code-zu-Code-Vergleichen wurde eine gute Übereinstimmung zwischen ACADEM und DYN3D erzielt. Die Vergleichsrechnungen zeigten die hohe Präzision der nodalen Methode (DYN3D) im Vergleich zum Finiten-Differenzen-Verfahren (ACADEM). Um die gleiche Genauigkeit der Flussberechnung zu erreichen, muss in ACADEM eine wesentlich feinere Unterteilung des Rechengitters erfolgen.

Zur Validierung der erweiterten DYN3D-Version wurden zwei reaktordynamische Experimente am Reaktor EGP-6 nachgerechnet, und zwar das Verfahren einer Regelgruppe und das kurzzeitige Öffnen eines Druckentlastungsventils. Die Experimente dienen dem Nachweis einer negativen Rückkopplung über die Reaktorleistung bzw. den Dampfanteil im Kern. Die Ergebnisse der transienten Experimente am EGP-6 konnten mit DYN3D in befriedigender Übereinstimmung reproduziert werden, wenn man die Unsicherheiten in den Messdaten und Randbedingungen der Experimente berücksichtigt.

Zur Validierung der Thermohydraulik für die Modellierung des Naturumlaufverhaltens der RUTA-Anlage wurden Experimente zu flashing-induzierten Naturumlaufinstabilitäten an der Versuchsanlage CIRCUS der TU Delft mit RELAP5 nachgerechnet. In früheren Arbeiten wurde bereits ATHLET anhand dieser Experimente validiert. Die RELAP-Rechnungen zu den CIRCUS-Experimenten reproduzieren die beobachteten Naturumlaufinstabilitäten in allen Details mit großer Präzision. Beide Codes, ATHLET und RELAP5, sind für die Modellierung solcher Instabilitäten, die in Reaktoren kleiner Leistung mit Wärmeabfuhr durch Naturzirkulation bei niedrigem Druck auftreten können, geeignet. Um eine gute Übereinstimmung zu erzielen, ist eine adäquate Nodalisierung zu wählen.

Die im Vorhaben generierten WQS-Bibliotheken bildeten die neutronenphysikalische Datenbasis für stationäre und transiente Rechnungen mit DYN3D für die verschiedenen Reaktoren. Die Verwendung einer gleichen Datenbasis in den Rechnungen mit ACADEM und DYN3D ermöglichte exakte Programmvergleiche frei von Dateneinflüssen. Der Anschluss verschiedener Bibliotheken an DYN3D demonstrierte die Handhabbarkeit der Dateninterfaces in DYN3D durch externe Nutzer.

Für den Reaktor EGP-6 und die Designkonzepte A-RMWR und RUTA-70 wurden verschiedene Transienten mit Ausfahren von Regelstäben mit und ohne Reaktorschnellabschaltung gerechnet. Diese Rechnungen dienen der Demonstration der Anwendbarkeit von DYN3D für RIA-Analysen zu diesen Reaktoren. Weiterhin wurden Analysen für den ausgewählten hypothetischen ATWS-Störfall "Abschalten aller Hauptkühlmittelpumpen bei Volleistung" für den RUTA-Reaktor mit den gekoppelten Programmkomplexen DYN3D/ATHLET und DYN3D/RELAP5 durchgeführt.

Es wurde gezeigt, dass der Reaktor bei Abschaltung oder Ausfall der Pumpen ohne Schnellabschaltung in einen sicheren Zustand mit Naturumlauf des Kühlmittels auf einem niedrigen Leistungsniveau übergeht. Infolge der negativen Temperatur- und

Dichterückkopplung stellt sich eine Leistung von rd. 20 % des Nominalwertes ein. In der DYN3D/RELAP5-Rechnung treten kurz nach Beginn der Transiente Oszillationen der Core-Parameter (Leistung, Massenstrom, Dampfgehalt, Temperatur) auf. Mit Verringerung des Kernmassenstroms klingen diese Oszillationen ab, rd. 120 s nach Störfallbeginn stabilisieren sich alle Parameter auf einem neuen quasistationären Niveau.

Die Ergebnisse von Analysen zum unkontrollierten Ausfahren einer Regelgruppe für den A-RMWR lassen eine belastbare Schlussfolgerung bezüglich der Beherrschbarkeit des Ausfahrens einer Regelgruppe dagegen nicht zu. Die Vermeidung der Siedekrise mit länger andauernder Hüllrohrüberhitzung konnte nicht mit der erforderlichen Sicherheit nachgewiesen werden.

3. Voraussichtlicher Nutzen

Die Bereitstellung des weiterentwickelten Codes DYN3D leistet einen Beitrag zur Erhöhung der Aussagesicherheit von Störfallablaufanalysen und damit zur Verbesserung der Sicherheitsbewertung von russischen Kernkraftwerken. Das Ergebnis des Vorhabens ist grundsätzlich wirtschaftlich verwertbar durch Vergabe kommerzieller Lizenzen für DYN3D für russische Projektorganisationen. Eine solche Nutzung ist z.B. aus der WTZ mit Bulgarien hervorgegangen.

Das weiterentwickelte Programm DYN3D steht nach Projektende dem russischen Partner weiterhin für Transientenanalysen für WWER und alternative wassergekühlte Reaktoren zu wissenschaftlichen Zwecken zur Verfügung. Es kann bei Bedarf akademischen Einrichtungen (Universitäten, öffentlich geförderten Forschungsinstituten) z.B. im Kompetenzverbund Kernenergie für Forschung und Lehre verfügbar gemacht werden.

Die entwickelten Methoden und Programme sind grundsätzlich in weiteren WTZ-Projekten mit Russland und Osteuropa bzw. in EU-Projekten nutzbar. Die im Rahmen des Vorhabens erarbeiteten Codeerweiterungen und durchgeführten Verifikationsrechnungen sind teilweise für die Entwicklung modifizierter Simulationstools für GenIV-Reaktoren, speziell graphitmoderierte Hochtemperatur-Reaktoren und Reaktoren mit schnellem Spektrum, sowie für fortgeschrittene LWR der Generation III mit hohem Konversionsfaktor von Nutzen.

Literatur

Berichte und Publikationen, die im Rahmen des Vorhabens entstanden sind:

Ulrich Rohde, Yaroslav Kozmenkov, Valeri Pivovarov, Yuriy Matveev: WTZ mit Russland – Transientenanalysen für Kernreaktoren - Abschlussbericht, Bericht FZD-543, Rossendorf, Dezember 2010

Yu.V. Matveev, V.A. Pivovarov: Adaptation of multi-group version of DYN3D code to analytical studies on boiling water reactor with reduced neutron moderation - Analysis of reactivity accidents, Internal report FZD\FWS\2010\09, Rossendorf, issued: November 2010

Y. Kozmenkov, Yu. Matveev, V. Pivovarov: Adaptation of the DYN3D Code for Calculation of Transients in Graphite-moderated Channel-type Reactors EGP-6 - Analysis of reactivity accidents, Internal report FZD\FWS\2010\10, Rossendorf, issued November 2010

Y. Kozmenkov, U.Rohde: Application of DYN3D/ATHLET and DYN3D/RELAP5 coupled codes to simulations of RUTA-70 reactor with CERMET fuel, Internal report FZD\FWS\2010\11, Rossendorf, issued November 2010

Kozmenkov, Y.; Rohde, U.; Manera, A.: Validation of the RELAP5 code for the modeling of flashing-induced instabilities under natural-circulation conditions using experimental data from the CIRCUS test facility, submitted to Nuclear Engineering and Design

Referenzen

- [Abr73] Abramov V.M., Bondarenko A.V., Vaimugin A.A., Gurevich L.V. Dolgov V.V., Komissarov O.V., Minashin M.E. Nikolenko P.A., Simonyan A.L., Sosonov G.A., Streltsov E.I., Suvorov A.I., Suvorov A.P., Kharisomenov Yu.G and Sharapov V.N. Bilibino Nuclear Power Station. Atomnaya Energiya, Vol. 35, No. 5, p.p. 299-304, November, 1973.
- [Ada98] Adamov, E.O.; Romenkov, A.A., The Apatity nuclear heating plant project: modern technical and economic issues of nuclear heat application in Russia, IAEA-TECDOC-1056: Nuclear heat applications: design aspects and operating experience, November 1998.
- [Agu05] Aguirre, C.; Caruge, D.; Castrillo, F.; Dominicus, G.; Geutjes, A. J.; Saldo, V.; van der Hagen, T. H. J. J.; Hennig, D.; Huggenberger, M.; Ketelaar, K. C. J.; Manera, A.; Munoz-Cobo, J. L.; Prasser, H.-M.; Rohde, U.; Royer, E.; Yadigaroglu, G.: Natural circulation and stability performance of BWRs (NACUSP), Nuclear Eng. and Design (2005)235, 401-409
- [Ast82] Astakhov, V. I., Yu. A. Bezrukov and S. A. Logvinov: Int. Seminar „Teplofizika-82“, Karlovy Vary (Czechoslovakia), May 1982, Proc. Vol. 4, p. 168
- [Bec08] Carsten Beckert, Ulrich Grundmann: “Entwicklung einer Transportnäherung für das reaktordynamische Rechenprogramm DYN3D”, Abschlussbericht, Wissenschaftlich-Technische Berichte, Juni 2008, FZR-497, Rossendorf 2008.
- [Bez76] Bezrukov, Yu. A. et al.: Teploehnergetika 1976, Nr. 2, p. 80

- [Bia67] Biasi, L. et al.: Energia Nucleare 14, Nr. 9, September 1967
- [Bon98] A.V. Bondarenko, Yu.V. Matveev, V.A. Pivovarov "DEVELOPMENT of the DYNAMIC CODE DYN3D COUPLED to CONSTANT MAINTENANCE ON BASE IPPE-WIMS", International Information Exchange Forum "Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Type", 26-30 October 1998; Obninsk, Russian Federation.
- [Gru95] U. Grundmann, D. Lucas and U. Rohde, Coupling of the Thermohydraulic Code ATHLET with the Neutron Kinetic Core Model DYN3D. Int. Conf. on Mathematics and Computations, Physics and Environmental Analysis, Portland, Oregon (USA), April 30 – May 5 1995, Proc. Vol. 1, pp. 257-263.
- [Gru00] Grundmann U.; Rohde, U., Mittag S.: "DYN3D – Three-Dimensional Code Model for Steady-State and Transient Analysis of Thermal Reactors", Proc. of Int. Topl. Mtg. on Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium (PHYSOR2000), Pittsburg (USA), May, 7-11, 2000.
- [Gru05] Grundmann U.; Rohde, U., S. Mittag, S. Kliem: "DYN3D Version 3.2 - Code for Calculation of Transients in Light Water Reactors with Hexagonal jr Quadratic Fuel Elements – Description of Models and Methods", Report FZR 434, Rossendorf 2005
- [Gru07] Grundmann U.; Rohde, U., Mittag S.: "DYN3D Version 3.2 (FORTRAN90). Code for Calculation of Transients in Light Water Reactors (LWR) with Hexagonal or Quadratic Fuel Elements. – Code Manual and Input Data Description for Release", Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, July 2007.
- [Hoe07] Höhne, T.; Konheiser, J.; Kozmenkov, K.; Noack, K.; Schäfer, F.; Schleicher, U.; Rindelhardt, U.; Rohde, U.; Ulbricht, A.; Weiß, F.-P.: Scientific-technical cooperation between FZR and Russia in the field of NPP safety research, Wissenschaftlich-Technische Berichte, Forschungszentrum Dresden-Rossendorf; FZD-468 (2007)
- [Koz01] 5. Y. Kozmenkov, Y. Orekhov, U. Grundmann, S. Kliem, U. Rohde, A. Seidel, Development and Benchmarking of the DYN3D/RELAP5 Code System, Proc. Annular Meeting on Nuclear Technology, Dresden, Germany, 15-17 May, 2001, pp.15-18.
- [Koz02] Kozmenkov, Y.; Mittag, S.; Rohde, U.; Grundmann, U.; Weiss, F.-P.; Vanttola, T.; Langenbuch, S.; Ionov, V. S.; Petkov, P.: VALCO: Validation of transient analysis codes for VVER by using measurement data, Proc. 12th Symposium of Atomic Energy Research, Sunny Beach (Bulgaria), September 23-27, 2002, Proc. pp. 361-381
- [Koz11] Kozmenkov, Y.; Rohde, U.; Manera, A.: Validation of the RELAP5 code for the modeling of flashing-induced instabilities under natural-circulation conditions using experimental data from the CIRCUS test facility, submitted to Nuclear Engineering and Design
- [Kre07] Krepel, J.; Rohde, U.; Grundmann, U.; Weiß, F.-P.: DYN3D-MSR spatial dynamics code for Molten Salt Reactors, Annals of Nuclear Energy 34(2007), 449-462
- [Kre08] Krepel, J.; Grundmann, U.; Rohde, U.; Weiss, F.-P.: Dynamics of Molten Salt Reactors, Nuclear Technology 164(2008), 34-44

- [Ler99] Lerchl, G.; H. Austregesilo: ATHLET Mod 1.2 Cycle B: User's Manual, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, August 1999.
- [Liu07] W. Liu, M. Kureta, H. Yoshida, A. Ohnuki and H. Akimoto. An Improved Critical Power Correlation for Tight-Lattice Rod Bundles. *Journal of Nucl. Sc. and Technology*, Vol. 44, No. 4, p. 558–571 (2007).
- [Man05] Manera, A.; Rohde, U.; Prasser, H.-M.; van der Hagen, Modelling of flashing-induced instabilities in the start-up phase of natural-circulation BWRs using the code FLOCAL. *Nuclear Engineering and Design* 235(2005)14, 1517-1535.
- [Man03] Manera, A., Van der Hagen, T.H.J.J., 2003. Stability of natural-circulation-cooled Boiling Water Reactor during Startup: Experimental Results. *Nuclear Technology*, 143.
- [NEA02] WIMSD A Neutronic Code for Standard Lattice Physics Analyses, Distributed by the NEA Databank, NEA 1507/02.
- [NUR01] NUREG/CR-5535/Rev 1, RELAP5/MOD3.3 code manual. Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods, Vol. V: User's Guidelines, December 2001. Idaho Falls, Idaho.
- [Oku00] Okubo, T., Shirakawa, T., Takeda, R., Yokoyama, n., Iwamura, T. and Wada, S.: Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactors (1) – Design for BWR-Type Reactors , Proc. ICONE-8, (2000), ICONE-8422.
- [Per94] R. Pernica, J. Čížek: PG General Correlation of CHF and Statistical evaluation Results, Report UJV 10156-T, Řež, February 1994
- [Pop07] V.M. Poplavskiy, Yu.D. Baranaev, et. al., Feasibility Study on Deployment of the First Unit of RUTA-70 Reactor in Obninsk: District Heating, Technological, and Medical Applications, presented at the IAEA Int. Conf. on Non-Electric Applications of Nuclear Power: Seawater Desalination, Hydrogen Production and other Industrial Applications, 16-19 April 2007, Oarai, Japan.
- [Roh09] Rohde, U.; Mittag, S.; Grundmann, U.; Petkov, P.; Hadek, J.: Application of a step-wise verification and validation procedure to the 3D neutron kinetics code DYN3D within the European NURESIM project, 17th Int. Conf. on Nuclear Engineering ICONE-17, 12.-16.07.2009, Brussels, Belgium, CD-ROM paper 75446
- [Roh10] Rohde, U.; Baier, S.; Duerigen, S.; Fridman, E.; Merk, B.; Weiss, F.-P.: Development of the coupled 3D neutron kinetics/thermal-hydraulics code DYN3D-HTR for the simulation of transients in block-type HTGR, 5th Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, 18.-20.10.2010, Pargue, Czech Republic, Paper #036
- [Rom08] A.Romenkov, Practical Application of the RUTA Safe Pool-type Nuclear Reactor to Demonstrate the Advantages of Atomic Energy Use, Proc. Int. Symposium on Peaceful Applications of Nuclear Technology in the GCC Countries, Jeddah 2008.

- [Sch06] Schäfer, F.; Manera, A. Investigation of flashing-induced instabilities at CIRCUS test facility with the code ATHLET. *Int. Journal of Nuclear Energy, Science and Technology* 2(2006)3, 209-218 [Tam04] H. Tamai, M. Kureta, H. Yoshida and H. Akimoto. Pressure Drop Characteristics in Tight-Lattice Bundles for Redused-Moderation Water Reactors. *JSME Int. Journal, Series B*, Vol. 47, No. 2, p. 293-298 (2004)
- [Tam06] H. Tamai, M. Kureta, A. Ohnuki, T. Sato and H. Akimoto. Pressure Drop Experiments using Tight-Lattice 37-Rod Bundles. *Journal of Nucl. Sc. and Technology*, Vol. 43, No. 6, p. 699–706 (2006)
- [Tro01] V. Troyanov, V. Popov, Iu. Baranaev “Cermet fuel in a light water reactor: a possible way to improve safety. Part I. Fabrication and characterization”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 38, No. 3-4, pp. 267-270, 2001.
- [Uch07] S. Uchikawa., T. Okubo, T. Kugo, H. Akie, R. Takeda, Y. Nakano, A. Ohnuki and T. Iwamura. Conceptual Design of Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (FLWR) and its Recycle Characteristics. *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol. 44, No. 3, p. 277–284 (2007).