

WISSENSCHAFTLICH-TECHNISCHE BERICHTE

FZR-384

Dezember 2003

ISSN 1437-322X

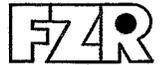
Ulrich Grundmann und Sören Kliem

**Validierung des gekoppelten
neutronenkinetischen-thermohydraulischen
Codes ATHLET/DYN3D mit Hilfe von
Messdaten des OECD Turbine Trip
Benchmarks**

Herausgeber:
Forschungszentrum Rossendorf e.V.
Postfach 51 01 19 · D-01314 Dresden
Telefon +49 351 26 00 · Telefax +49 351 2 69 04 61
<http://www.fz-rossendorf.de/>

Als Manuskript gedruckt
Alle Rechte beim Herausgeber

FORSCHUNGSZENTRUM ROSSENDORF



WISSENSCHAFTLICH-TECHNISCHE BERICHTE

FZR-384

Dezember 2003

Ulrich Grundmann und Sören Kliem

**Validierung des gekoppelten
neutronenkinetischen-thermohydraulischen
Codes ATHLET/DYN3D mit Hilfe von
Messdaten des OECD Turbine Trip
Benchmarks**

Abschlussbericht

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit unter dem Förderkennzeichen 150 1238 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Abschlussbericht Final Report

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

150 1238

**Vorhabentitel: Validierung des gekoppelten neutronenkinetischen-thermo-
hydraulischen Codes ATHLET/DYN3D mit Hilfe von
Messdaten des OECD Turbine Trip Benchmarks**

**Project Title: Validation of the Coupled Neutron Kinetic Thermo-
hydraulic Code ATHLET/DYN3D with Help of Measured Data of
the OECD Turbine Trip Benchmarks**

Autoren / Author (s) : Ulrich Grundmann, Sören Kliem

**Dienststelle des Autors /
Performing Organisation:**

**Forschungszentrum Rossendorf
Institut für Sicherheitsforschung**

Berichtsdatum / Publication Date: *November 2003*

Berichts – Nr. / Report - No.: **FZR-384**

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit unter dem Förderkennzeichen 150 1238 gefördert. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Kurzfassung

Das Vorhaben bestand in der Validierung des gekoppelten neutronenkinetisch-thermo-hydraulischen Programmkomplexes ATHLET/DYN3D für Siedewasserreaktoren durch Teilnahme an dem OECD/NRC Benchmark zum Turbinenschnellschluss. Das von der OECD und der amerikanischen NRC definierte Benchmark basiert auf einem Experiment mit Schließens des Turbinenschnellschlussventils, das 1977 im Rahmen einer Serie von 3 Experimenten im Kernkraftwerk Peach Bottom 2 durchgeführt wurde. Im Experiment erzeugte das Schließen des Ventils eine Druckwelle, die sich unter Abschwächung bis in den Reaktorkern ausbreitete. Die durch den Druckanstieg bewirkte Kondensation von Dampf im Reaktorkern führte zu einem positiven Reaktivitätseintrag. Der folgende Anstieg der Reaktorleistung wurde durch die Rückkopplung und das Einfahren der Regelstäbe begrenzt. Im Rahmen des Benchmarks konnten die Rechenprogramme durch Vergleiche mit den Messergebnissen und den Ergebnissen der anderen Teilnehmer an dem Benchmark validiert werden.

Das Benchmark wurde in 3 Phasen oder Exercises eingeteilt. Die Phase I diente der Überprüfung des thermohydraulischen Modells für das System bei vorgegebener Leistungsfreisetzung im Kern. In der Phase II wurden 3-dimensionale Berechnungen des Reaktorkerns für vorgegebene thermohydraulische Randbedingungen durchgeführt. Die gekoppelten Rechnungen für das ausgewählte Experiment und für 4 extreme Szenarien erfolgten in der Phase III. Im Rahmen des Projekts nahm FZR an Phase II und Phase III des Benchmarks teil. Die Rechnungen für Phase II erfolgten mit dem Kernmodell DYN3D unter Berücksichtigung der Heterogenitätsfaktoren und mit 764 thermo-hydraulischen Kanälen (1 Kanal/Brennelement). Der ATHLET-Eingabedatensatz für die Reaktoranlage wurde von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) übernommen und für die Rechnungen zu Phase III, die mit der parallelen Kopplung von ATHLET mit DYN3D erfolgten, geringfügig modifiziert.

Für räumlich gemittelte Parameter wurde eine gute Übereinstimmung mit den Messergebnissen und den Resultaten anderer Codes erzielt. Der Einfluss der Modellunterschiede wurde mit Hilfe von Variantenrechnungen zu Phase II untersucht. So können Unterschiede in der Leistungs- und Voidverteilung in einzelnen Brennelementen auf die unterschiedliche neutronenkinetische und thermohydraulische Modellierung des Reaktorkerns zurückgeführt werden.

Vergleiche zwischen ATHLET/DYN3D (parallele Kopplung) und ATHLET/QUABOX-CUBBOX (interne Kopplung) zeigen für räumlich gemittelte Parameter nur geringe Unterschiede. Abweichungen in den lokalen Parametern können im wesentlichen mit der unterschiedlichen Modellierung des Reaktorkerns erklärt werden (geringere Anzahl von modellierten Kühlkanälen, keine Berücksichtigung der Heterogenitätsfaktoren und ein anderes Siedemodell in der Rechnung mit ATHLET/QUABOX-CUBBOX).

Die Rechnungen für die extremen Szenarien von Phase III zeigen die Anwendbarkeit des gekoppelten Programms ATHLET/DYN3D für die Bedingungen bei Störfällen, die weit über das Experiment hinausgehen.

Abstract

The project consisted in the validation of the coupled neutron kinetic/thermal hydraulic code system ATHLET/DYN3D for boiling water reactors by the participation at the OECD/NRC turbine trip benchmark. The benchmark defined by the OECD and the American NRC is based on an experiment with closure of the turbine stop valve which was carried out in 1977 in the nuclear power plant Peach Bottom 2 within the framework of a series of 3 experiments. In the experiment, the closure of the valve caused a pressure wave which propagated with attenuation into the reactor core. The condensation of steam in the reactor core caused by the increase of pressure lead to a positive reactivity insertion. The following rise of power was limited by the feedback and the insertion of the control rods. In the frame of the benchmark, the codes could be validated by comparisons with the measured results and the results of the other participants.

The benchmark was divided into 3 phases or exercises. Phase I was used for checking the thermo-hydraulic model of the system using a given power release in the core. In phase II, three-dimensional core calculations were performed for given thermal-hydraulic boundary conditions. Coupled calculations were carried out for the selected experiment and four extreme scenarios in the phase III. In the frame of the project, FZR took part in phases II and III of the benchmark. The calculations for phase II were performed with DYN3D by using the assembly discontinuity factors (ADF) and 764 thermal-hydraulic channels (1 channel/assembly). The ATHLET input data set for the coolant system was obtained from the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). It was slightly modified for the phase III calculations carried out with the parallel coupling of ATHLET and DYN3D.

For spatially averaged parameters, a good agreement with the results of measurement and the results of other codes was achieved. The influence of the different models was investigated with the various calculations for phase II. So, differences of the power and void distribution in single fuel assemblies can be explained by the differences in the neutron kinetic and thermo-hydraulic models.

Comparisons between ATHLET/DYN3D (parallel coupling) and ATHLET/QUABOX-CUBBOX (internal coupling) show only small deviations for spatially averaged parameters. The deviations in the local parameters can be explained mainly by the differences in the modeling of the reactor core (reduced number of coolant channels, disregard of the ADF and a different two-phase model in the calculations with ATHLET/QUABOX-CUBBOX).

The calculations for the extreme scenarios in phase III demonstrate the applicability of the coupled code ATHLET/DYN3D to transients with conditions beyond the experiment.

Inhalt

1	Einleitung	1
2	Beschreibung des OECD Turbine Trip Benchmarks	3
2.1	Der Siedewassereaktor Peach Bottom 2	3
2.2	Beschreibung des Experiments	4
2.3	Die Phasen des Benchmarks	6
3.	Kurzbeschreibung der Rechenprogramme	9
3.1	Das Thermohydraulikprogramm ATHLET	9
3.2	Das Kernmodell DYN3D	11
3.3	Die parallele Kopplung ATHLET/DYN3D	12
4	Die Modellierung der Reaktoranlage Peach Bottom 2	13
4.1	Das ATHLET-Modell für Phase I	13
4.2	Die Modellierung des Reaktorkerns in DYN3D	15
4.2.1	Neutronenkinetik	15
4.2.2	Thermohydraulik des Reaktorkerns	16
4.2.3	Beschreibung der verwendeten Rechenmodelle für den Reaktorkern	18
4.2.4	Beschreibung des eindimensionalen Modells von DYN3D	19
4.3	Die Modellierung von Phase III	20
5	Darstellung der Ergebnisse und Vergleiche	21
5.1	Beschreibung der Ergebnisse von ATHLET für Phase I	21
5.2	Die Ergebnisse von DYN3D für die Phase II	25
5.2.1	Stationärer Zustand bei heisser Nullleistung (HZP)	25
5.2.2	Stationärer Zustand zu Beginn der Messung	28
5.2.3	Transiente Ergebnisse	35
5.3	Vergleich der Ergebnisse von DYN3D/ATHLET für Phase III	39
5.3.1	Zustand vor Beginn der Transiente	39
5.3.2	Vergleich der Ergebnisse für die Transiente mit den Messergebnissen und den Ergebnissen von ATHLET/QUABOX-CUBBOX	40
5.3.3	Vergleich mit den Ergebnissen der Teilnehmern.....	48
5.3.4	Die Ergebnisse für die extremen Szenarien von Phase III	57
6	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	62
7	Verwertbarkeit der Ergebnisse	63
	Literatur	65

1 Einleitung

Die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken beruht auf systemtechnischen Analysen und Störfallberechnungen für Auslegungsstörfälle und seit jüngster Zeit auch für auslegungsüberschreitende Störfälle. Die Anforderungen an diese Berechnungen hinsichtlich der Genauigkeit und der Aussagesicherheit erfordern eine möglichst realistische Modellierung des Anlagenverhaltens. Für viele Störfälle ist die enge Kopplung der Thermohydraulik im Kühlkreislauf mit der 3D Neutronenkinetik im Reaktorkern von besonderer Bedeutung. Die Entwicklung der Computertechnik ermöglichte in den letzten Jahren die Kopplung von thermohydraulischen Systemcodes mit 3-dimensionalen Kernmodellen.

Die Validierung der gekoppelten Rechenprogramme für den Einsatz zu Sicherheitsanalysen ist eine vordringliche Aufgabe. Bisher konnten in den meisten Fällen nur Vergleiche zwischen verschiedenen gekoppelten Programmen durchgeführt werden, wobei sich eine mehr oder weniger große Streubreite der Resultate zeigte. Ein Beispiel ist das Frischdampfleck-Benchmark, das von der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD koordiniert wurde [Iva99, Bea00, Tod02, Gru03]. Da keine Messungen vorhanden waren, muss die verbleibende Streubreite der Resultate der Teilnehmer bei der Einschätzung der Genauigkeit von Sicherheitsanalysen dieser Art berücksichtigt werden. Eine ähnliche Situation ergab sich auch für ein Frischdampfleckbenchmark für WWER-Reaktoren, das im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit zu WWER-Reaktoren im AER (Atomic Energy Research) untersucht wurde. Nur in wenigen Fällen konnten Messwerte von Übergangsprozessen in Kernkraftwerken zur Validierung herangezogen werden. Im EU-Projekt SRR 1/95 wurden Übergangsprozesse in zwei Kernkraftwerken mit russischen WWER-Reaktoren unter Verwendung gekoppelter Codes nachgerechnet [Mit01, Häm02]. Dabei handelt es sich um betriebsnahe Transienten. Die messtechnische Erfassung der ortsabhängigen Vorgänge im Reaktorkern beschränkt sich im wesentlichen auf die stationären Leistungsverteilungen am Beginn und Ende der Transiente. Es besteht weiterhin die Notwendigkeit der Validierung der gekoppelten Rechenprogramme anhand von Messungen in den Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren. Für die Anwendung der gekoppelten Codes zur Störfallanalyse in Siedewasserreaktoren (SWR) lagen zu Beginn des Vorhabens noch keine ausreichenden Erfahrungen vor.

Das Vorhaben bestand in der Teilnahme an dem internationalen SWR Turbinenschnellschluss Benchmark (Boiling Water Reactor Turbine Trip Benchmark) mit dem gekoppelten Programm ATHLET/DYN3D. Das Benchmark wurde von der NEA und der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC (Nuclear Regulatory Commission) koordiniert und für die Validierung der gekoppelten Codes empfohlen. Grundlage des Benchmarks ist der Turbinenschnellschlussversuch TT2 (turbine trip 2), der im Jahre 1977 im amerikanischen Kernkraftwerk Peach Bottom 2 durchgeführt wurde. Neben den Vergleichen mit den Messergebnissen des Versuches TT2 konnten im Rahmen des Benchmarks weitere Ergebnisse der Rechenprogramme zwischen den Teilnehmern verglichen werden.

Die Ausarbeitung der Spezifikation und der Vergleich der Ergebnisse der Teilnehmer erfolgte durch das Benchmarkteam der Penn State University (PSU) [Sol01]. Der Ablauf des Vorhabens war eng an den Verlauf des Benchmarks gebunden. Zu dem Benchmark wurden 5 Workshops veranstaltet, die in Philadelphia (USA), im Paul

Scherrer Institut (Schweiz), im Forschungszentrum Rossendorf (Deutschland), Seoul (Korea) und in der Technischen Universität von Katalonien in Barcelona (Spanien) stattfanden. Auf den Workshops wurde über die Ergebnisse der einzelnen Teilnehmer diskutiert und das weitere Vorgehen beschlossen. Insgesamt erstreckte sich das Benchmark über den Zeitraum von November 2000 bis Januar 2003.

In dem vorliegenden Bericht erfolgt eine Beschreibung des Benchmarks. Der Ablauf der Rechnungen wurde in 3 Phasen oder Exercises eingeteilt. Die Phase I diente der Überprüfung des thermohydraulischen Modells für das System bei vorgegebener Leistungsfreisetzung im Kern. In der Phase II wurden 3-dimensionale Berechnungen des Reaktorkerns für vorgegebene thermohydraulische Randbedingungen durchgeführt. Die gekoppelten Rechnungen für das ausgewählte Experiment und für 4 extreme Szenarien erfolgten in der Phase III. Die Modellierung des Benchmarks in den Rechenprogrammen DYN3D und ATHLET wird im Bericht beschrieben. Die Ergebnisse und Vergleiche zu den einzelnen Phasen werden dargestellt. Weiterhin sind Vergleiche zwischen ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QUABOX-CUBBOX-Ergebnissen in den Bericht aufgenommen. Zusätzlich wurden die Ergebnisse für 4 extreme Szenarien verglichen, bei denen das Versagen von Sicherheitseinrichtungen unterstellt wurde. Aus den Ergebnissen werden Schlussfolgerungen gezogen und die Verwertbarkeit der Ergebnisse wird aufgezeigt.

2 Beschreibung des OECD Turbine Trip Benchmarks

2.1 Der Siedewasserreaktor Peach Bottom 2

Im Kernkraftwerk Peach Bottom 2 wurden 1977 drei Experimente zum Verhalten des Reaktors und Turbinenbypasssystems beim Schließen des Turbinenschnellverschlussventils durchgeführt, von denen der zweite Versuch TT2 für das Benchmark ausgewählt wurde.

Abbildung 2.1.1 zeigt das Nodalisierungsschema der Reaktoranlage Peach Bottom 2, das vom Betreiber Exelon für das Computerprogramm RETRAN verwendet wurde. Der Reaktor verfügt über 4 Dampfleitungen zur Turbine, die im Modell zu einer Leitung zusammengefasst sind (Volumen 50 bis 55). Die Sicherheitsventile sind mit dem Volumen 51 verbunden. Beide blieben während des Experimentes geschlossen. Zwischen den Volumen 51 und 52 ist das Hauptisolationsventil angebracht. Das Turbinenschnellverschlussventil befindet sich hinter dem Volumen 55. Über den Turbinenbypass kann der Dampf durch Öffnen des Bypassventils zwischen den Volumen 200 und 201 in den Kondensator geleitet werden. Die Speisewasserleitung wird nicht modelliert. Statt dessen wurde der Speisewasserstrom als Randbedingung vorgegeben. Der Reaktor besitzt 2 Rezirkulationsschleifen mit je einer Pumpe, die separat modelliert werden. Zu jeder Schleife gehören 10 Jetpumpen, die zu einer zusammengefasst werden (Nodes 17 und 18). Der Reaktorkern ist mit 764 Brennelementen (BE) beladen. Wesentliche Parameter des Reaktorkerns im Nominalzustand sind in Tabelle 2.1.1 dargestellt.

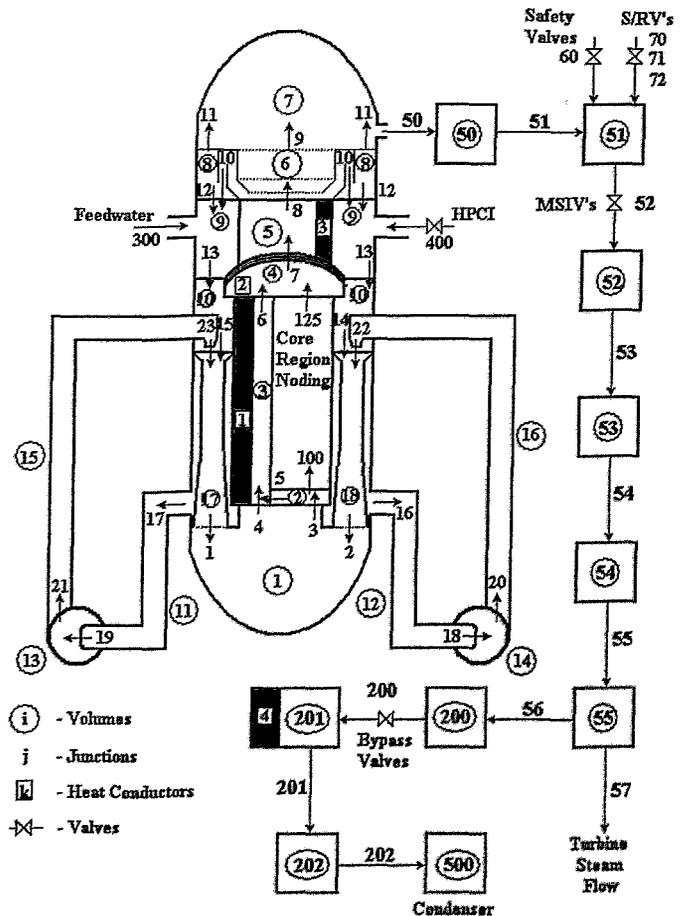


Abb. 2.1.1: RETRAN-Modell für den Reaktor Peach Bottom 2

Zu jeder Schleife gehören 10 Jetpumpen, die zu einer zusammengefasst werden (Nodes 17 und 18). Der Reaktorkern ist mit 764 Brennelementen (BE) beladen. Wesentliche Parameter des Reaktorkerns im Nominalzustand sind in Tabelle 2.1.1 dargestellt.

Die Turbinenschnellschlussversuche wurden durchgeführt, da es in dem Kraftwerk mit einer Häufigkeit von 1 bis 2 Mal pro Jahr zu Störungen des Turbinenbypasssystems kam. Die Experimente dienten der Untersuchung des dynamischen Verhaltens des Reaktorkerns und der Sicherheitssysteme. Sie wurden bei 3 verschiedenen Leistungsniveaus durchgeführt. Das zweite Experiment TT2 erfolgte bei einem Leistungsniveau von 61.6% der Nominalleistung. Die Messergebnisse wurden für das Benchmark zur Verfügung gestellt. Es handelt sich hauptsächlich um den Druckverlauf im Dampfdom, das mittlere axiale Leistungsprofil, den Verlauf von Reaktivität und Leistung sowie die zeitabhängigen Verläufe von Incoredetektorsignalen. Alle zur Modellierung des Benchmarks notwendigen Inputdaten sind in der Spezifikation [Sol01] beschrieben. Hier sollen nur einige wesentliche Daten dargestellt werden.

Tabelle 2.1.1: Nominalbedingungen von Peach Bottom 2

Reaktorleistung	3293 MW _{th}
Reaktordruck	7.13 MPa
Kernmassenstrom	12915 kg/s
Kerneintrittstemperatur	275.5 °C

2.2 Beschreibung des Experiments

Die 3 Experimente TT1, TT2 und TT3 zum Schließen des Turbinenschnellschlussventils wurden bei 47.4%, 61.6% und 69.1% der Nominalleistung durchgeführt. Der Versuch TT2 bei 61.6% erwies sich als besonders aussagekräftig und wurde deshalb für das Benchmark ausgewählt. Das Schließen des Ventils erzeugt eine Druckwelle, wobei der Druckanstieg durch das Öffnen des Turbinenbypasses reduziert wird. Die Druckänderung wird mit Abschwächung durch den Kreislauf transportiert. Die durch den Druckanstieg bewirkte Kondensation von Dampf führt im Reaktor zu einer Erhöhung der Reaktivität. Dies bewirkt einen Anstieg der Reaktorleistung, die durch die Rückkopplung und das Einfahren der Regelstäbe begrenzt wird. Die Wechselwirkungen zwischen dem Kreislauf und den Prozessen im Reaktorkern sind besonders für die Validierung der Rechenprogramme mit Kopplung von dreidimensionaler Neutronenkinetik und Thermohydraulik geeignet.

Tabelle 2.2.1: Anfangsbedingungen des Versuches TT2

Reaktorleistung	2030 MW _{th}
Massenstrom durch die Reaktorkern	10445 kg/s
Bypassmassenstrom zwischen BE	573 kg/s
Restlicher Bypassmassenstrom	269 kg/s
Kerneintrittsunterkühlung	48005 J/kg
Kerneintrittstemperatur	274.5 °C
Reaktordruck	6.798 MPa
Mittlerer Dampfgehalt im Kern	30.4 %

Tabelle 2.2.1 zeigt einige wesentliche Kernparameter für den stationären Zustand am Beginn des Experimentes. In Tabelle 2.2.2 ist die zeitliche Folge der für den Versuch wichtigen Steuerparameter dargestellt. Die Transiente beginnt zur Zeit $t = 0$ s mit dem Schließen des Turbinenventils. Nach 60 ms beginnt sich das Bypassventil zu öffnen und verringert den Druckanstieg. Die Druckänderung kommt nach 0.486 s am Kerneintritt an und bewirkt die Reduzierung des Dampfgehalts im Kern. Der schnelle Anstieg der Reaktorleistung und des Neutronenflusses löst bei 95 % der Nominalleistung (3128 MWth) zur Zeit $t = 0.63$ s den Reaktorscram aus. Nach der Verzögerungszeit von 120 ms beginnen die Steuerstäbe in den Reaktor einzufahren. Bevor die Abschaltreaktivität der Stäbe im Kern zur Wirkung kommt, wird der Leistungsanstieg von dem wieder ansteigenden Dampfgehalt im Kern begrenzt. Die negative Dopplerreaktivität spielt nur eine untergeordnete Rolle. Bei $t = 5$ s sind die transienten Vorgänge im Kern im wesentlichen abgeschlossen.

Aus den Messungen wurden die radial gemittelte Leistungsverteilung des stationären Anfangszustandes, die zeitlichen Verläufe der Reaktorleistung, der Reaktivität, der Incoredetektorsignale in 4 verschiedenen Ebenen des Kerns sowie Druckverläufe an verschiedenen Orten im Kreislaufsystem zur Verfügung gestellt. Diese Verteilungen können mit den Resultaten der Rechnung verglichen werden.

Tabelle 2.2.2: Die zeitliche Folge der Ereignisse beim Versuch TT2

Aktion	Zeit (s)
Beginn des Schließen des Turbinenventils	0.0
Beginn der Öffnung des Bypassventils	0.06
Turbinenventil geschlossen	0.096
Beginn der Druckänderung am Kernaustritt	0.486
Aktivierung der Abschaltung	0.63
Beginn der Steuerstabbewegung	0.75
Bypass offen	0.846
Steuerstäbe eingefahren	3.08

2.3 Die Phasen des Benchmarks

Ausgehend von den Erfahrungen mit dem OECD Main Steam Line Break Benchmark wurden in Übereinstimmung mit den internationalen Teilnehmern 3 verschiedene Phasen des Benchmarks (oder Exercises) vorgesehen:

Phase I: Thermohydraulische Rechnungen mit vorgegebener Leistungsverteilung und Leistungsverlauf oder Reaktivitätsverlauf.

Phase II: besteht aus 2 Optionen:

- 3D Kernrechnung mit thermohydraulischen Randbedingungen an Ein- und Austritt (Option 1)
- Eindimensionale Modellierung von Kern und Kreislauf (Option 2)

Phase III: Best-estimate Rechnung mit gekoppeltem 3D-Kernmodell - Systemcode

Die Phasen wurden in der gegebenen Reihenfolge auch zeitlich abgearbeitet. Während der durchgeführten Workshops wurde die Aufgabenstellung in Übereinstimmung mit den Teilnehmern etwas abgeändert. Tabelle 2.3.2 zeigt die Teilnehmer an dem Benchmark und die benutzten Rechenprogramme.

Die Phase I des Benchmarks dient der Beschreibung der Thermohydraulik des Systems. Neben den anlagenspezifischen Daten wurde die axiale Verteilung der Leistung sowie der Leistungs- oder Reaktivitätsverlauf vorgegeben. Mit dem vorgegebenen Reaktivitätsverlauf konnte der Leistungsverlauf im Reaktor mit dem punktkinetischen Modell berechnet werden. Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mit dem gekoppelten Rechenprogramm ATHLET/QUABOX-CUBBOX an dem Benchmark teil. Deshalb konnte der ATHLET-Inputdatensatz für Phase I von der GRS übernommen werden. Er wurde getestet und mit geringen Modifikationen für die Rechnungen mit ATHLET/DYN3D zu Phase III verwendet.

Die Phase II diente zum Test der Ergebnisse des 3-dimensionalen Kernmodells bei vorgegebenen thermohydraulischen Randbedingungen für den Reaktorkern. Es wurden Ergebnisse für Zustände heisser Nullleistung (HZP), den Anfang des Versuches TT2 und zeitliche Verläufe verglichen. Die Rechnungen wurden mit dem Kernmodell DYN3D durchgeführt. In der Spezifikation wurde sowohl der Massenstrom durch den gesamten Kern als auch die Massenströme in 33 Kernzonen vorgegeben. Die meisten Teilnehmer verwendeten einen Kühlkanal für jede dieser 33 Kernzonen, da sie nicht in der Lage waren mit 764 Kanälen zu rechnen. Entsprechend der Vorgaben in der Spezifikation mussten verschiedenen Anpassungen in den Codes durchgeführt werden. Es mussten die Beziehungen zur Temperaturberechnung in den Brennstäben der Spezifikation angepasst werden. Die Bibliothek der Wirkungsquerschnitte wurde von der Pennstate Universität zusammen mit der Spezifikation zur Verfügung gestellt. Die Querschnitte für 2 Energiegruppen der Neutronen wurden mit dem Rechenprogramm CASMO erzeugt. Die Querschnitte lagen in Tabellenform für Stützwerte der Brennstofftemperatur und Kühlmitteldichte vor. Die Bibliothek entsprach dem speziellen Abbrandzustand des Reaktors. Sie musste an DYN3D angeschlossen werden. Zu Beginn der Arbeiten an dem Benchmark waren in Phase II Vergleiche mit eindimensionalen Kernrechnungen vorgesehen. Für DYN3D wurden aus mehreren stationären Rechnungen eindimensionale Wirkungsquerschnittssätze erzeugt und

Rechnungen durchgeführt. Da die Vergleiche der 3-dimensionalen Kernmodelle im Mittelpunkt der Benchmarks standen, wurden von den Teilnehmern die Vergleiche mit eindimensionalen Rechnungen im Verlaufe der Aktivitäten aus dem Benchmark herausgenommen. Die in den Phasen I und II gewonnenen Erfahrungen bei der Modellierung des thermohydraulischen Systems und des Reaktorkerns mit den angewandten Codes konnte in Phase III zur Validierung der gekoppelten Rechenprogramme an Hand der Messdaten des Versuches TT2 genutzt werden. Ergänzend wurden weitere Ergebnisse, für die keine Messergebnisse zur Verfügung standen, zwischen den Teilnehmern verglichen. Im Verlaufe der Benchmarkaktivitäten wurde vereinbart, zusätzlich zu dem Experiment 4 extreme Szenarien zu analysieren. Ausgehend von der Transiente im Versuch TT2 wurde dabei das Versagen von Sicherheitseinrichtungen unterstellt (siehe Tabelle 2.3.1). Die Rechnungen im Rahmen des Vorhabens wurden mit einer speziellen Variante der Kopplung von ATHLET/DYN3D, der so genannten parallelen Kopplung, durchgeführt.

Tabelle 2.3.1: Beschreibung der extremen Szenarien zum TT2

Szenarium	Öffnung Bypass	Reaktor-scrum	Verfügbarkeit Sicherheits-ventile
1	nein	ja	ja
2	ja	nein	ja
3	nein	nein	ja
4	nein	nein	nein

Tabelle 2.3.2: Teilnehmer an dem Benchmark

Abkürzung	Institution	Code	Land
CEA	CEA DEN	CRONOS2- FLICA4	Frankreich
Exelon	Exelon Corporation	RETRAN - 3D	USA
FZR-3D	Forschungszentrum Rossendorf	ATHLET/DYN3D	Deutschland
FANP	FRAMATOME-ANP	S-RELAP5/RAMONA5-2.1	Deutschland
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit	QUABOX/CUBBOX-ATHLET	Deutschland
IBER-3D	Iberdrola - Ingenieria y consultoria	RETRAN3D-Mod003.1	Spanien
NEU	Japan Energy Research Institute (JAERI)	THYDE-NEU	Japan
NET-CORP	Nuclear Engineering Technology Corporation	DNB / 3D	USA
NFI	Nuclear Fuel Industries	TRAC-BF1/COS3D	Japan
NUPEC	Nuclear Power Engineering Corporation	SKETCH-INS/TRAC-BF1	Japan
PSI	Paul Scherrer Institut	RETRAN3D-Mod003.1 CORETRAN	Schweiz
TEPSYS	Toden Software, Inc.	TRAC-BF1/ENTREE	Japan
PSU	Penn State University	TRAC-BF1/NEM	
PUR-DUE/NRC	Purdue Universität /Nuclear Regulatory Commission	TRAC-M/PARCS	USA
U. Pisa	Universität Pisa	RELAP5/PARCS	Italien
UPV	Universität Valencia	TRAC-BF1/NOKIN-3D TRAC-BF1/MODKIN	Spanien
VTT	VTT Technical Research Center	TRAB-3D	Finnland
Westing.	Westinghouse	POLCA-T	Schweden

3. Kurzbeschreibung der Rechenprogramme

3.1 Das Thermohydraulikprogramm ATHLET

Das fortgeschrittene Thermohydraulikprogramm ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulics of LEaks and Transients) wurde von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) entwickelt (Tes96). Das Programm wird sowohl zur Analyse von KKW-Transienten als auch zur Berechnung hypothetischer Störfälle eingesetzt. Mit Hilfe des Programms wird das gesamte Spektrum von Auslegungs- und auslegungsüberschreitenden Störfällen (ohne Zerstörung des Reaktorkerns) in Leichtwasserreaktoren abgedeckt. Die wichtigsten Eigenschaften des Programms sind [Ler00]:

- fortgeschrittene Thermohydraulik
- modulare Codestruktur
- Trennung zwischen physikalischen Modellen und numerischen Methoden
- Pre- und Postprozessor-Werkzeuge
- Portabilität

Die Programmentwicklung wird von einer systematischen und umfangreichen Validierung begleitet. Eine große Anzahl integraler und Einzeleffektexperimente wurde durch die GRS und unabhängige Organisationen nachgerechnet. Dazu gehören auch alle wichtigen internationalen Standardprobleme (ISP).

In Zusammenarbeit mit ausländischen Partnerorganisationen wurde die Anwendung von ATHLET auf die russischen Reaktortypen WWER und RBMK erweitert.

Die Entwicklung und Validierung von ATHLET wird durch das Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) gefördert.

Die wichtigsten Module innerhalb des ATHLET-Programms sind:

- Thermofluiddynamik
- Wärmeübertragung und Wärmeleitung
- Neutronenkinetik
- generalisiertes Modell zur Simulation der Steuerung und Regelung (GCSM)

Thermofluiddynamik

Die im Rahmen dieses Projekts verwendete ATHLET-Version enthält sowohl ein 5-Gleichungsmodell mit separaten Erhaltungsgleichungen für die Masse und Energie der flüssigen und gasförmigen Phase sowie einer Impulserhaltungsgleichung für das Gemisch als auch ein 6-Gleichungsmodell mit separaten Erhaltungsgleichungen für die Masse, Energie und Impuls beider Phasen und zusätzlicher Berücksichtigung nicht-kondensierbarer Gase. Zusätzlich kann eine Erhaltungsgleichung für den Transport von Bor mit eingebunden werden.

Die räumliche Diskretisierung basiert auf der Finite-Volumen-Methode. Das bedeutet, dass die Erhaltungsgleichungen für Masse und Energie innerhalb des Kontrollvolu-

mens und die Erhaltungsgleichung für den Impuls an den Verbindungsstellen der Kontrollvolumina gelöst werden. Die Lösungsvariablen im Kontrollvolumen sind Druck, Flüssigkeits- und Dampftemperatur sowie Massendampfgehalt und an der Nodegrenze die Massenstromrate.

Die typischen Komponenten eines Kraftwerks können mit Thermofluidobjekten, die aus den genannten Kontrollvolumina bestehen, modelliert werden. Zusätzlich stehen aber Spezialmodelle zur Simulation von Pumpen, Ventilen, Akkumulatoren, Dampfseparatoren, Lecks u.a. zur Verfügung.

Weiterhin beinhaltet ATHLET ein spezielles 1D-Modell für kritisches Ausströmen.

Wärmeübertragung und Wärmeleitung

In diesem Modell wird die Wärmeübertragung innerhalb von Strukturen, Brennstäben und elektrisch beheizten Objekten modelliert. Wärmeübertragungsobjekte können prinzipiell an alle Thermofluidobjekte gekoppelt werden.

In jedem Objekt wird die 1D-Wärmeleitungsgleichung gelöst und die Temperatur- und Wärmeübertragungsverteilung in festen Strukturen bereitgestellt.

Das Modell beinhaltet ein Paket zur Berechnung der Wärmeübertragung an das Kühlmittel in einem weiten Bereich von einphasiger Strömung bis zu Zwei-Phasen-Bedingungen. Verschiedene Korrelationen zur Berechnung der kritischen Wärmestromdichte und der minimalen Temperatur des Filmsiedens sind darin enthalten. Weiterhin ist ein Quench-Front-Modell für Wiederflutung von oben und von unten verfügbar.

Neutronenkinetik

Zwei verschiedene Optionen sind innerhalb des ATHLET verfügbar. Neben dem Standard-Punktkinetikmodell mit einer Gruppe prompter und sechs Gruppen verzögerter Neutronen ist zusätzlich ein 1D-Neutronenkinetikmodell implementiert.

Verschiedene 3D Neutronenkinetikmodelle sind an ATHLET gekoppelt. Diese Kopplungen gehören aber nicht zum Standardmodell.

GCSM

Das GCSM-Modul ist eine blockorientierte Simulationssprache zur Beschreibung von Regel- und Sicherheitssystemen. Speziell wird innerhalb des GCSM-Blocks die Regelung der modellierten Anlage beschrieben. Prozesssignale können aus den modellierten Objekten ausgekoppelt und zur Regelung und Steuerung sowie zur Aktivierung von Schutzsystemen verwendet werden. Das GCSM-Modul enthält eine spezielle Schnittstelle zur problemlosen Ankopplung externer Modelle. U.a. ist auf diesem Weg die im beschriebenen Projekt verwendete parallele Kopplung von DYN3D zu ATHLET realisiert worden.

3.2 Das Kernmodell DYN3D

Das Kernmodell DYN3D wurde zur Analyse von Störfällen in thermischen Reaktoren entwickelt [Gru00]. Die dreidimensionale Neutronenkinetik wird in einer Zweigruppen-Diffusionsnäherung mit nodalen Methoden für hexagonale und quadratische Brennelementgeometrie gelöst. Die Thermohydraulik des Reaktorkerns mit ein- oder zweiphasiger Kühlmittelströmung wird mit einem 4-Gleichungsmodell für parallele Kanäle beschrieben. Das transiente Brennstabverhalten wird auf der Basis der radialen Wärmeleitungsgleichung mit detaillierter Beschreibung des Wärmeübergangs im Gasspalt modelliert. Es ist möglich, jedes Brennelement (BE) durch einen Kühlkanal zu beschreiben. Mit DYN3D können Abbrandrechnungen durchgeführt werden, um den Anfangszustand am Beginn einer Transiente zu bestimmen. Die transiente Rechnung kann auch bei einem gegebenen Abbrandzustand beginnen. Für Druckwasserreaktoren vom russischen Typ WWER wurde ein Modell zur Beschreibung der Kühlmittelvermischung im unteren Plenum in DYN3D integriert.

Die Wirkungsquerschnitte werden für jeden Reaktorzustand gegeben durch Abbrandzustand, Brennstofftemperatur, Moderatortemperatur, -dichte und Borsäurekonzentration aus Datenbibliotheken ermittelt. Zahlreiche Bibliotheken für Benchmarks und Anwendungsfälle wurden an das Programm angeschlossen.

Für die Transienten können Bewegungsabläufe der Steuerstäbe, zeitliche Verläufe des Durchsatzes oder des Druckverlustes, der Kühlmittelintrittstemperatur und der Borkonzentration vorgegeben werden. Mit DYN3D können bestimmte sicherheitsrelevante Größen wie DNB-Verhältnis, maximale Brennstofftemperatur und Oxydschichtdicke ermittelt werden.

DYN3D wurde anhand einer Vielzahl von Benchmarks für WWER-Reaktoren und für westliche Druckwasserreaktoren (DWR) verifiziert und validiert [Gru91, Gru94, Gru96, Gru97, Kyr96, Gru99, Tod02, Gru03]. Das Programm wird von Forschungsinstitutionen und Überwachungsbehörden im In- und Ausland genutzt. Weiterhin wurden mit Hilfe von DYN3D Transientenanalysen für deutsche Druckwasser und Siedewasserreaktoren durchgeführt.

DYN3D wurde mit dem Programm ATHLET der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gekoppelt. Im Ausland wurde DYN3D an den amerikanischen Code RELAP gekoppelt [Koz01].

3.3 Die parallele Kopplung ATHLET/DYN3D

Im Rahmen des öffentlich geförderten Projekts 150 0925 war das Programm DYN3D an ATHLET gekoppelt worden [Gru95]. Dabei wurde die Kopplung beider Programme auf zwei unterschiedlichen Wegen vollzogen. In der internen Kopplung wurde der neutronenkinetische Teil von DYN3D als Teilmodell in ATHLET in Analogie zu vorhandenen Neutronenkinetikmodellen (Punktkinetik, 1D-Kinetik, andere 3D Neutronenkinetikmodelle wie z.B. BIPR8 oder QUABOX-CUBBOX (QC)) integriert. In der zweiten Art der Kopplung (externe Kopplung) wurde das komplette Kernmodell DYN3D bestehend aus Neutronenkinetik- und Thermohydraulik-Modul an ATHLET gekoppelt. Das Programm DYN3D wurde dabei als nutzerdefiniertes GCSM-Modell in ATHLET eingebunden. Für die Rechnungen wird das Kernmodell aus dem ATHLET-Datensatz entfernt und vollständig durch DYN3D ersetzt. Die nötigen Randbedingungen werden am Kernein- und -austritt zwischen beiden Programmen als GCSM-Signale ausgetauscht. Beide Arten der Kopplung besitzen spezifische Vor- und Nachteile. Ausführlich wurde darüber in [Gru95] berichtet.

In den letzten Jahren wurden beide Arten der Kopplung intensiv sowohl in Validierungsrechnungen erprobt [Gru98, Mit01, Häm02] als auch für die Analyse von hypothetischen Störfällen eingesetzt. [Kli99, Kli99a, Kli00, Gru00a, Gru01].

Im Rahmen der Arbeiten am hier beschriebenen Benchmark erwies es sich als notwendig, die Kopplung von DYN3D zu ATHLET zu modifizieren. Bei kleinen Zeitschrittweiten, die für eine adäquate Beschreibung der Rückkopplung während der Transiente notwendig waren, traten in der externen Kopplung Stabilitätsprobleme auf. Aus diesem Grund wurde die parallele Kopplung entwickelt. Im Gegensatz zur externen Kopplung wird in dieser Version der Kopplung der Kern nicht aus dem ATHLET-Datensatz herausgeschnitten. Die Berechnung der Thermohydraulik des Reaktorkerns erfolgt in beiden Programmen parallel. ATHLET berechnet weiterhin den gesamten Kreislauf. Die Randbedingungen werden auch weiterhin in der gleichen Weise an DYN3D übergeben, es sind der Druck, die Enthalpie und die Borsäure (optional) am Kerneintritt sowie der Druck am Kernaustritt. Mit diesen Randbedingungen wird eine vollständige Kernberechnung in DYN3D durchgeführt und die berechnete Kernleistung an ATHLET übergeben. Prinzipiell kann auch die axiale Leistungsverteilung an ATHLET übergeben werden. Im vorliegenden Fall wurde darauf verzichtet und für die ATHLET-Rechnung das vorgegebene stationäre Leistungsprofil verwendet. Es wurde nur die Gesamtleistung übergeben. Damit erfolgte die ATHLET-Rechnung in der gleichen Art und Weise wie die Rechnungen zu Phase I des Benchmarks. In diesen gekoppelten Rechnungen kann weiterhin eine 1:1 Modellierung der Brennelemente realisiert werden.

4 Die Modellierung der Reaktoranlage Peach Bottom 2

4.1 Das ATHLET-Modell für Phase I

Wie oben erwähnt, hat FZR an Phase I des Benchmarks nicht teilgenommen. Die im folgenden beschriebenen Arbeiten wurden von der GRS ausgeführt [Lan02].

Das ATHLET-Modell für die Strömung im Reaktordruckbehälter besteht aus einem unteren Plenum, der Kernregion mit einem Kühlkanal, der zwei verschiedene Brennstabtypen enthält, einer für die 7x7 und einer für die 8x8 Brennelemente des Reaktors. Zur Kernregion gehört weiterhin der Kernbypass. Oberhalb des Kerns befinden sich das obere Plenum, im ATHLET in verschiedene Teile getrennt, die Steigrohre, der Dampfseparator und der Dampftrockner. Der Ringraum des Reaktors ist auch in verschiedene Sektionen aufgeteilt. Der Strömungspfad beginnt im oberen Teil mit der Verbindung zum Separator zur Rückführung des flüssigen Kühlmittels. Im oberen Teil befindet sich die Einbindung des Speisewassers. Der untere Bereich des Ringraummodells enthält die Jetpumpen, die in zwei Gruppen zusammengefasst wurden sowie die sich daran anschließenden Diffusoren. Beide Rezirkulationsschleifen mit der dazugehörigen Pumpe sind einzeln modelliert.

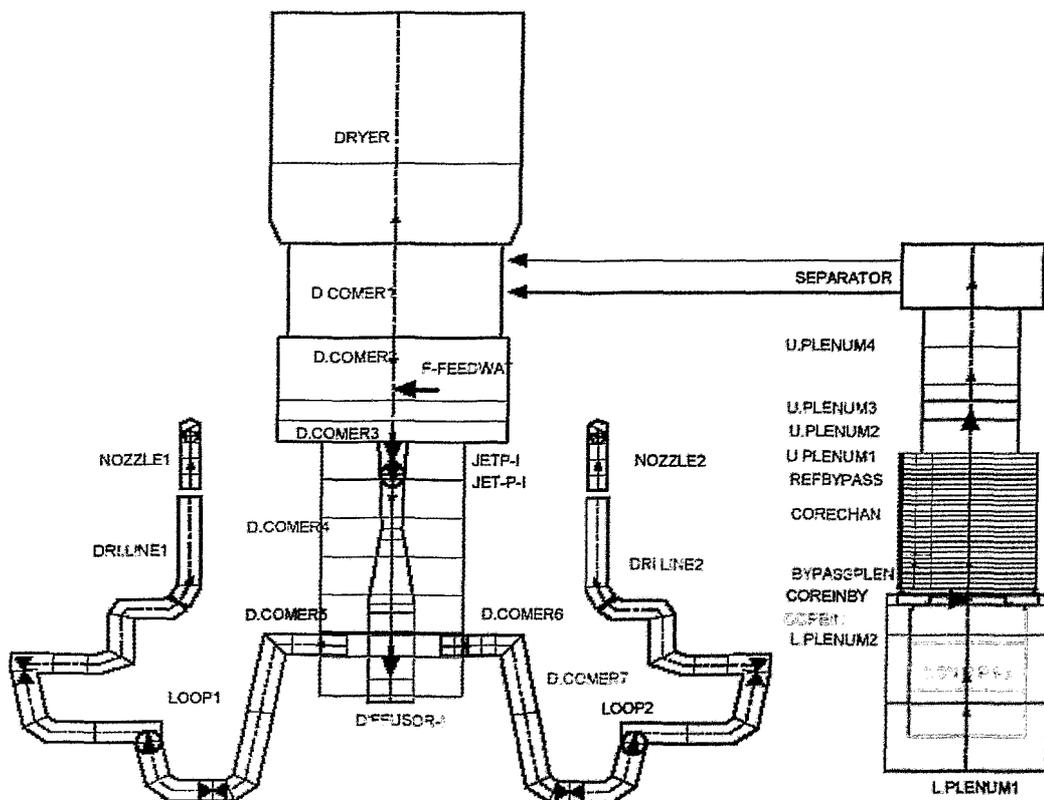


Abb. 4.1.1: Schema des ATHLET-Modells mit Nodalisierung für den Reaktor-druckbehälter und die Rezirkulationsschleifen [aus Lan02].

Das ATHLET-Modell für den Reaktor-druckbehälter und die Rezirkulationsschleifen ist in Abb. 4.1.1 dargestellt. Aus der Abbildung ist auch die Nodalisierung der einzelnen Komponenten erkennbar.

Abb. 4.1.2 zeigt das ATHLET-Modell für die Dampfleitung bis zur Turbine und den Turbinenbypass. Alle vier Dampfleitungen des Reaktors wurden zu einer zusammengefasst.

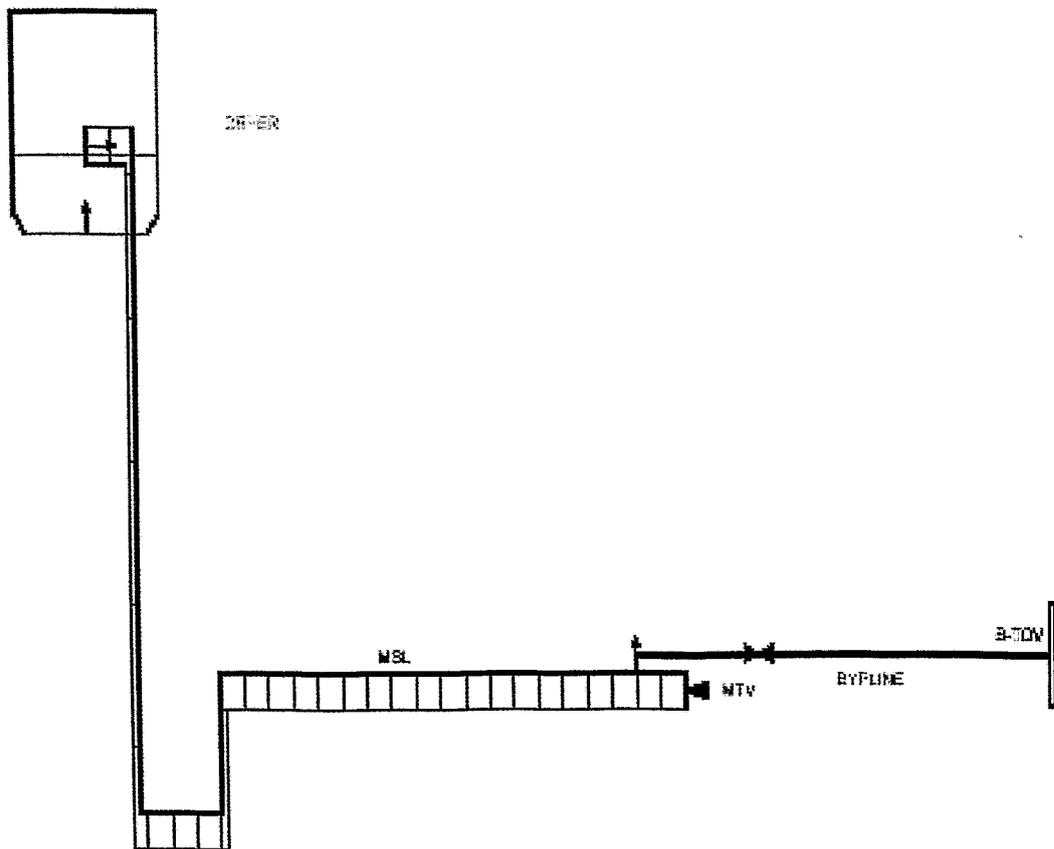


Abb. 4.1.2: Schema des ATHLET-Modells mit Nodalisierung für die Dampfleitung und den Turbinenbypass [aus Lan02].

4.2 Die Modellierung des Reaktorkerns in DYN3D

4.2.1 Neutronenkinetik

Der Reaktorkern der Reaktoranlage Peach Bottom 2 ist mit 764 Brennelementen (BE) beladen. Die Seitenlänge der quadratischen BE mit anteiliger Spaltweite beträgt 15.24 cm und bestimmt die Größe der Nodes in der horizontalen Ebene. In der Rechnung wird der Kern mit 124 Reflektorelementen gleicher Größe wie die BE umgeben. In der vertikalen Richtung wurde die in der Spezifikation gegebene Einteilung von 24 Schichten von 15.24 cm für den Brennstoff und jeweils einer Schicht von 15.24 cm Dicke für den unteren und oberen Reflektor verwendet.

Die Spezifikation des Benchmarks [Sol01] bildete die Grundlage für die Modellierung des Kerns. Der Reaktor ist im betrachteten 2. Zyklus mit 576 7x7 Brennelementen und 188 8x8 Brennelementen beladen. Die Wirkungsquerschnittsdatenbibliothek wurde mit dem Zellprogramm CASMO erzeugt. Die erforderliche Abhängigkeit von der Brennstofftemperatur und Kühlmitteldichte im Brennelement wurde darin tabellarisch beschrieben. Jeder Satz der Wirkungsquerschnittsdaten repräsentiert den Typ des Brennelementes und den Zustand, charakterisiert durch den Abbrand, die Void Geschichte (void history) und Steuerstab Geschichte (control rod history). Darüberhinaus enthielt die Bibliothek Querschnittsätze zur Beschreibung der axialen und radialen Reflektoren. Die Bibliothek enthielt für die Zustände mit und ohne eingefahrenen Steuerstäben jeweils 435 Sätze. Zur Reduktion des Homogenisierungsfehlers besonders bei eingetauchten Steuerstäben wurden Heterogenitätsfaktoren ADF (assembly discontinuity factors) mit CASMO berechnet und in die Bibliothek aufgenommen. Die ADF f_g sind für jede Energiegruppe g der Neutronen als Verhältnis zwischen heterogenen Neutronenfluss Φ_g^{het} und homogenen Neutronenfluss Φ_g^{hom} an den horizontalen Seiten der Nodes definiert.

$$f_g = \frac{\Phi_g^{\text{het}}}{\Phi_g^{\text{hom}}} \quad (4.2.1)$$

In axialer Richtung ist der Brennstoff homogen und die Wirkungsquerschnitte hängen nur vom Abbrand ab. Deshalb werden in dieser Richtung in der Regel keine ADF berücksichtigt. In radialer Richtung können die BE bzw. das homogenisierte Gebiet schon heterogen sein. Wegen der Unsymmetrie des homogenisierten Gebietes im SWR, das aus dem BE mit anteiligen Wasserspalt oder Absorber besteht, mussten für jedes BE in jeder Energiegruppe zwei verschiedene ADF berücksichtigt werden.

Zur Berechnung der Incoredetektor Response wurden in der Bibliothek die Wirkungsquerschnitte der Detektoren und die Verhältnisse zwischen dem Neutronenfluss an der Detektorposition und dem gemittelten Neutronenfluss geliefert. Daraus wurden die Detektorantworten bestimmt. Insgesamt wurden in 4 axialen Schichten die radial gemittelten Detektorantworten der Messungen geliefert. Während der Transiente konnten die auf den Anfangswert bezogenen Detektorantworten mit den Messungen verglichen werden.

Weiterhin wurden die mikroskopischen Querschnitte von Xenon in die Bibliothek aufgenommen, um auf der Basis der gelieferten Verteilung der Xe-Konzentration den Ver-

giftungseffekt zu berücksichtigen. Die Xe-Verteilung entsprach dem Anfangszustand des Experimentes und berücksichtigte die Vorgeschichte des Reaktors.

Jeder Satz von Wirkungsquerschnitten enthielt die Konstanten der verzögerten Neutronen und die mittleren Geschwindigkeiten für jede Energiegruppe der Neutronen, die für die transiente Rechnung benötigt werden.

Bei der Berechnung der aktuellen Werte der Konstanten im BE bei gegebener Dichte ρ im BE musste berücksichtigt werden, dass in der Zellrechnung mit CASMO im Raum zwischen den BE, im so genannten Brennelement Bypass, Sättigungsdichte angenommen wurde. In Wirklichkeit ist die Dichte im Bypass von der Sättigungsdichte verschieden. Somit musste der Bypass simuliert und die Dichte korrigiert werden, um den richtigen Wert für die Querschnitte und Konstanten aus der Bibliothek zu ermitteln. Die Dichtekorrektur erfolgt mit Hilfe der Annahme, dass die mittleren Dichten im BE und im Bypass in CASMO-Rechnung und DYN3D-Rechnung gleich sind. Damit erhält man für die Dichte ρ , die zur Ermittlung der Querschnitte benutzt wird, den Wert

$$\rho = \rho_{CH} + \frac{A_{Byp}}{A_{CH}}(\rho_{SAT} - \rho_{Byp}) \quad (4.2.2)$$

Hierin beschreiben A_{Byp} und A_{CH} die Flächen von Bypass und die freie Strömungsfläche im BE. ρ_{CH} , ρ_{Byp} und ρ_{SAT} beschreiben die Dichte im BE, die Dichte im Bypass und die Sättigungsdichte.

Für die Berechnung der Konstanten des radialen Reflektors aus der Wirkungsquerschnittsdatenbibliothek wurde die Verwendung der Kühlmiteleintrittsbedingungen empfohlen. Für unteren und oberen axialen Reflektor wurden die Kühlmiteleintritts- bzw. Austrittsbedingungen verwendet.

Der zeitliche Verlauf der Nachzerfallswärme wurde mit der Spezifikation geliefert. Die Verteilung des stationären Anfangszustandes sollte für die Berechnung der Nachzerfallsleistung benutzt werden. In der Rechnung wurde das eigene Modell der Nachzerfallswärmeberechnung verwendet, das auf dem deutschen Standard beruht. Die am Beginn der Transiente ermittelte Nachzerfallswärme stimmte sehr gut mit der Vorgabe in der Spezifikation überein.

4.2.2 Thermohydraulik des Reaktorkerns

Es wurden weitgehend die Standardmodelle der Thermohydraulik von DYN3D verwendet. Allerdings mussten die Beziehungen für die Dichte, die Wärmeleitfähigkeit und die Wärmekapazität von Brennstoff und Hüllrohr in DYN3D durch die in der Spezifikation vorgegebenen Beziehungen ersetzt werden. Die Strömungswiderstände der Brennelemente wurden aus der Spezifikation entnommen. Die über den Brennstabradius gemittelte Brennstofftemperatur wird zur Ermittlung der Dopplerrückwirkung benutzt.

In der Standardsimulation mit DYN3D wurde jedes BE mit einem thermohydraulischen Kanal beschrieben. Für die Berechnung der Dichte im Bypass zwischen den BE wurde empfohlen, alle Bypässe durch einen mittleren Kanal zu beschreiben, in welchem

1.5 % der Leistung prompt freigesetzt wird. Die Reflektorelemente wurden mit einem Kanal beschrieben, der zur Simulation des Bypasses zwischen den BE benutzt wurde. Die Rückkopplung in den radialen Reflektorelementen wurden mit den Kühlmiteleintrittsbedingungen berechnet.

Für eine erste stationäre Rechnung in Phase II bei heißer Nullleistung HZP (hot zero power) wurden folgende Bedingungen vorgegeben:

- Brennstofftemperatur 552.8 K
- Mittlere Moderatorichte 753.98 kg/m³
- Reaktorleistung 32.93 MW.

In der Phase II wurden die thermohydraulischen Randbedingungen am Reaktorkern für die stationären Zustände und das Experiment TT2 vorgegeben. Die Bedingungen wurden aus den TRAC-BF1/NEM Rechnungen der Penn State Universität erhalten. Für den betrachteten Zeitbereich von 0 bis 5 s wurden folgende Verläufe vorgegeben:

- Massenströme in 33 thermohydraulischen Kanälen von Abbildung 4.2.1
- Eintrittstemperaturen in den 33 Kanälen
- Gesamtmassenstrom
- Druck am Kernaustritt

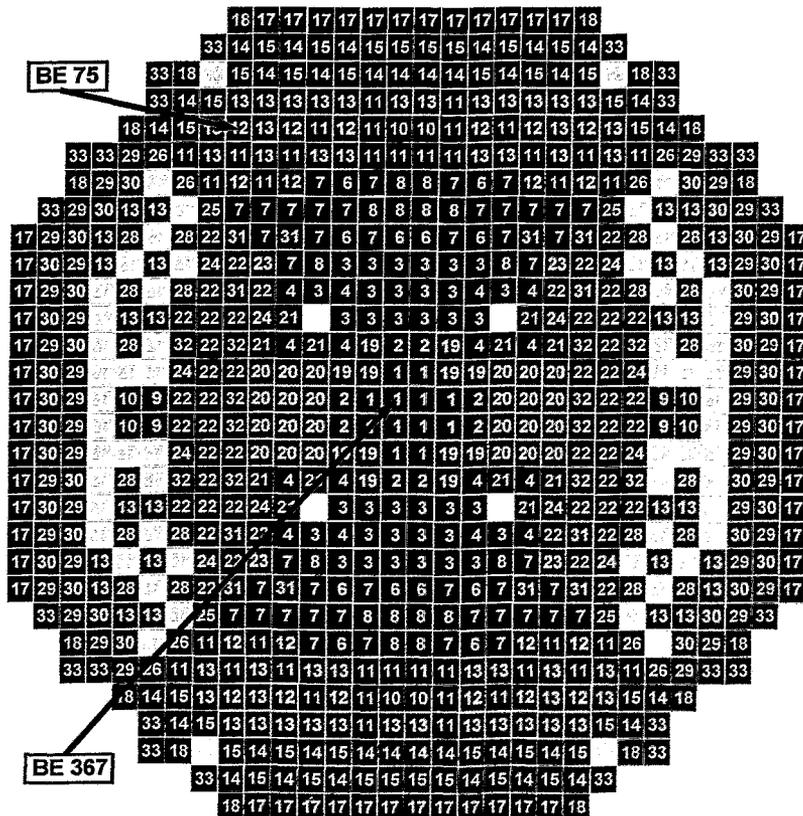


Abb. 4.2.1: Peach Bottom 2: Zuordnung der Brennelemente zu den 33 thermohydraulischen Kanälen der TRAC-BF1/NEM Rechnung.

Die DYN3D Rechnungen wurden unter Verwendung des vorgegebenen Gesamtmassestroms durch die BE durchgeführt. Der Bypassmassenstrom zwischen den Brennelementen wurde ebenfalls berücksichtigt. Der restliche Bypassmassenstrom um den Kern herum wurde vernachlässigt, da er in Phase II keinen Einfluss auf die Ergebnisse hat. Der Durchsatz durch die einzelnen Kanäle ergibt sich aus den Strömungswiderständen und der Annahme gleichen Druckverlustes über allen Kanälen des Kerns. Da für den Kanal, welcher der Simulation des Bypassmassenstroms diente, der Reibungskoeffizient nicht bekannt war, wurde im stationären Zustand mit Hilfe des Bypassmassenstroms die Größe des Reibungskoeffizienten bestimmt.

4.2.3 Beschreibung der verwendeten Rechenmodelle für den Reaktorkern

Der Zustand bei HZP wurde mit und ohne ADF berechnet. Für die Nachrechnung des TT2 mit vorgegebenen thermohydraulischen Randbedingungen in Phase II wurden 5 unterschiedliche Modelle für die Kernberechnung untersucht:

- Standardmodell: 1 Kühlkanal pro BE
Berücksichtigung der ADF
Siedemodell von MOLOCHNIKOV
- Ohne ADF 1 Kühlkanal pro BE
Siedemodell von MOLOCHNIKOV
- 33 Kanäle: 33 Kühlkanäle entsprechend Abb. 4.2.1
Berücksichtigung der ADF
Siedemodell von MOLOCHNIKOV
- ZUBER-FINDLAY: 1 Kühlkanal pro BE
Berücksichtigung der ADF
Siedemodell von ZUBER-FINDLAY
- 1D: Eindimensionales Modell
Siedemodell von MOLOCHNIKOV

Das detaillierteste Modell ist das Standardmodell, das auch das normale Siedemodell von DYN3D benutzt. Es zeigt die größte Übereinstimmung mit den Modellvorgaben in der Spezifikation. Die mit dem Standardmodell von DYN3D erzielten Resultate wurden an das Benchmarkteam geschickt und in die Vergleiche zwischen den Teilnehmern einbezogen. Das Standardmodell wurde in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu Phase III und den extremen Szenarien verwendet.

Nicht alle Teilnehmer konnten die ADF berücksichtigen. Es wurden DYN3D-Rechnungen ohne Berücksichtigung der ADF durchgeführt, um den Einfluss der ADF auf die Ergebnisse zu untersuchen. Gleichfalls haben verschiedene Teilnehmer mit den in Abbildung 4.2.1 gegebenen 33 Kühlkanälen gerechnet. Der Einfluss auf die Ergebnisse wurde ebenfalls durch eine DYN3D-Rechnung untersucht und die Ergebnisse mit dem Standardmodell verglichen. Die Ergebnisse der Rechnungen mit den Siedemodellen von MOLOCHNIKOV [Mol82] und ZUBER-FINDLAY [Zub65] wurden verglichen, um bestehende Unterschiede zu den Messergebnissen aufzuklären. Ein eindimensionales Modell wurde erstellt, da zu Beginn des Benchmarks Vergleiche mit

eindimensionalen Ergebnissen vorgesehen waren. Da in Zukunft zunehmend 3-dimensionale Codes für derartige Analysen verwendet werden, wurden diese Vergleiche aus dem Benchmark herausgenommen. In diesem Bericht werden die mit dem eindimensionalen Modell von DYN3D erzielten Ergebnisse in die Vergleiche der verschiedenen DYN3D-Rechnungen zu Phase II einbezogen.

4.2.4 Beschreibung des eindimensionalen Modells von DYN3D

In den eindimensionalen Rechnungen mit DYN3D wurde der Reaktorkern durch ein äquivalentes BE mit einem Kühlkanal simuliert. Es wurden am Rand des BE reflektierende Randbedingungen verwendet. Das radiale Leakage wurde in den makroskopischen Wirkungsquerschnitten berücksichtigt.

Zunächst mussten Wirkungsquerschnittsdaten für die eindimensionalen Rechnungen erzeugt werden. Dazu wurden mehrere stationäre 3-dimensionale Rechnungen mit DYN3D für verschiedene thermohydraulische Randbedingungen und Leistungsniveaus durchgeführt. Es erfolgte eine Mittelung der Querschnitte und Diffusionskoeffizienten mit Hilfe der Neutronenflüsse in jeder axialen Schicht. Das Leakage am radialen Rand wurde berechnet und zu den Absorptionsquerschnitten in jeder Energiegruppe hinzuaddiert. Die Parametrisierung der Querschnitte in jeder Schicht basiert auf folgendem Ansatz:

$$\Sigma(z_i, \rho, T_F) = \Sigma(z_i, \rho_0, T_{F,0}) + a_1(z_i)(\sqrt{T_F} - \sqrt{T_{F,0}}) + a_2(z_i)(\rho - \rho_0) + \quad (4.2.3)$$

$$a_3(z_i)(\sqrt{T_F} - \sqrt{T_{F,0}})(\rho - \rho_0) + a_4(z_i)(\rho - \rho_0)^2 + a_5(z_i)(\sqrt{T_F} - \sqrt{T_{F,0}})(\rho - \rho_0)^2$$

Die Koeffizienten wurden aus den für jede Schicht berechneten Querschnittssätzen ermittelt. ρ und T_F sind die mittleren Temperaturen in jeder axialen Schicht. ρ_0 und $T_{f,0}$ sind feste Bezugswerte. Die mittleren thermohydraulischen Randbedingungen am Kern wurden für die Rechnungen verwendet.

4.3 Die Modellierung von Phase III

Einer der entscheidenden Vorteile sowohl der externen als auch der parallelen Kopplung ist, dass unabhängig entwickelte Modelle für die Reaktoranlage und für den Reaktorkern nahezu problemlos gekoppelt werden können. Das erlaubt es, die in Phase I und Phase II des Bechmarks gemachten Erfahrungen optimal zu nutzen. Nach der gleichen Art und Weise war im Rahmen des OECD-Benchmarks zum Frischdampfleck im Druckwasserreaktor verfahren worden [Gru02, Gru03].

Der von der GRS übernommene Datensatz für Phase I wurde nur an einer Stelle verändert. Die ATHLET-Modelle für den Kühlkanal im Reaktorkern und für den Kernbypass wurden zu einem Objekt zusammengefasst. Am Ein- und Austritt in bzw. aus diesem neugebildeten Objekt wurden die Randbedingungen für die parallele Kopplung entnommen. Das erwies sich als notwendig, da im Rahmen der Modellierung von Phase II die Aufteilung des Kernmassenstroms in Strömung durch die Brennelemente und Strömung durch den Kernbypass innerhalb des DYN3D vorgenommen wurde (siehe Abschnitt 4.2). Der Bypass zwischen der äußeren Reihe der Brennelemente und dem Kernmantel wurde innerhalb des ATHLET-Modells simuliert (entsprechend Phase I). Das in Abschnitt 4.2 beschriebene Standardmodell für DYN3D mit 764 thermohydraulischen Kanälen wurde ohne Modifikationen in sämtlichen Rechnungen zu Phase III eingesetzt. Für die Rechnungen zu den extremen Szenarien in Phase III wurden die Öffnungs- und Schließcharakteristiken sowie die Ansprechdrücke der Entlastungs- und Sicherheitsventile in den Datensatz implementiert. Auch diese Daten wurden von der GRS übernommen.

5 Darstellung der Ergebnisse und Vergleiche

5.1 Beschreibung der Ergebnisse von ATHLET für Phase I

Wie in Abschnitt 2.3 ausgeführt, hatten die Rechnungen zu Phase I das Ziel, die thermohydraulische Modellierung der Reaktoranlage in den verschiedenen Thermohydraulikprogrammen zu testen. Auftretenden Unterschiede zwischen den einzelnen Teilnehmern sind eindeutig der thermohydraulischen Modellierung zuzuordnen, da alle Rechnungen mit vorgegebenem zeitabhängigen Leistungs- oder Reaktivitätsverlauf erfolgten (siehe Abschnitt 2.3).

Im folgenden sind ausgewählte Ergebnisse des Vergleichs der Rechnungen zu Phase I kurz dargestellt. Die Abbildungen entstammen dem Übersichtsvortrag über Phase I auf dem 4. Workshop zum Benchmark [Akd02]. Eine Auswertung durch das Benchmarkteam ist zur Zeit in Arbeit, ein Bericht dazu soll bis Ende 2003 vorgelegt werden. 15 Teilnehmer haben Ergebnisse zu Phase I eingereicht. Sie sind alle in Tab. 2.3.1 aufgeführt.

Abb. 5.1.1 zeigt die sich vor Beginn der Transiente ergebende Eintrittsenthalpie der einzelnen Rechnungen

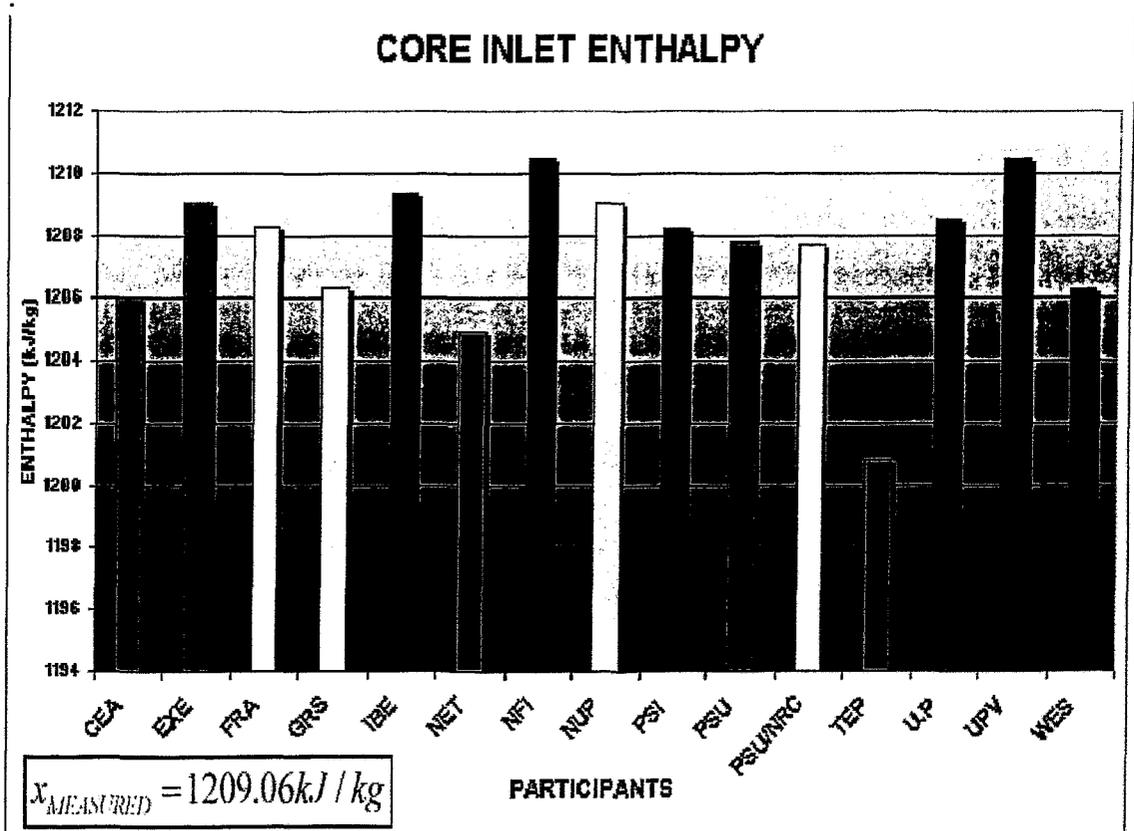


Abb. 5.1.1 Vergleich der Eintrittsenthalpie vor Beginn der Transiente

Überwiegend liegt eine gute Übereinstimmung vor, die meisten Teilnehmer unterschätzen den Messwert geringfügig. Auch der Druckabfall über den Reaktorkern zu Beginn der Transiente konnte von allen Teilnehmern gut eingestellt werden.

CORE AVERAGE PRESSURE DROP

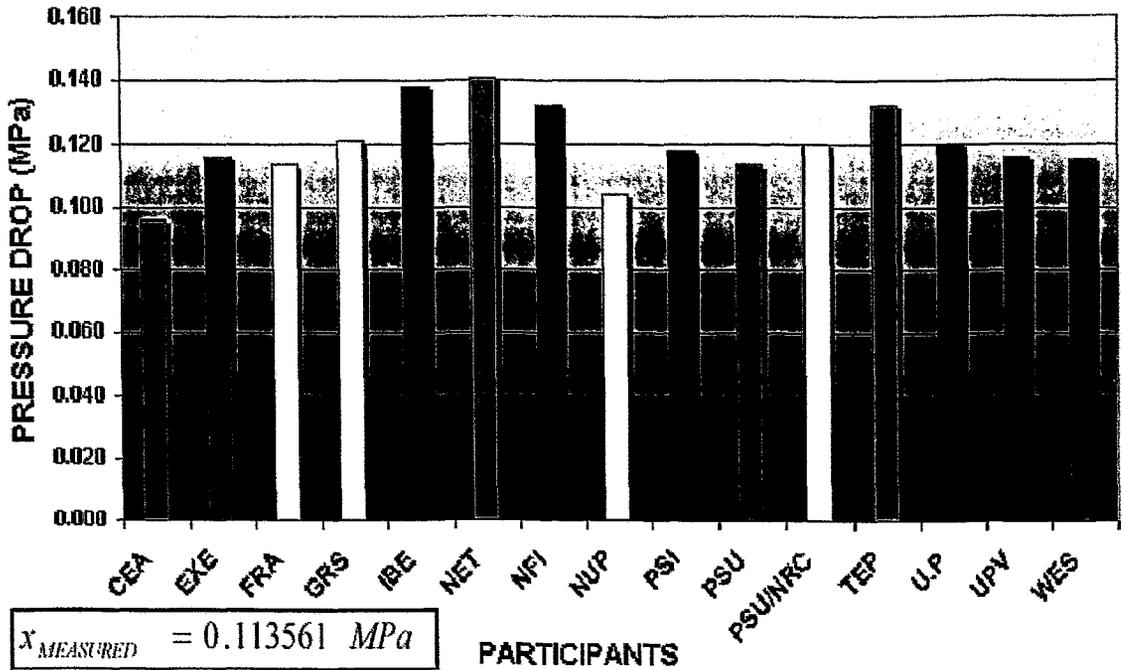


Abb. 5.1.2 Vergleich des Druckabfalls über den Kern vor Beginn der Transiente

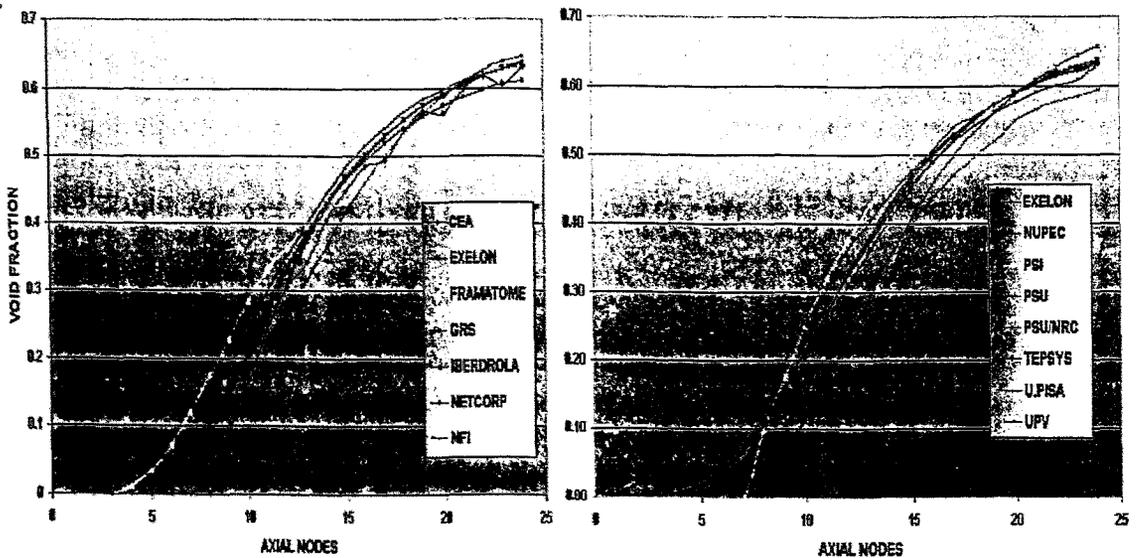


Abb. 5.1.3 Vergleich der axialen Dampfverteilung vor Beginn der Transiente

Unterschiede gibt es in der axialen Dampfverteilung vor Beginn der Transiente. In den verschiedenen Rechnungen beginnt der Siedeprozess auf unterschiedlichen Höhenebenen. Die ATHLET-Rechnung der GRS liefert schon beginnend vom zweiten Node an. Im Mittel wird der erste Dampf im fünften Node berechnet. Nahezu alle Programme berechnen am oberen Kernende Werte von über 60 %.

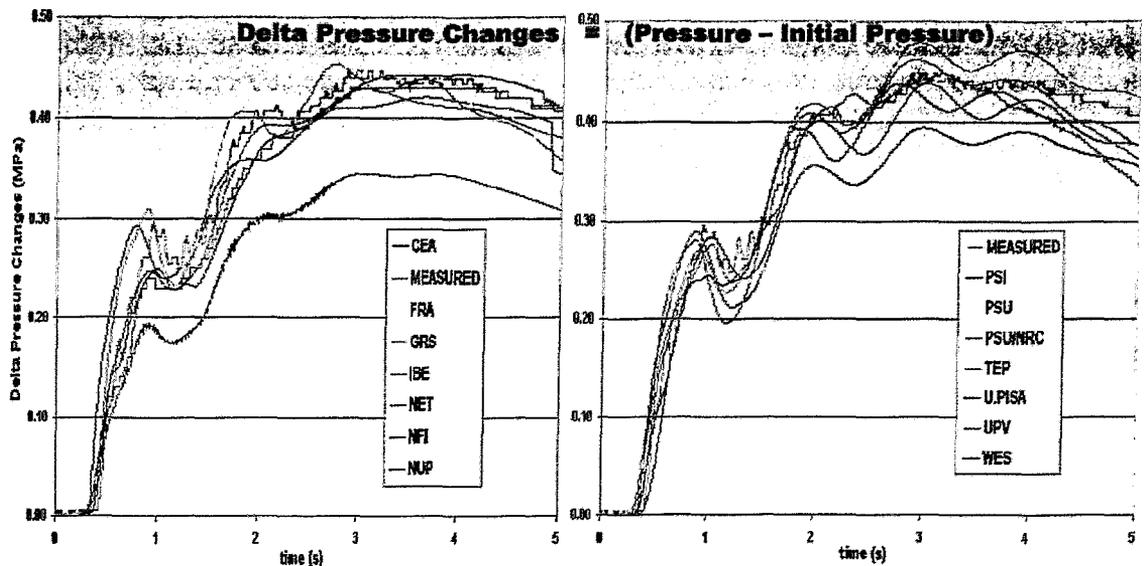


Abb. 5.1.4 Zeitverlauf der Druckänderung im Dampfdom während der Transiente

Abb. 5.1.4 zeigt den Verlauf der Druckänderung im Dampfdom. Dargestellt ist in der Abbildung die Abweichung vom Anfangszustand vor Beginn der Transiente. Der Bezugspunkt ist damit für die jeweilige Kurve ein anderer. Die Art der Darstellung wurde gewählt, um die Unterschiede im stationären Zustand, die schon verglichen wurden, von den Unterschieden, die sich aus der Transiente ergeben, separieren zu können. Global kann man sagen, dass alle Rechnungen mit Ausnahme von NetCorp in einem relativ schmalen Band liegen. Von allen Programmen wird der Druckanstieg, das nachfolgende Plateau mit einem geringen Abfall sowie der weitere Anstieg gut wiedergegeben.

Abschließend ist auf der Abb. 5.1.5 der Zeitverlauf des Massenstroms in den Jetpumpen dargestellt. Hier wirkt sich natürlich die unterschiedliche Modellierung der Pumpen in den einzelnen Programmen aus. Aber qualitativ gesehen, zeigen alle Rechnungen ein ähnliches Verhalten: sprunghafter Anstieg nach Initiierung der Transiente, Durchschwingen in den negativen Bereich (wiederum ausgewiesen als Änderung bezogen auf den Anfangszustand) und Stabilisierung auf einem höheren Niveau.

Abschließend kann gesagt werden, dass die vom thermohydraulischen Standpunkt sehr anspruchsvolle Transiente von den meisten Thermohydraulikprogrammen gut modelliert werden konnte.

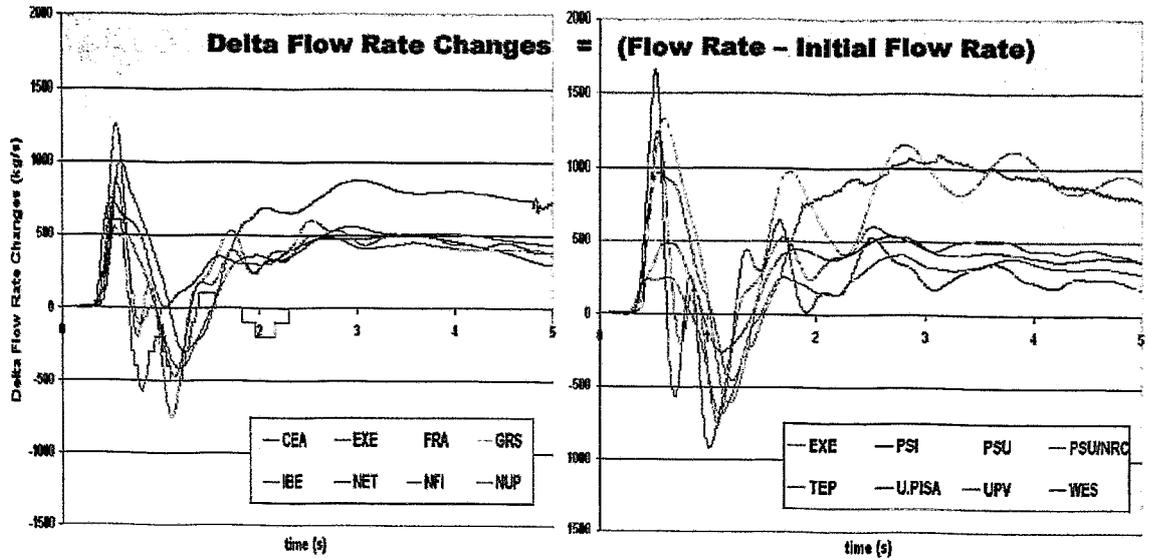


Abb. 5.1.5 Zeitverlauf der Änderung des Massenstroms durch die Jetpumpen während der Transiente

5.2 Die Ergebnisse von DYN3D für die Phase II

5.2.1 Stationärer Zustand bei heißer Nullleistung (HZZP)

Die Rechnungen für den gegebenen Zustand bei heißer Nullleistung (engl. hot zero power (HZZP)) dienten ersten Vergleichen der Neutronenkinetik und der Überprüfung des Anschlusses der Wirkungsquerschnittsdatenbibliothek. Die Positionen der Steuerstäbe entsprechen hierbei nicht dem Anfangszustand des Experimentes, sondern sind von Position zu Position abwechselnd voll eingetaucht oder ausgefahren [Sol01]. Es wurden der Eigenwert k_{eff} , die mittlere axiale Leistungsverteilung und die axialen Leistungsverteilungen in dem peripheren Brennelement 75 und dem zentralen Brennelement 367 (Abbildung 4.2.1) verglichen. Dabei wurden die mit den ADF berechneten DYN3D-Resultate für die Vergleiche geliefert. Abbildung 5.2.1 zeigt die Ergebnisse für den Eigenwert k_{eff} der Teilnehmer an dem Benchmark. Die Abkürzungen der Teilnehmer sind in Tabelle 2.3.2 beschrieben.

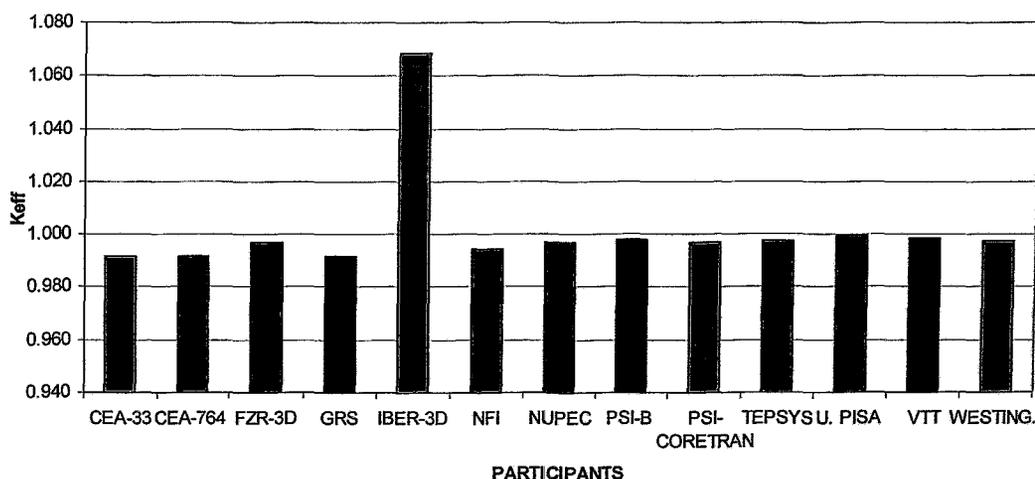


Abb. 5.2.1: Heisse Nullleistung: Vergleich der Eigenwerte k_{eff} der Teilnehmer [Gar02]

Der Vergleich der Eigenwerte zeigt, dass die Ergebnisse der Teilnehmer außer Iberdrola dicht beieinander liegen. Von CEA wurden mit 33 und 764 Kanälen im Kern gerechnet. Die PSI Rechnungen wurden mit RETRAN3D-Mod003.1 (PSI-B) und CORETRAN (PSI-CORETRAN) durchgeführt. Eine ähnlich gute Übereinstimmung zeigt sich beim Vergleich der radial gemittelten axialen Leistungsverteilung (Abb. 5.2.2). Eine größere Streuung der Ergebnisse ist in den axialen Verteilungen der Leistung in den BE 75 und 367 zu beobachten (Abb. 5.2.3 und Abb. 5.2.4).

Der Einfluss der ADF auf die Ergebnisse wurde mit einer zusätzlichen DYN3D-Rechnung ohne Berücksichtigung der ADF untersucht. Tabelle 5.2.1 zeigt den Eigenwert k_{eff} , die Leistungspeakfaktoren und den Maximalwert der Leistung in den BE 75 und 367. Es zeigt sich, dass der Eigenwert und der axiale Peakfaktor F_z nur wenig Unterschiede zeigen. Größere Differenzen ergeben sich für den radialen Peakfaktor F_{xy} und damit auch für F_Q , da die ADF zur Verringerung des Fehlers der Homogenisierung der nuklearen Konstanten nach der 2-dimensionalen Zellrechnung eingeführt wurden. Sie

sind für die radialen Seiten der Nodes in der Wirkungsquerschnittsdatenbibliothek gegeben. Entsprechende Differenzen zeigen sich in den Leistungsmaxima der axialen Verteilungen in den BE 75 und 367. Werden in den Abbildungen 5.2.3 und 5.2.4 die Ergebnisse von Iberdrola nicht betrachtet, so können die verbleibenden Unterschiede auf die unterschiedliche Berücksichtigung der ADF zurückgeführt werden.

Aus den Vergleichen ist zu erkennen, dass die Neutronenberechnung in DYN3D mit den anderen Ergebnissen konform ist.

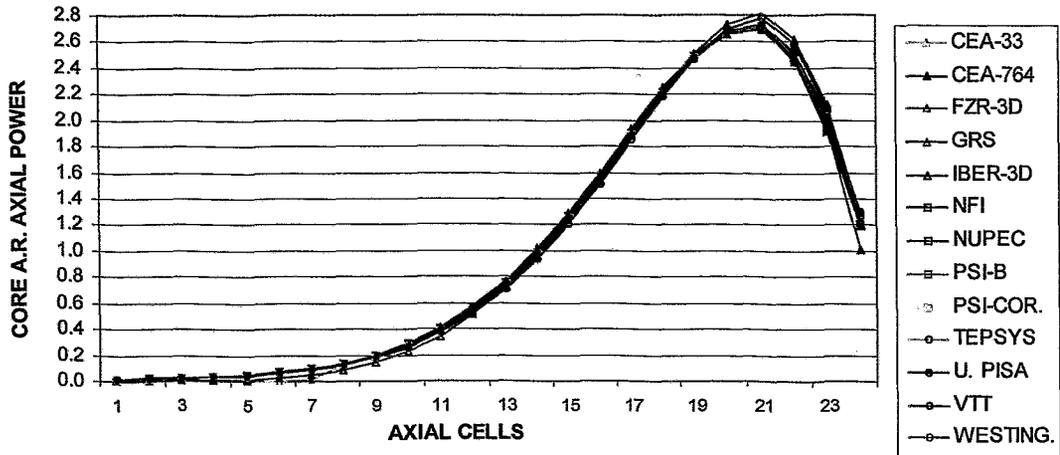


Abb. 5.2.2: Heisse Nullleistung: Vergleich der radial gemittelten Leistungsverteilung der Teilnehmer [Gar02]

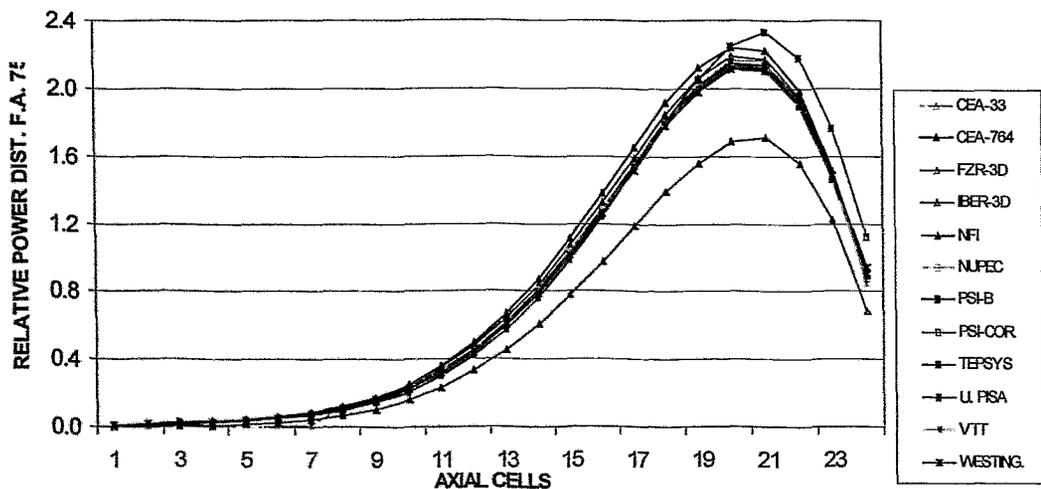


Abb. 5.2.3: Heisse Nullleistung: Vergleich der radial gemittelten Leistungsverteilung im Brennelement 75 [Gar02]

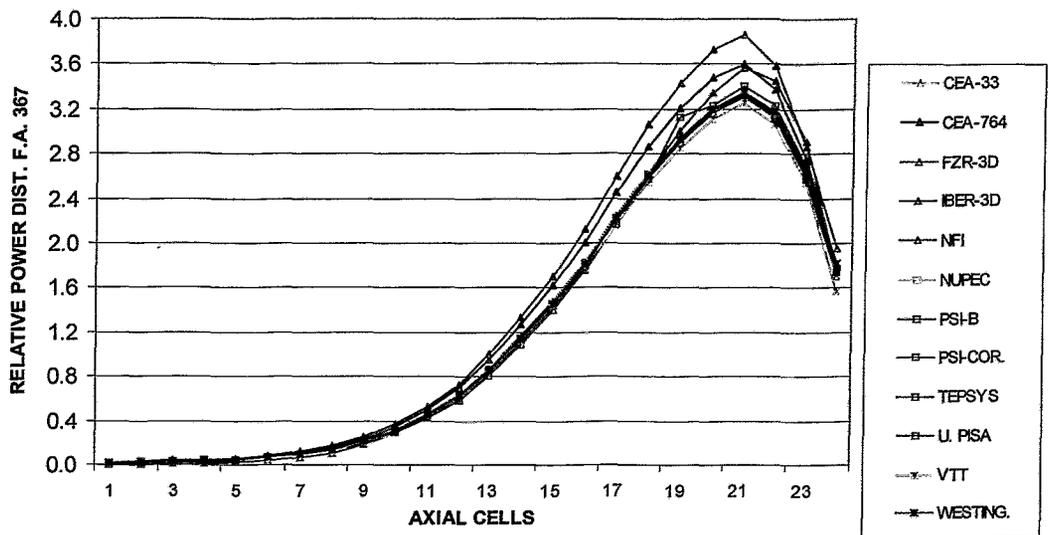


Abb. 5.2.4: Heisse Nullleistung: Vergleich der radial gemittelten Leistungsverteilung im Brennelement 367 [Gar02]

Tabelle 5.2.1: DYN3D Ergebnisse für den Zustand heisser Nullleistung mit und ohne Berücksichtigung der ADF

	mit ADF	ohne ADF	Abweichung (%)
k_{eff}	0.99654	0.99133	0.53
F_Q	5.364	5.056	6.1
F_{xy}	1.998	1.884	6.1
F_z	2.698	2.692	0.2
Max. BE 75	2.137	2.257	5.6
Max. BE 367	3.293	3.584	8.8

5.2.2 Stationärer Zustand zu Beginn der Messung

Die Ergebnisse für Phase II hängen von den speziellen thermohydraulischen Randbedingungen des Kerns ab, die in den TRAC-BF1/NEM Rechnungen ermittelt worden. Im Rahmen des Benchmarks wurde deshalb auf den Vergleich mit den Messergebnissen verzichtet und nur die Ergebnisse der Rechenprogramme untereinander verglichen. Die mit dem Standardmodell von DYN3D erhaltenen Ergebnisse wurden an das Benchmarkteam geschickt und in die Vergleiche einbezogen. Zur Einschätzung der hier dargestellten Ergebnisse der verschiedenen DYN3D Rechnungen werden aber die Messergebnisse mit herangezogen.

Mit den in Tabelle 2.2.1 gegebenen Bedingungen wurde der stationäre Anfangszustand berechnet. Aus der TRAC-BF1/NEM Rechnungen wurden die Massenströme in den 33 Kanälen von Abb. 4.2.1 zur Verfügung gestellt. Diese wurden in den DYN3D-Rechnungen nicht verwendet, sondern es wurden die Massenströme in jedem BE aus dem vorgegebenen Gesamtmassenstrom und den Widerständen in den Kanälen berechnet. Abbildung 5.2.1 zeigt für die BE längs der horizontalen Traverse die Leistungen in den BE, den Dampfgehalt am Kernaustritt und die Massenströme. Man sieht deutlich, dass Massenströme und Dampfgehalt korreliert sind. Der Dampfgehalt wiederum hängt von der Leistung in den BE ab. Die Ergebnisse wurden mit dem Standardmodell erhalten.

Im stationären Zustand beträgt die Nachzerfallsleistung entsprechend der Spezifikation 6.56% der Gesamtleistung. Das DYN3D-Modell liefert 6.37%. Infolge der Unsicherheiten der Nachzerfallsleistung ist diese Differenz akzeptabel.

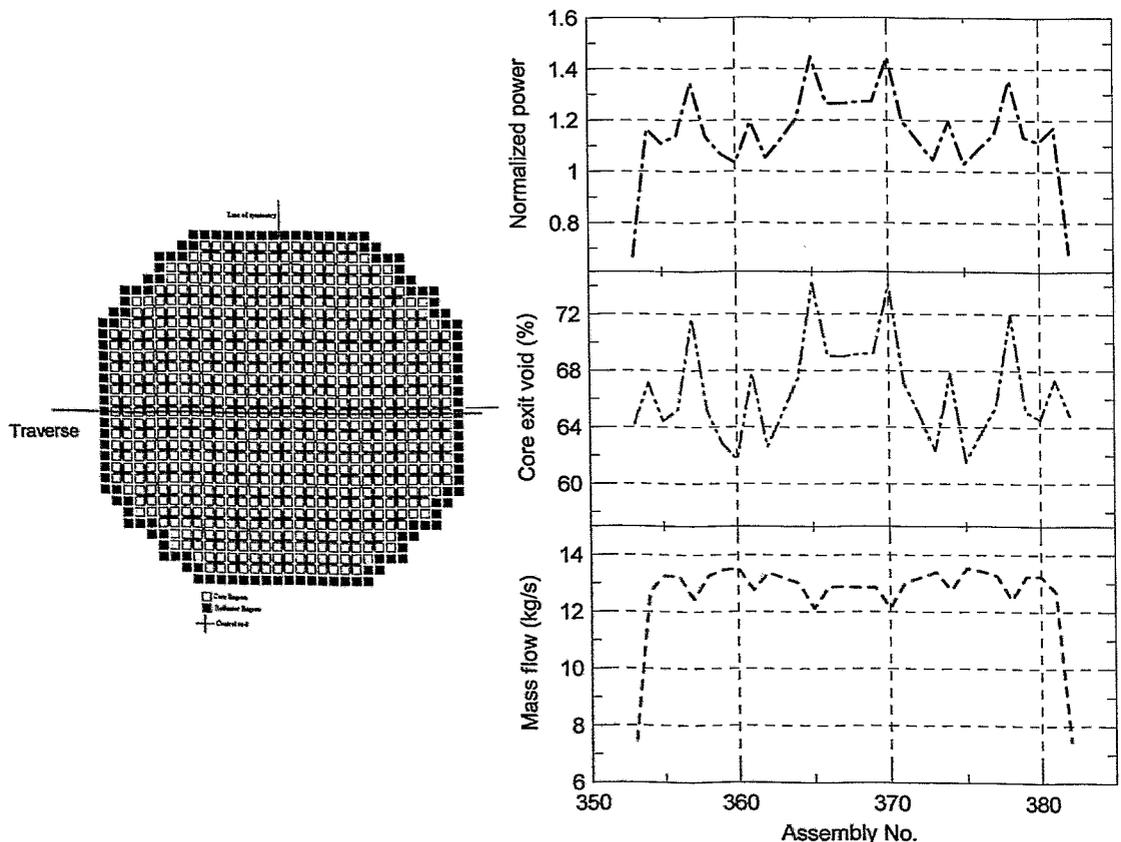


Abb. 5.2.5: Leistung, Dampfgehalt am Kernaustritt und Massenstrom der BE längs der gezeigten horizontalen Traverse.

Die Abbildungen 5.2.5 und 5.2.6 zeigen den Vergleich der Eigenwerte und der gemittelten axialen Verteilung der Teilnehmer. Mit FZR-1D sind die eindimensionalen DYN3D-Ergebnisse bezeichnet. Die relativen großen Streuungen sind zum Teil auf die unterschiedliche Modellierung des Benchmarks in den einzelnen Codes zurückzuführen. Unterschiede in der thermohydraulischen Modellierung führen in einem Siedewassereaktor zu Unterschieden in der Dampfproduktion und beeinflussen damit die Neutronen- und Leistungsverteilung im Kern. Abbildung 5.2.7 zeigt die axiale Voidverteilung der Teilnehmer.

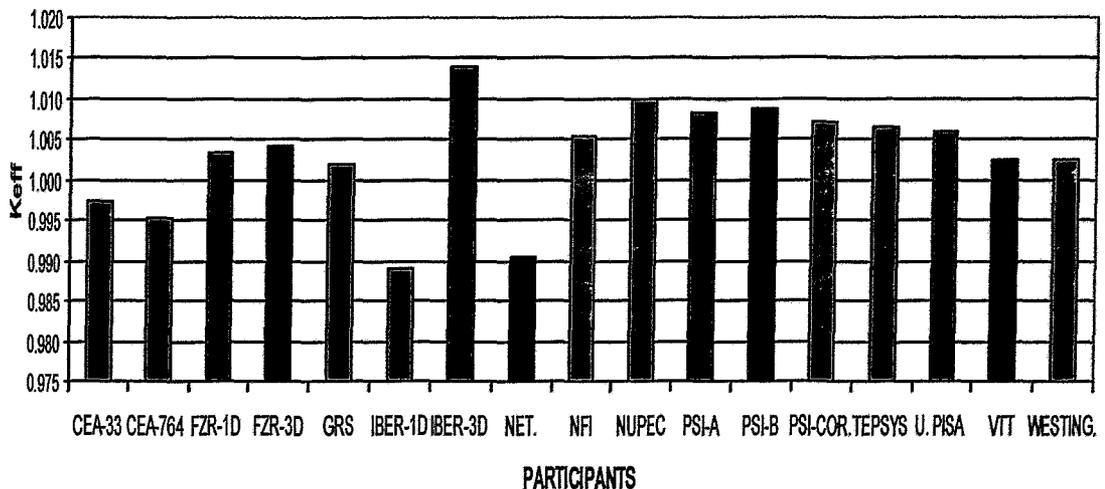


Abb. 5.2.5: Anfangszustand TT2: Vergleich der Eigenwerte k_{eff} der Teilnehmer [Gar02]

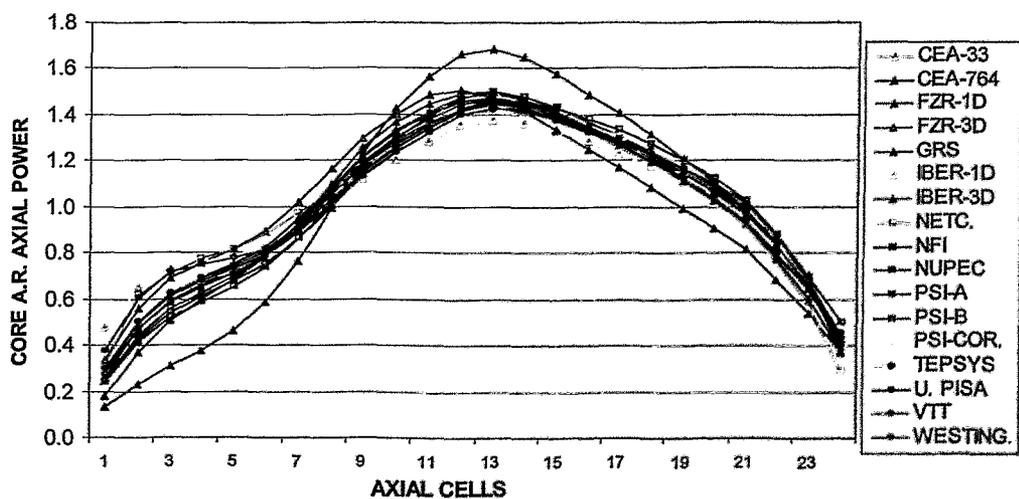


Abb. 5.2.6: Anfangszustand TT2: Vergleich der gemittelten axialen Leistungs-dichteverteilung der Teilnehmer [Gar02].

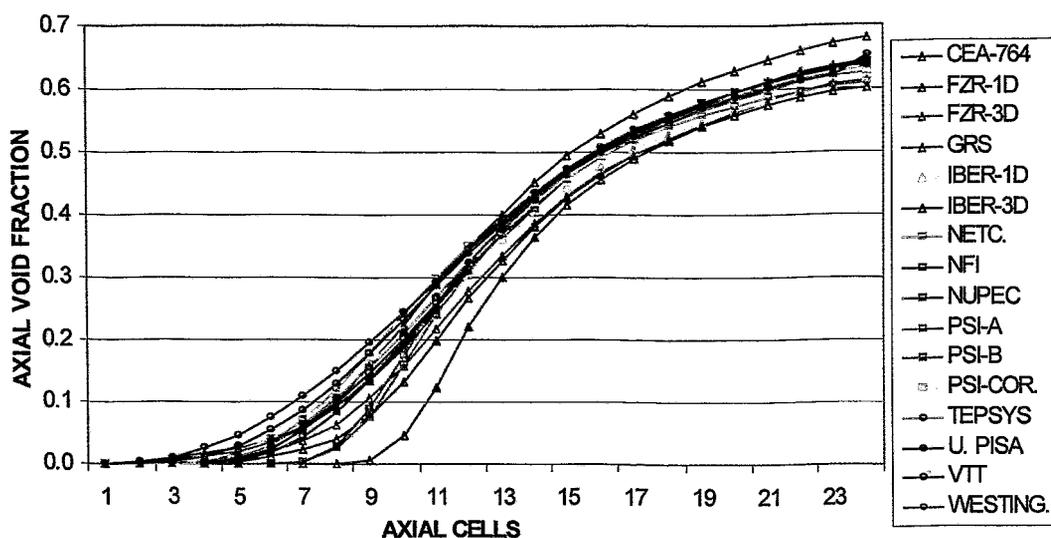


Abb. 5.2.7: Anfangszustand TT2: Vergleich der gemittelten axialen Voidverteilung der Teilnehmer [Gar02].

Zur Untersuchung der Unterschiede, die auf die Berücksichtigung der ADF, eine unterschiedliche Anzahl von thermohydraulischen Kanälen und unterschiedliche Siedemodelle zurückzuführen sind, wurden die Ergebnisse der verschiedenen DYN3D Rechnungen miteinander verglichen. Zusätzlich wurden die eindimensionalen Resultate in die Vergleiche mit aufgenommen. Tabelle 5.2.2 zeigt die Eigenwerte k_{eff} und Abbildung 5.2.8 die axialen Leistungsverteilungen für die verschiedenen DYN3D-Rechnungen. Die Ergebnisse zeigen eine geringe Streuung, die auch in den Ergebnissen der Teilnehmer (Abb. 5.2.5 und 5.2.6) zu beobachten ist. Die Abweichungen der radial gemittelten Leistungsverteilung gegenüber der Messung in Abb. 5.2.8 sind aber deutlich größer und auch in denen der anderen Teilnehmer in Abb. 5.2.6 vorhanden. Sie können auf die vorgegebenen thermohydraulischen Randbedingungen zurückzuführen sein, da z. B. geringe Abweichungen der Eintrittstemperatur oder des Druckes die axiale Leistungsverteilung deutlich beeinflussen. Betrachtet man die Resultate des eindimensionalen Modells in Tabelle 5.2.2 und Abb. 5.28, so ergibt sich eine gute Übereinstimmung der mittleren Parameter mit den dreidimensionalen Resultaten.

Tabelle 5.2.2: Eigenwerte k_{eff} der unterschiedlichen DYN3D-Rechnungen

DYN3D Modelle	k_{eff}
Standardmodell	1.00410
ohne ADF	1.00270
33 TH Kanäle	1.00527
ZUBER-FINDLAY	1.00587
1-dimensional	1.00316

Neben dem Vergleich der mittleren Parameter des Reaktorkerns ist die Frage von Interesse, welchen Einfluss die verschiedenen Modellierungen auf die Ergebnisse in ein-

zelenen Kanälen haben. Abbildung 5.2.9 und 5.2.10 zeigen die axiale Leistungsverteilung in den BE 75 und 367. Die einzelnen Simulationen zeigen Unterschiede, die im BE 75 besonders deutlich sind. Besonders die Anzahl der thermohydraulischen Kanäle und die Berücksichtigung der ADF haben einen Einfluss auf die Leistung im Brennelement 75. Das Siedemodell von ZUBER-FINDLAY liefert gegenüber dem MOLOCHNIKOV-Modell nur geringe Unterschiede.

Die Differenzen der Rechnungen mit und ohne Berücksichtigung der ADF lassen sich damit erklären, dass das BE 75 an einem eingetauchten Regelkreuz steht. In diesem Fall weicht der ADF stärker von 1.0 ab als im Fall ohne Regelstab. Der Einfluss der ADF auf die lokale Leistungsverteilung ist größer. Das BE 367 besitzt keinen eingetauchten Stab und die Unterschiede in der Leistung sind gering.

Der Effekt der 33 thermohydraulischen Kanäle auf die Leistungsverteilung im BE 75 kann ebenfalls erklärt werden. Im Modell mit 33 thermohydraulischen Kanälen gehört das BE 75 zum thermohydraulischen Kanal 12 (Abb. 4.2.1). Betrachtet man die Leistungen in den BE, die zum thermohydraulischen Kanal 12 gehören, so liefert das Standardmodell $p_i = 0.78$ für das BE 75 und die symmetrisch gelegenen BE. Die Leistungen der anderen BE des Kanals 12 haben Werte $1.17 < p_i < 1.22$. Die Mittelung der Leistungen liefert einen höheren Wert für den Kanal 12 als dem BE 75 entspricht. Dies bedingt auch einen höheren Dampfgehalt für die Rückkopplung im BE 75 als im Standardmodell (Abb. 5.2.11). Daraus resultiert die niedrigere Leistungsverteilung im BE 75 im Modell mit 33 thermohydraulischen Kanälen. Die Leistungen der BE des Kanals 1, zu welchem das BE 367 gehört, zeigen relativ kleine Unterschiede $1.12 < p_i < 1.24$. Dies erklärt den geringen Unterschied in der Leistung in Abb. 5.2.10.

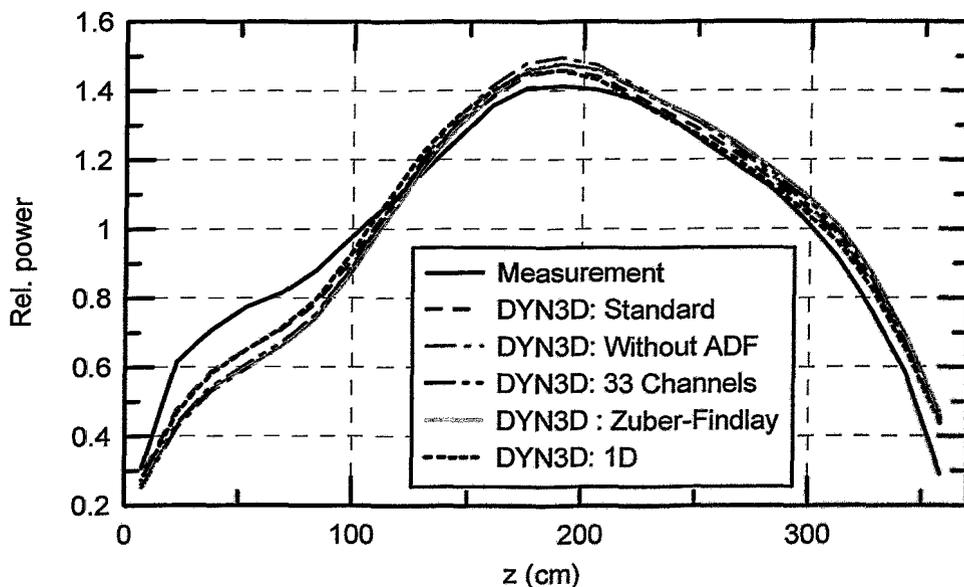


Abb. 5.2.8: Gemittelte axiale Leistungsverteilung der DYN3D-Rechnungen und das Ergebnis der Messung

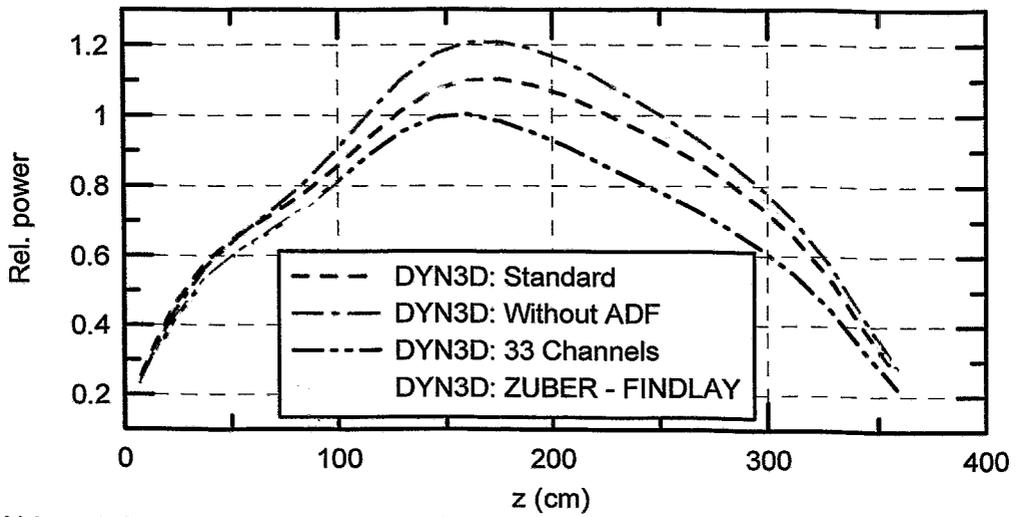


Abb. 5.2.9: Axiale Leistungsverteilung der DYN3D-Rechnungen im BE 75

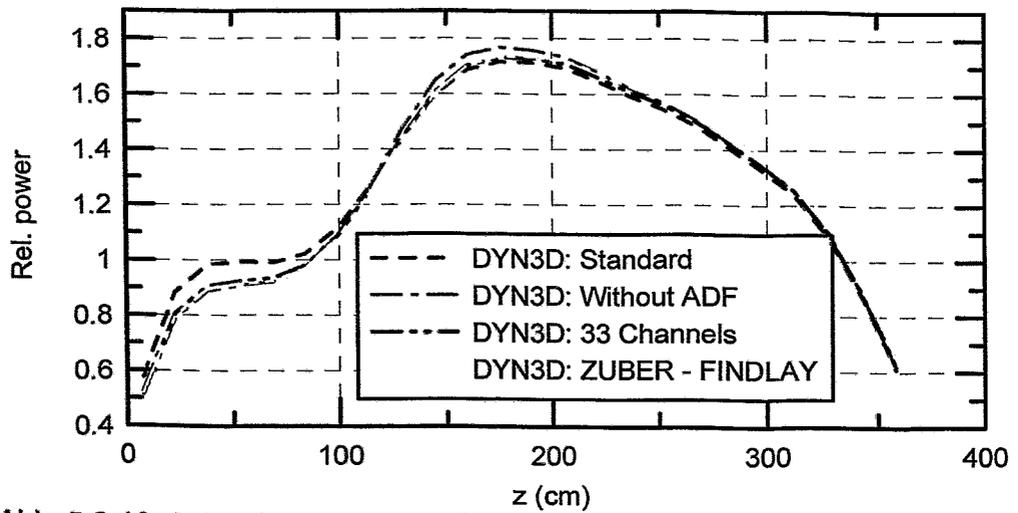


Abb. 5.2.10: Axiale Leistungsverteilung der DYN3D-Rechnungen im BE 367

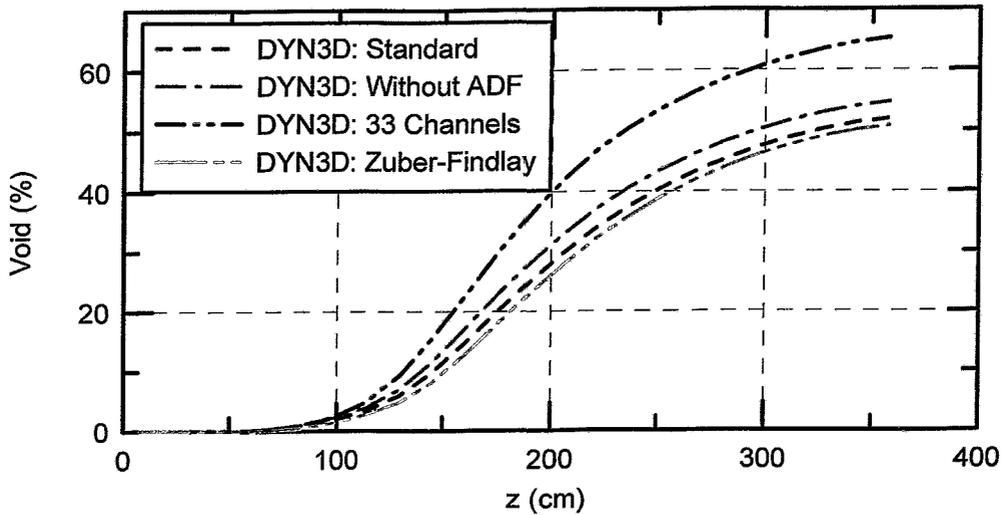


Abb. 5.2.11: Axiale Verteilung des Dampfgehaltes in den DYN3D-Rechnungen für das BE 75

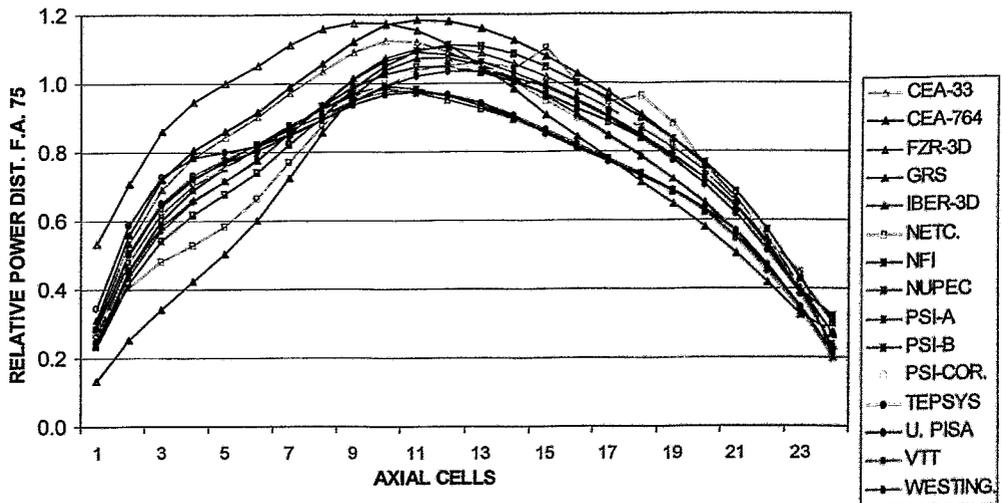


Abb. 5.2.12: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im BE 75 der Teilnehmer [Gar02]

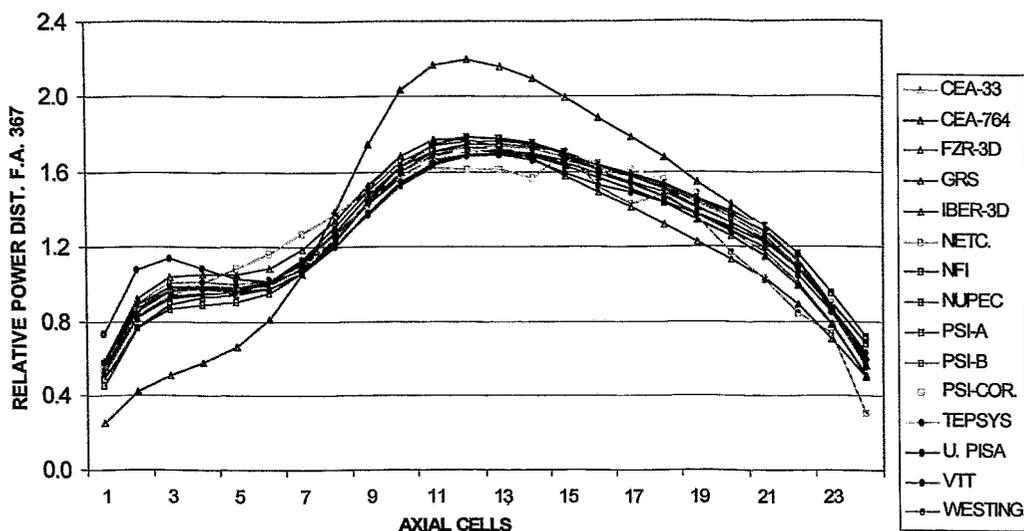


Abb. 5.2.13: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im BE 367 der Teilnehmer [Gar02]

Die Streuung der Ergebnisse der Leistungsverteilungen in den BE 75 und 367 in Abb. 5.2.12 und 5.2.13 ist bis auf einige Ausnahmen ähnlich wie in den DYN3D Resultaten in Abb. 5.2.9 und 5.2.10. Die Ausnahmen betreffen die Ergebnisse von Iberdrola und Netcorp, die auch schon im Vergleich der Eigenwerte k_{eff} in Abb. 5.2.5 die größten Abweichungen zeigen. Es kann festgestellt werden, dass die Streuung der Ergebnisse der Teilnehmer in den BE 75 und 367 teilweise auf die unterschiedliche Modellierung bezüglich der ADF oder der Anzahl der thermohydraulischen Kanäle zurückzuführen ist. Obwohl in den DYN3D-Rechnungen die Verwendung der Siedemodelle von MO-LOCHNIKOV und ZUBER-FINDLAY nur geringe Unterschiede zeigten, können sich die Siedemodelle in den Codes der Teilnehmer stärker unterscheiden und eine weitere Ursache der Streuung sein. Zur Beantwortung dieser Frage müssten genauere Untersuchungen durchgeführt werden, die aber nicht Gegenstand des Vorhabens sind.

5.2.3 Transiente Ergebnisse

Der Verlauf der Reaktorleistung wird hauptsächlich vom Verlauf des Druckes am Reaktorkern beeinflusst. Abb. 5.2.14 zeigt die aus den TRAC-BF1/NEM-Rechnungen gegebenen Druckverlauf am Austritt des Reaktorkerns. Der Verlauf im Zeitintervall von $t = 0$ s bis $t = 1$ s ist für die Leistung bestimmend, da danach durch das Einfahren der Steuerstäbe die Leistung unter die Anfangsleistung gesunken ist. Abb. 5.2.15 zeigt den Verlauf der Reaktorleistung für die verschiedenen DYN3D-Rechnungen. Die Höhe des Leistungspeaks stimmt gut mit der Messung überein und der Einfluss der Modellierung ist relativ klein. Ähnlich gut ist die Übereinstimmung in der Reaktivität. Die eindimensionale Rechnung zeigt einen zu starken Abfall in Reaktivität und Leistung, da im 1D-Modell das Einfahren der Regelstäbe nicht korrekt beschrieben wurde. Die Variantenrechnungen mit DYN3D zeigen bezüglich der integralen Parameter wie Reaktorleistung und Reaktivität nur geringe Differenzen.

Die Verläufe der Teilnehmer am Benchmark zeigen größere Unterschiede, die nicht auf die erwähnten Unterschiede wie Anzahl der Kühlkanäle und Berücksichtigung der ADF zurückgeführt werden können. Tabelle 5.2.3 zeigt die maximale Reaktorleistung im Leistungspeak. Leider konnten nicht alle Teilnehmer den Wert der totalen Leistung liefern. So musste in den Vergleichen zwischen totaler Leistung und prompter Leistung unterschieden werden. Der experimentelle Wert ist aus dem gegebenen relativen Verlauf der prompten Leistung und der prompten Anfangsleistung ermittelt worden. Der Beitrag der Nachzerfallswärme von 133 MW am Beginn der Transiente ist im Leistungsmaximum von untergeordneter Bedeutung. Da die Ergebnisse der Rechnungen sich im Maximum stärker unterscheiden, kann der Unterschied zwischen prompter Spaltleistung und totaler Leistung beim Vergleich der Resultate vernachlässigt werden. Die Ursachen für die Abweichungen sind offensichtlich auf die thermohydraulischen Modelle für die Beschreibung der transienten 2-Phasenströmung zurückzuführen. Sie wurden im Rahmen des Benchmarks nicht weiter untersucht.

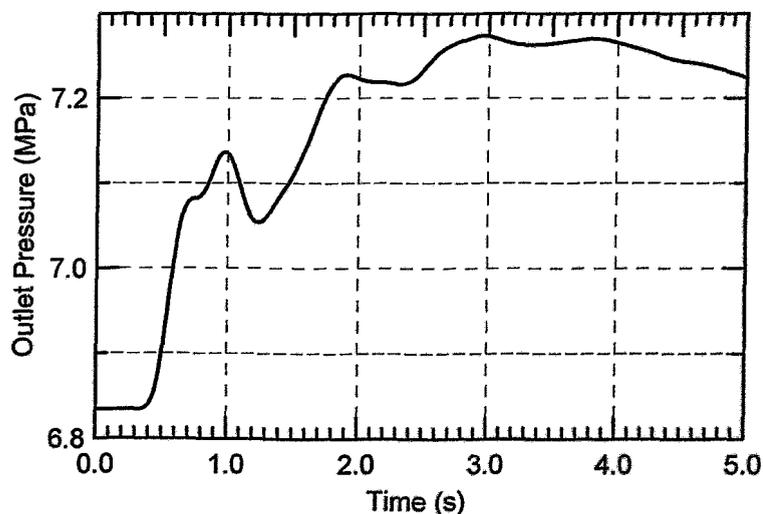


Abb. 5.2.14: Verlauf des Druckes am Austritt des Reaktorkerns aus der TRAC-BF1/NEM-Rechnung

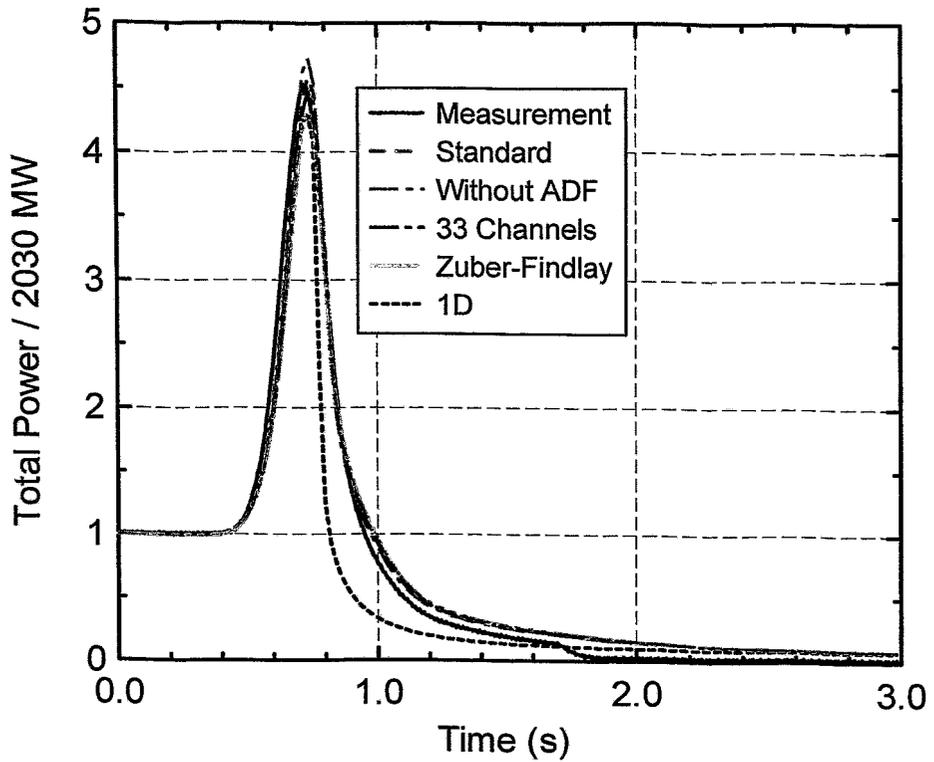


Abb. 5.2.15: Verlauf der Reaktorleistung der DYN3D-Rechnungen und das Ergebnis der Messung

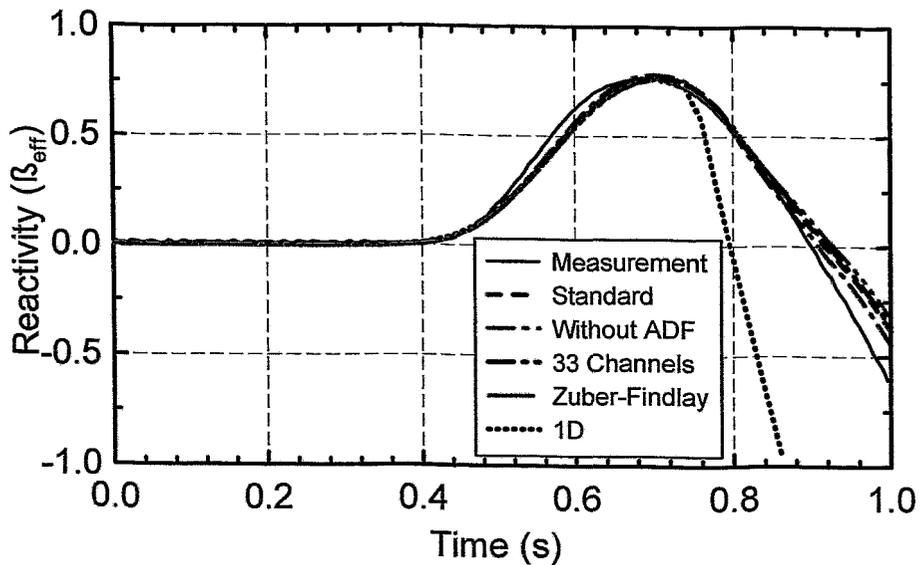


Abb. 5.2.16: Verlauf der Reaktivität der DYN3D-Rechnungen und das Ergebnis der Messung.

Tabelle 5.2.3: Maximale Reaktorleistung im Leistungspeak [Gar02]

Teilnehmer	Spaltleistung in MW	Teilnehmer	Gesamtleistung in MW
Experiment	8.62E+3	FZR-3D	9.22E+3
CEA/DEN33	1.22E+4	IBERDROLA-1D	8.53E+3
CEA/DEN764	1.15E+4	IBERDROLA-3D	1.55E+4
GRS	1.26E+4	NETCORP	8.80E+9
NFI	1.04E+4	TEPSYS	1.23E+4
NUPEC	1.20E+4	U. Pisa	9.22E+3
PSI-A, RETRAN-3D	1.20E+4		
PSI-B, RETRAN-3D	1.45E+4		
PSI-CORETRAN	9.23E+3		
TEPSYS	1.19E+4		
VTT	9.56E+3		
FZR-3D	9.01E+3		

Es wurden weiterhin die gemittelte axiale Leistungsverteilung im Kern und die axialen Verteilungen in den BE 75 und 367 im Moment des Leistungsmaximums und am Ende der Transiente bei $t = 5$ s verglichen. Die Ergebnisse der verschiedenen DYN3D-Rechnungen zeigten ein ähnliches Verhalten wie die axialen Verteilungen im Anfangszustand und werden deshalb hier nicht dargestellt. Ebenso zeigten die Vergleiche zwischen den Teilnehmern im Leistungsmaximum ein ähnliche Streuung wie am Beginn der Transiente. Der Vergleich der axialen Leistungsverteilung in den BE 75 und 367 am Ende der Transiente zeigt eine größere Streuung. Dies ist unter anderem durch die Verteilung der Nachzerfallswärme bedingt, die am Ende der Transiente nach dem Scram einen größeren Einfluss auf die Leistungsverteilung hat und nicht von allen Teilnehmern berücksichtigt wurde. Deshalb wurden nur die normierten axialen Verteilungen in den BE 75 und 367 vom Benchmarkteam der PSU verglichen. Da dies die wahre Streuung der Ergebnisse nicht richtig wiedergibt, wird auf die Darstellung hier verzichtet. Es werden nur die Maximalwerte der gemittelten axialen Verteilungen zum Zeitpunkt des Leistungsmaximums und am Ende der Transiente gegeben (Tabelle 5.2.4).

Mit diesen Vergleichen zu Phase II wurde das Standardmodell von DYN3D für den Kern des Peach Bottom 2 Reaktors validiert, um in den gekoppelten Rechnungen mit ATHLET/DYN3D zu Phase III eingesetzt zu werden. Die erhaltenen Ergebnisse zu Phase III werden im nächsten Abschnitt beschrieben.

Tabelle 5.2.4: Maximalwerte der normierten radial gemittelten Leistungsverteilungen im Moment des Leistungsmaximums und am Ende der Transiente

Teilnehmer	Leistungsmaximum	Ende der Transiente
CEA/DEN33	1.59107	1.52229
CEA/DEN764	1.56613	1.50023
FANP	1.59500	1.52000
NFI	1.58910	1.31890
NUPEC	1.58800	1.49200
PSI-B	1.58040	1.49750
PSI-CORETRAN	1.53780	1.50440
VTT	1.54170	1.49170
PSI-A	1.56200	1.51020
FZR-3D	1.54278	1.47030
IBERDROLA	1.56800	1.50030
TEPSYS	1.54514	1.48135
U. Pisa	1.51900	1.45200
UPV	1.50474	1.47151

5.3 Vergleich der Ergebnisse von DYN3D/ATHLET für Phase III

5.3.1 Zustand vor Beginn der Transiente

Vor der eigentlichen transienten Rechnung wurde eine Nulltransiente über 200 s zur Stabilisierung der Parameter durchgeführt. Tab. 5.3.1 gibt einen Überblick über die Parameter am Ende dieser Nulltransiente im Vergleich zu den aus dem Prozessrechner erhaltenen Messwerten. In die Tabelle sowie in die meisten Abbildungen wurden auch Werte der ATHLET/QUABOX-CUBBOX-Rechnung (ATHLET/QC) mit aufgenommen. Weiter unten wird auf den Vergleich der beiden Rechnungen eingegangen.

Tab. 5.3.1 Überblick über ausgewählte Parameter vor Beginn der Transiente

Parameter	Prozessrechner	ATHLET/DYN3D	ATHLET/QC
Kernleistung [MW]	2030	1995	1896*
Massenstrom [kg/s]	10445.0	10378.5	11329.0
Druck im Dampfdome [MPa]	6.799	6.783	6.7965
Druckabfall über den Kern [kPa]	113.5	119.2	-
Mittlerer Dampfgehalt im Kern [%]	30.4	30.7	-
Dampfgehalt am Kernaustritt [%]	-	62.4	66.3
K_{eff}	1.0000	1.00371	1.00533

*nur Spaltleistung

Der Vergleich der berechneten mit den gemessenen Daten zeigt, dass die Anfangsbedingungen für das komplexe System gut eingestellt werden konnten. Die radial gemittelte axiale Leistungsverteilung für diesen Anfangszustand ist im Vergleich zu den Messwerten in Abb. 5.3.1 dargestellt. Die globale Übereinstimmung ist gut, im unteren Teil des Reaktorkerns wird die Leistung etwas unterschätzt.

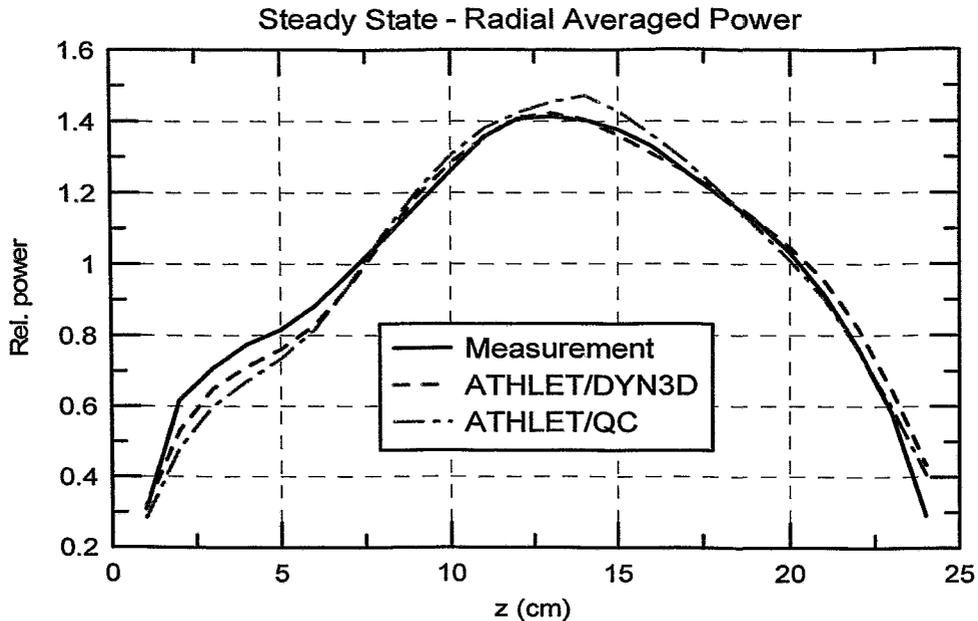


Abb. 5.3.1: Vergleich der axialen Leistungsverteilung vor Beginn der Transiente zwischen Messung, ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC-Rechnung

5.3.2 Vergleich der Ergebnisse für die Transiente mit den Messergebnissen und den Ergebnissen von ATHLET/QUABOX-CUBBOX

Die Transiente wird durch das Schließen der Turbinenventile eingeleitet (siehe Abschnitt 2.2: Beschreibung des Experiments). Als Folge dieses Schließens kommt es mit geringer Verzögerung im Reaktordruckbehälter zu einer Druckerhöhung. Dieser rapide Druckanstieg (rd. 0.6 MPa/s) verursacht einen Kollaps des Dampfgehaltes im Kern und löst die Leistungserhöhung aus. Die korrekte Beschreibung des Druckverlaufs ist von entscheidender Bedeutung für den Leistungsverlauf. Speziell trifft das für den Zeitraum der ersten 0.8 s zu. Die ATHLET/DYN3D-Rechnung startet von einem geringfügig niedrigeren Level (siehe Tab. 5.3.1). Während des Druckanstiegs liegen die berechnete und gemessene Kurve aber nahezu vollständig übereinander (Abb. 5.3.2). Das berechnete erste Druckmaximum bei $t = 0.8$ s liegt wiederum knapp unterhalb des gemessenen Wertes. Damit ist der durch die Schließung der Turbinenventile eingebrachte absolute Druckzuwachs zwischen Rechnung und Messung identisch.

Wie zu erwarten, wird der Dampfgehalt kleiner, der berechnete Wert ist in Abb. 5.3.3 dargestellt. Abb. 5.3.4 und 5.3.5 zeigen den Verlauf der Spaltleistung im Vergleich zum Experiment. Die Übereinstimmung ist sehr gut. Die ansteigende Flanke der berechneten und gemessenen Leistung liegen übereinander, das berechnete Maximum ist geringfügig kleiner als der Messwert. Aus früheren Arbeiten zur Untersuchung des Durchdringungsabschlusses im Siedewasserreaktor [Gru97a] ist bekannt, wie sensitiv die Leistungserhöhung vom Druckverlauf abhängt. Auch unter diesem Gesichtspunkt ist die Übereinstimmung überaus gut.

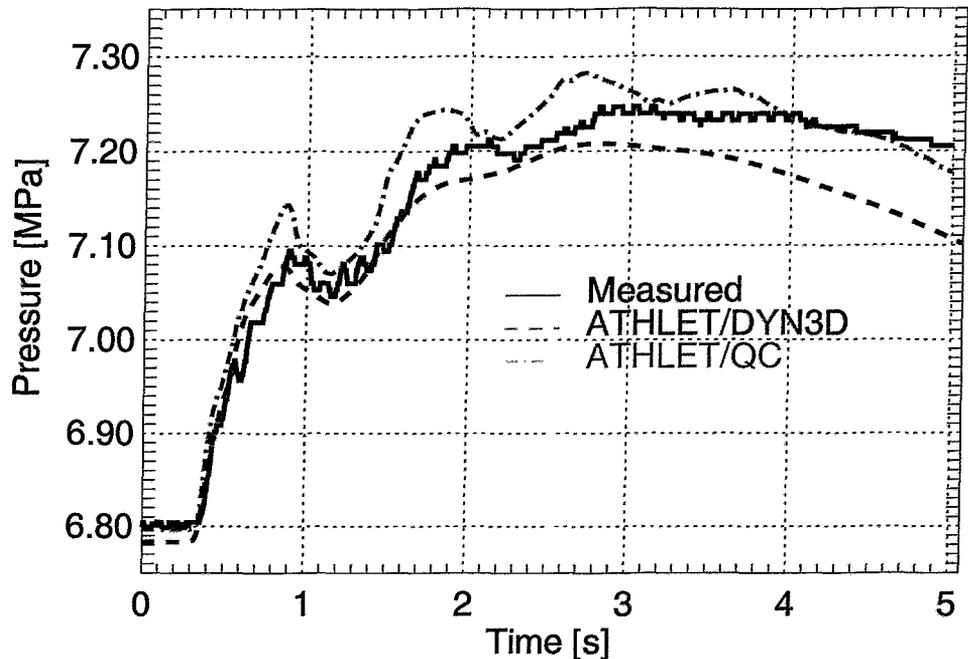


Abb. 5.3.2: Druckverlauf im Dampfdome im Vergleich zwischen Messung, ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC- Rechnung

Die vier zur Verfügung gestellten Messdaten der Incore-Instrumentierung sind in den Abbildungen 5.3.6 bis 5.3.9 verglichen. Sie zeigen den Verlauf der radial gemittelten Neutronenflüsse in vier verschiedenen Höhen des Reaktorkerns, beginnend von unten. Dargestellt sind jeweils die ersten zwei Sekunden der Transiente. Der Zeitverlauf der Leistung auf den vier Höhenebenen ist wie die Gesamtleistung nahezu identisch mit den Messwerten. Der erreichte Maximalwert wird im unteren Bereich des Reaktorkerns geringfügig überschätzt, in der obersten Höhenebene gibt es eine vollständige Übereinstimmung mit dem Messwert.

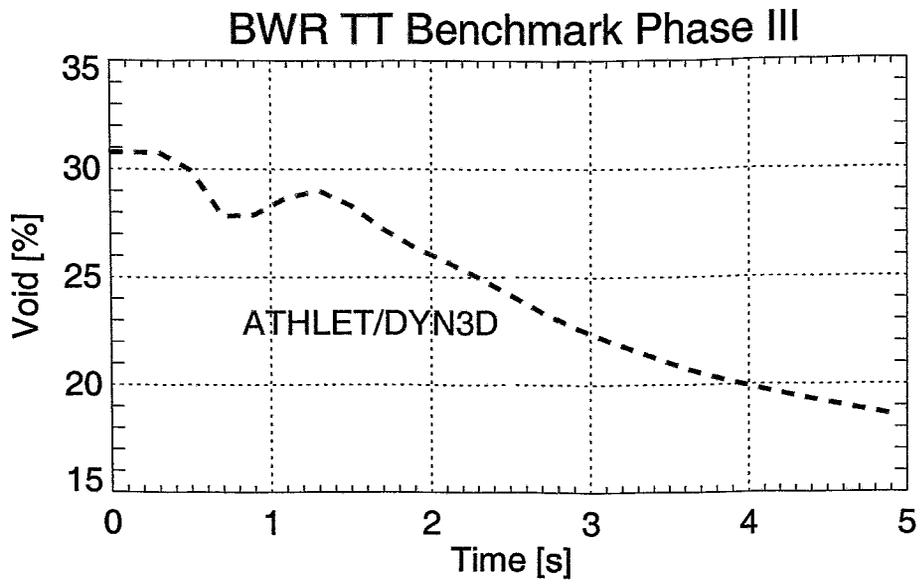


Abb. 5.3.3: Mittlerer Dampfgehalt im Reaktorkern in der ATHLET/DYN3D-Rechnung

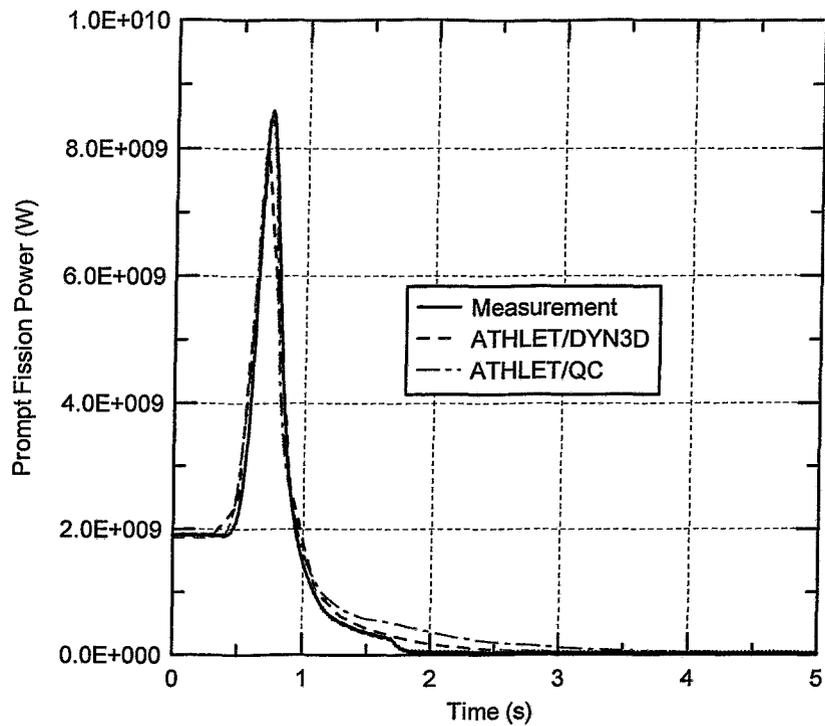


Abb. 5.3.4: Zeitverlauf der Leistung im Vergleich zwischen Messung, ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC- Rechnung

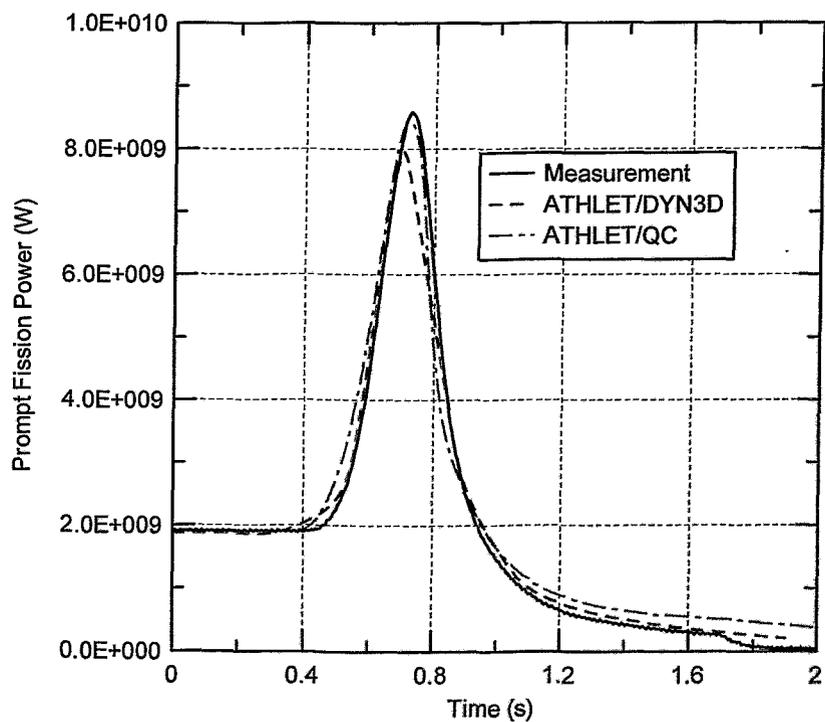


Abb. 5.3.5: Zeitverlauf der Leistung im Vergleich zwischen Messung, ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC- Rechnung (Ausschnitt)

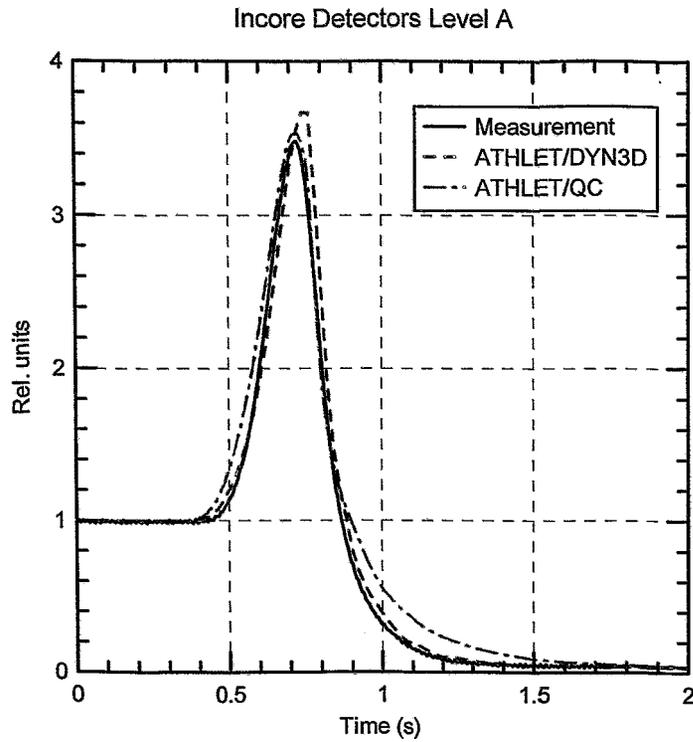


Abb. 5.3.6: Zeitverlauf der gemessenen und berechneten Detektorsignale in Höherebene A

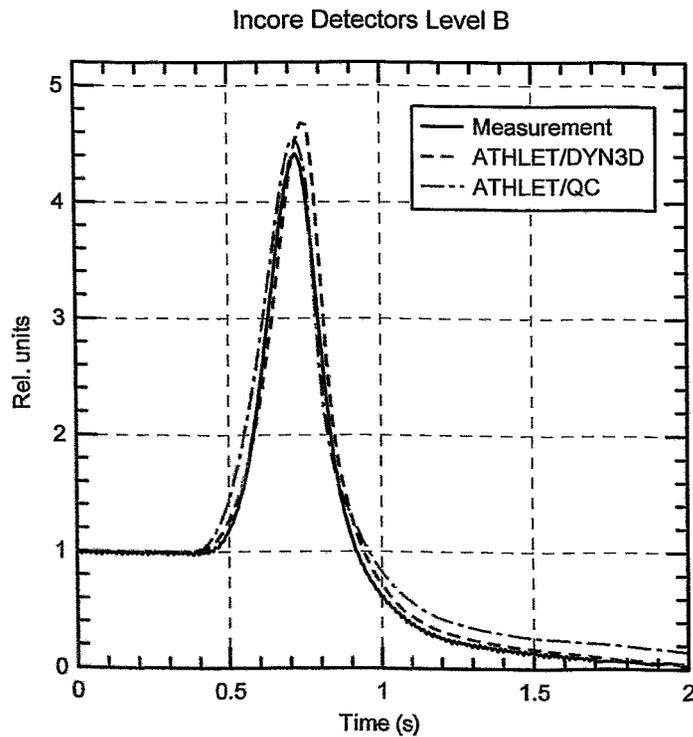


Abb. 5.3.7: Zeitverlauf der gemessenen und berechneten Detektorsignale in Höherebene B

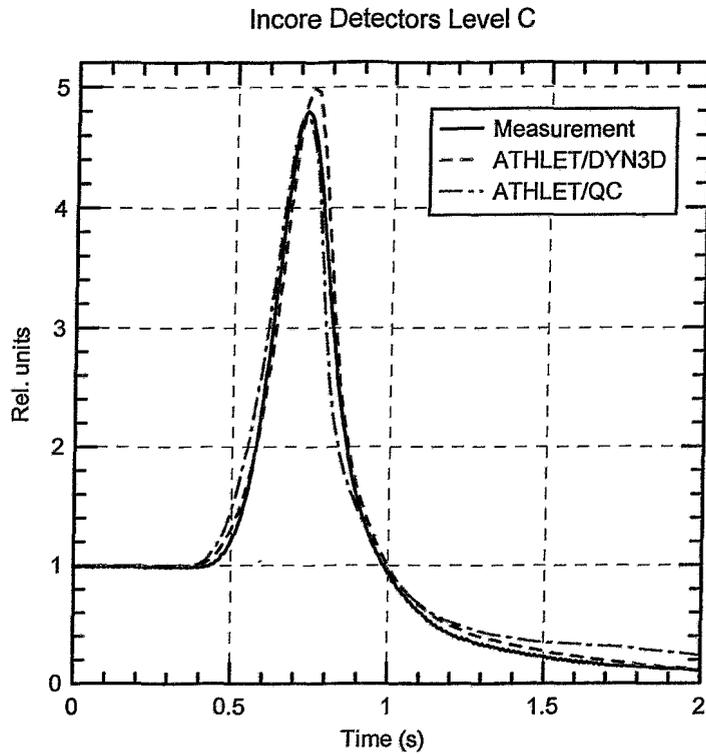


Abb. 5.3.8: Zeitverlauf der gemessenen und berechneten Detektorsignale in Höherebene C

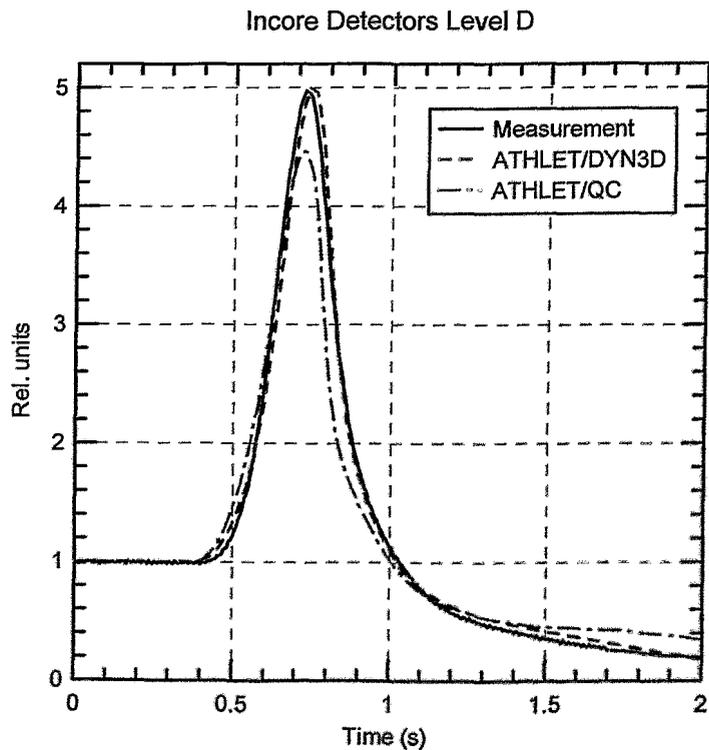


Abb. 5.3.9: Zeitverlauf der gemessenen und berechneten Detektorsignale in Höherebene D

Bei $t = 0.63$ s wird die Reaktorschnellabschaltung aktiviert, mit einer Verzögerung von 120 ms fahren die Stäbe in den Reaktorkern ein.

Sowohl in der Messung als auch in der Rechnung wird das Maximum der Reaktorleistung vor dem Beginn des effektiven Stabeinfahrens (Abschaltsignal plus Verzögerungszeit) erreicht. Das bedeutet, dass ausschließlich die Rückkopplung für die Begrenzung der maximalen Leistung in Messung und Rechnung verantwortlich ist. Der wieder steigende Dampfgehalt im Kern und mit geringerem Einfluss der Anstieg der Brennstofftemperatur (siehe Abb. 5.3.10) aufgrund der Leistungserhöhung sind die beiden wirksam werdenden Rückkopplungsparameter. Aus der Übereinstimmung zwischen gemessener und berechneter Leistung kann geschlossen werden, dass das Programm ATHLET/DYN3D in der Lage ist, dieses Zusammenspiel von zugeführter positiver Reaktivität, die daraus resultierende Leistungserhöhung und die nachfolgende Leistungsabsenkung aufgrund der wirksam werdenden Rückkopplung in realistischer Weise zu erfassen.

Nach diesem ersten Leistungspeak wird die negative Reaktivität durch die einfahrenden Stäbe wirksam. Innerhalb kürzester Zeit wird der Reaktor in einen tief unterkritischen Zustand gebracht. Der berechnete Zeitverlauf der Reaktivität ist im Vergleich zu den Messwerten in Abb. 5.3.11 dargestellt. Die berechnete und gemessene Kurven liegen im ersten (wichtigen) Teil der Transiente vollständig übereinander, Zeitverzögerung des Ansteigens, das Ansteigen, der erreichte Maximalwert und das Abfallen nach dem Maximum werden von ATHLET/DYN3D nahezu perfekt wiedergegeben. Die Abweichungen im unterkritischen Bereich ab einem Wert von rd. 2 \$ sind für den Verlauf der Transiente bedeutungslos. Um diese Unterschiede aufzuklären, müßte näher untersucht werden, wie der Reaktivitätszustand eines unterkritischen System vom Prozessrechner ermittelt wird. Die Zeitkonstanten der Detektoren spielen dabei sicher eine wesentlich größere Rolle als im kritischen oder überkritischen Zustand des Reaktors.

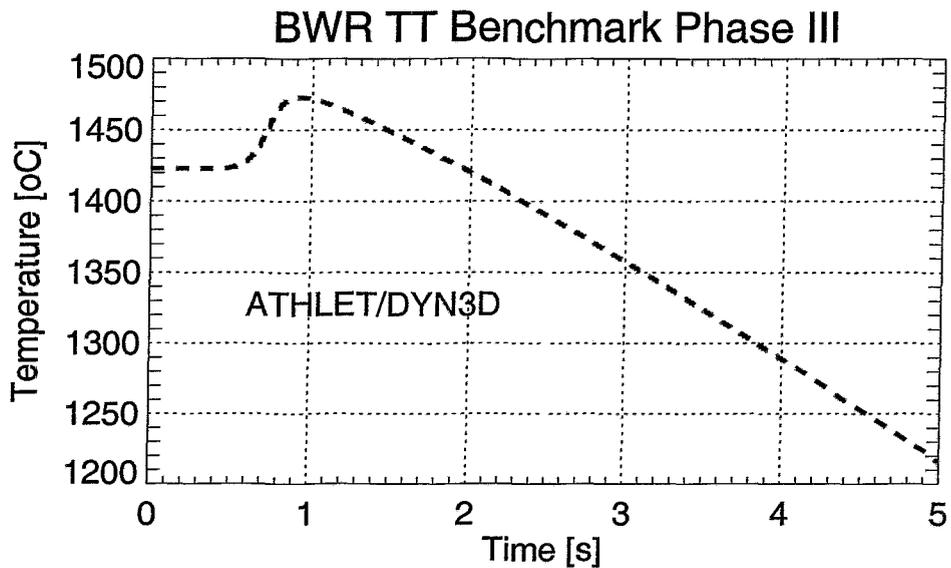


Abb. 5.3.10: Maximale Brennstofftemperatur in der ATHLET/DYN3D-Rechnung

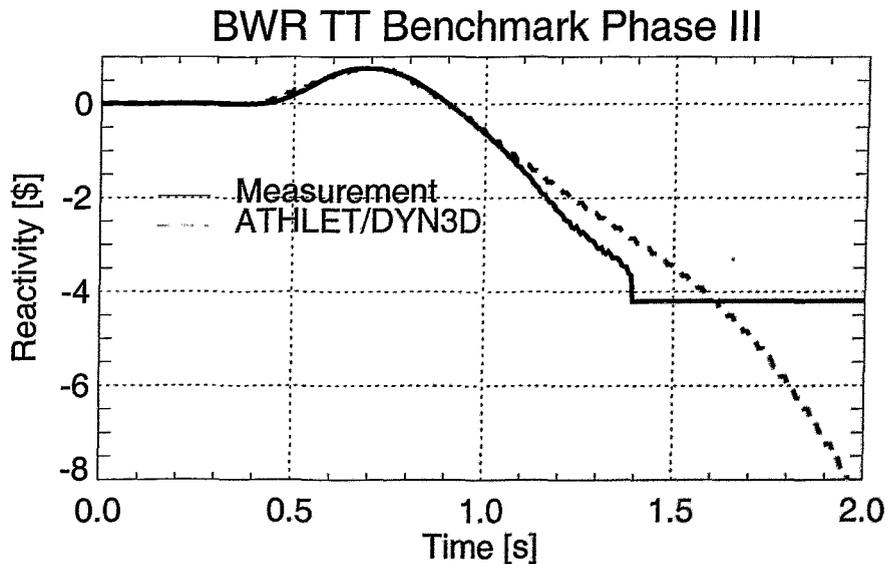


Abb. 5.3.11: Zeitverlauf der Reaktivität in der Messung und der ATHLET/DYN3D-Rechnung

Kurze Zeit später erreicht der Druck im Dampfdome seinen Maximalwert und beginnt dann zu fallen. Zeitpunkt und Höhe dieses Maximalwertes werden von der ATHLET/DYN3D-Rechnung in guter Übereinstimmung wiedergegeben.

Das Turbinenbypasssystem führt mehr Wärme ab als im Kern aufgrund nach der Nachzerfallswärme produziert wird. Die Transiente ist damit praktisch zu Ende.

5.3.3 Vergleich mit den Ergebnissen der Teilnehmern

Ein allgemeiner Überblick über die Teilnehmer am Benchmark ist in Tab. 2.3.1 gegeben. In der folgenden Tabelle sind nur die Teilnehmer aufgelistet, die für Phase III Ergebnisse eingereicht haben. Zusätzlich ist die Anzahl der modellierten Kühlkanäle mit aufgeführt. Der Einfluss der Anzahl der modellierten Kühlkanäle besonders auf die lokalen Größen war schon in Abschnitt 5.2 diskutiert worden. Wie aus der Tabelle zu sehen ist, hat die Mehrzahl der Teilnehmer auf eine detaillierte Modellierung der Thermohydraulik des Reaktorkerns verzichtet. Neben FZR haben nur zwei weitere Organisationen (CEA und Westinghouse) Ergebnisse aus Rechnungen mit einer 1:1-Modellierung der Kühlkanäle abgeliefert.

Tab. 5.3.2 Teilnehmer an Phase III des Benchmarks

Teilnehmer	Code	Anzahl der Kühlkanäle
CEA-1	CATHARE/CRONOS2/FLICA4	33
CEA-2	CATHARE/CRONOS2/FLICA4	764
FANP	S-RELAP5/RAMONA5-2.1	33
FZR	ATHLET/DYN3D	764
GRS	ATHLET/QUABOX-CUBBOX	33
NEU	THYDE-NEU	31
NFI	TRAC-BF1/COS3D	33
NUPEC	TRAC-BF1/SKETCH-INS	33
PSI	RETRAN-3D MOD 003.1	34
PURDUE/NRC	TRAC-M/PARCS	33
TEPSYS	TRAC-BF1/ENTRÉE	33
Uni Pisa	RELAP5/PARCS	33
UPV-1	TRAC-BF1/MODKIN	33
UPV-2	TRAC-BF1/NOKIN-3D	33
Westinghouse	POLCA-T	764

Ein Bericht zur Auswertung und zum Vergleich der Ergebnisse der Rechnungen zu Phase III wird derzeit vom Benchmarkteam erstellt. Die im folgenden dargestellten Abbildungen entstammen der Präsentation der vorläufigen Ergebnisse auf dem letzten Workshop zum Benchmark [Ved03]. Die näher betrachteten Ergebnisse der GRS wurden uns vorab zur Verfügung gestellt. Der Vergleich mit den Ergebnissen der GRS ist natürlich interessant, da das gleiche thermohydraulische Anlagenprogramm verwendet wurde. Der Datensatz für die thermohydraulische Modellierung der Reaktoranlage ist in wesentlichen Teilen zwischen beiden Organisationen identisch. Einen Unterschied gibt es neben der Art der verwendeten Kopplung (wie oben ausgeführt, wurde

das Neutronenkinetikprogramm QUABOX/CUBBOX ohne Thermohydraulik als Teilmodell in ATHLET integriert, der Anschluss ist als interne Kopplung realisiert) zusätzlich in der Anzahl der modellierten Kühlkanäle.

Vergleich zwischen ATHLET/DYN3D und ATHLET/QUABOX-CUBBOX

Abb. 5.3.1 zeigt den Vergleich der axialen Leistungsverteilung im Anfangszustand zwischen Messung, ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC-Rechnungen. Im unteren Teil wird in beiden Rechnungen die Leistung unterschätzt. Selbiges trifft auch auf viele andere Teilnehmer zu, was zu vielen Diskussionen während der Workshops führte und abschließend bisher nicht aufgeklärt werden konnte. In der Mitte des Reaktorkerns zeigt die ATHLET/QC-Rechnung eine Überschätzung der Leistung während die ATHLET/DYN3D-Ergebnisse nahezu vollständig mit den Messwerten übereinstimmen. Die radial gemittelte axiale Dampfverteilung im Zustand vor Beginn der Transiente (Abb. 5.3.12) zeigt Unterschiede zwischen beiden Rechnungen. Diese Unterschiede können durch die unterschiedlichen Thermohydraulikmodelle, die den Kern modellieren, erklärt werden. Im Fall der internen Kopplung von ATHLET mit QUABOX/CUBBOX fanden die ATHLET-Modelle Anwendung und im Fall der parallelen Kopplung von ATHLET mit DYN3D wurde der Kern im Thermohydraulikmodul von DYN3D modelliert. Messwerte zu diesem Parameter liegen nicht vor.

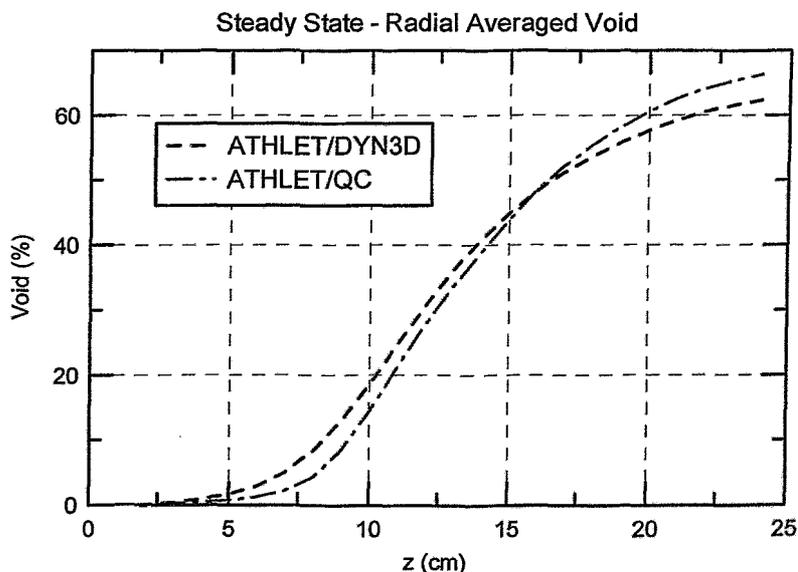


Abb. 5.3.12 Vergleich der axialen Dampfverteilung vor Beginn der Transiente zwischen ATHLET/DYN3D- und ATHLET/QC-Rechnung

Die axiale Leistungsverteilung im Anfangszustand sowohl im BE 75 (Abb. 5.3.13) als auch im BE 367 (Abb. 5.3.14) zeigt in der ATHLET/DYN3D-Rechnung ein gleichmäßigeres Profil als in der ATHLET/QC-Rechnung. Eine mögliche Erklärung könnte die unterschiedlichen Siedemodelle in beiden Programmen sein. Die Zusammenfassung mehrerer BE in einen gemeinsamen Kühlkanal würde für das BE 75 eine Vergleichmäßigung der Leistungsverteilung liefern, wie im Abschnitt 5.2 nachgewiesen wurde. Bei BE 367 spielt diese Zusammenfassung eine untergeordnete Rolle (siehe auch

Abschnitt 5.2). Wenn dies der Haupteffekt wäre, müßten in beiden Abbildungen die Kurven der ATHLET/QC-Rechnung flacher als die der ATHLET/DYN3D-Rechnung verlaufen. Allerdings liegt auch der Maximalwert der radial gemittelten Verteilung von ATHLET/QC höher als der von ATHLET/DYN3D (Abb. 5.3.1).

Eine andere Art der Darstellung der axialen Leistungsverteilung in den Brennelementen 75 und 367 wurde in den Abb. 5.3.17 bis 5.3.20 gewählt. Hier sind jeweils die Werte einer Rechnung zum Beginn der Transiente und zum Zeitpunkt des Maximums dargestellt. Es ist deutlich zu sehen, dass beide Programme die Änderungen vom ersten zum zweiten ausgewählten Zeitpunkt qualitativ in der gleichen Art und Weise beschreiben. Die Verschiebung des Maximums der Leistungsproduktion in Richtung obere Reaktorhälfte wird von beiden Programmen wiedergegeben.

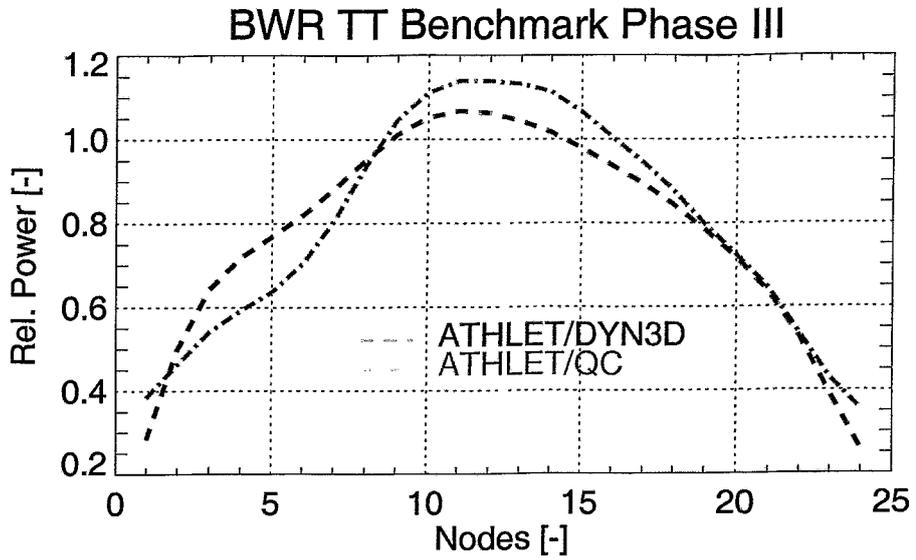


Abb. 5.3.13 Axiale Leistungsverteilung im BE 75 vor Beginn der Transiente

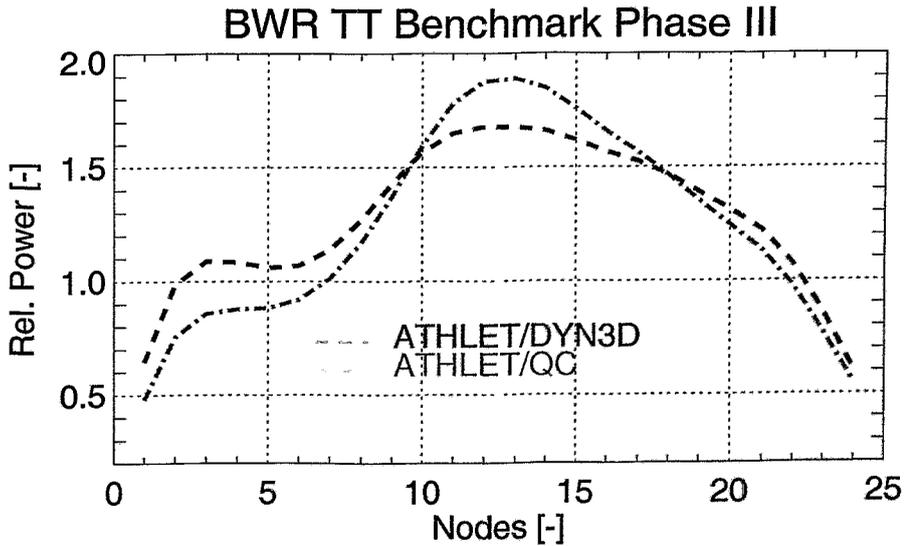


Abb. 5.3.14 Axiale Leistungsverteilung im BE 367 vor Beginn der Transiente

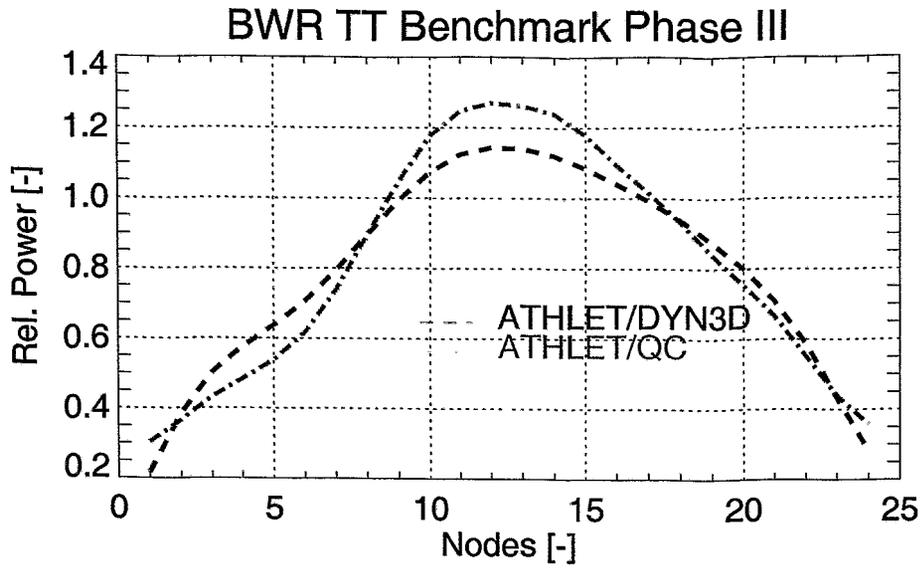


Abb. 5.3.15 Axiale Leistungsverteilung im BE 75 zum Zeitpunkt des Leistungsmaximums

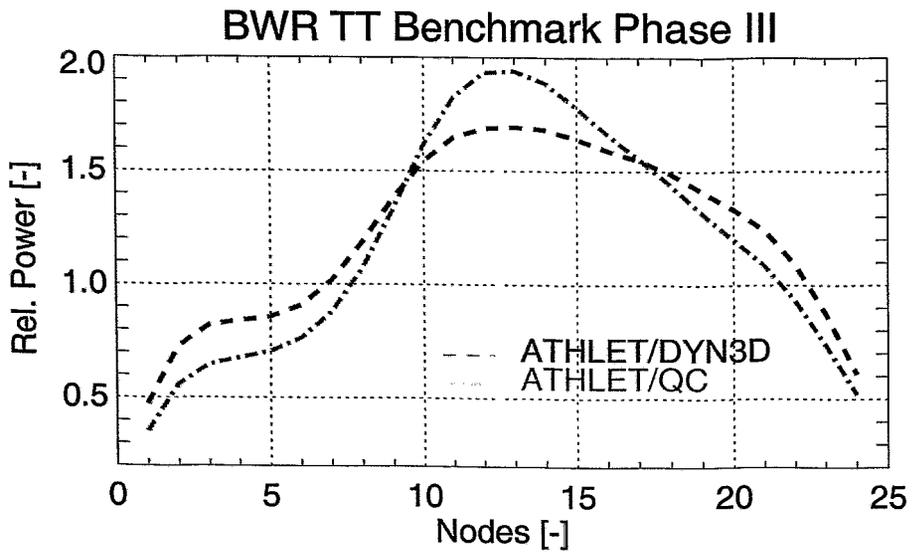


Abb. 5.3.16 Axiale Leistungsverteilung im BE 367 zum Zeitpunkt des Leistungsmaximums

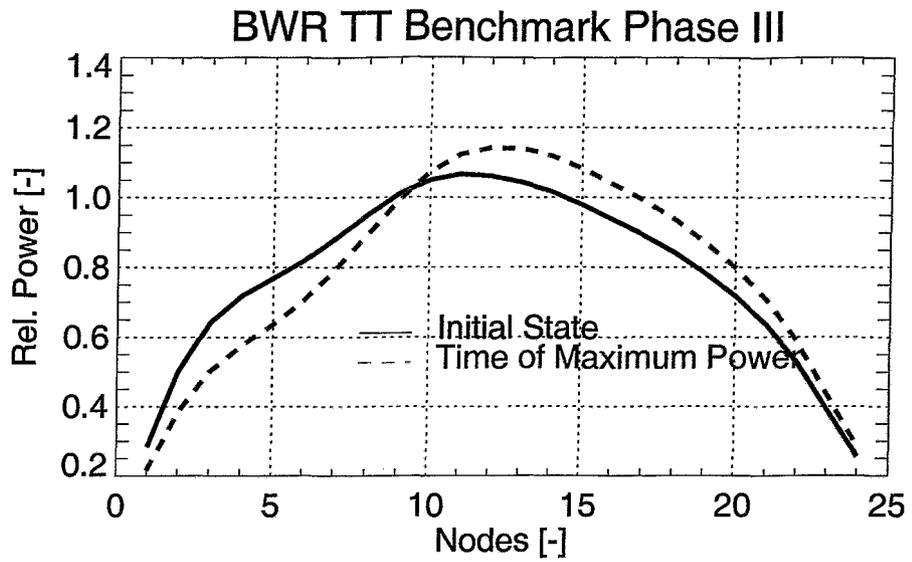


Abb. 5.3.17 Axiale Leistungsverteilung im BE 75 in der ATHLET/DYN3D-Rechnung

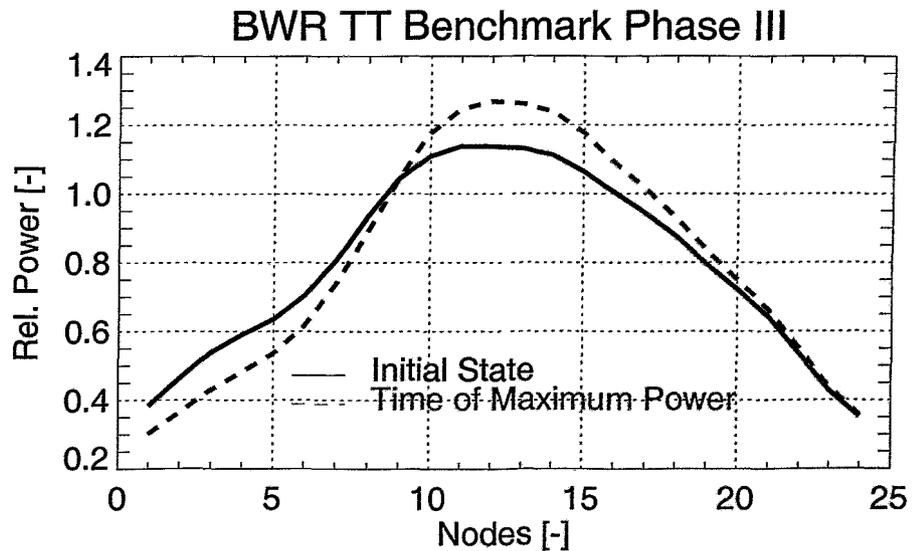


Abb. 5.3.18 Axiale Leistungsverteilung im BE 75 in der ATHLET/QC-Rechnung

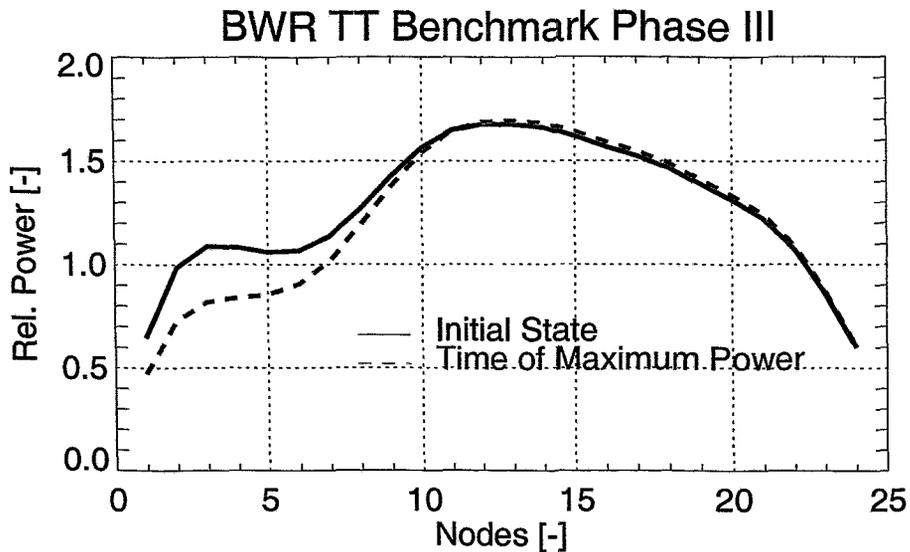


Abb. 5.3.19 Axiale Leistungsverteilung im BE 367 in der ATHLET/DYN3D-Rechnung

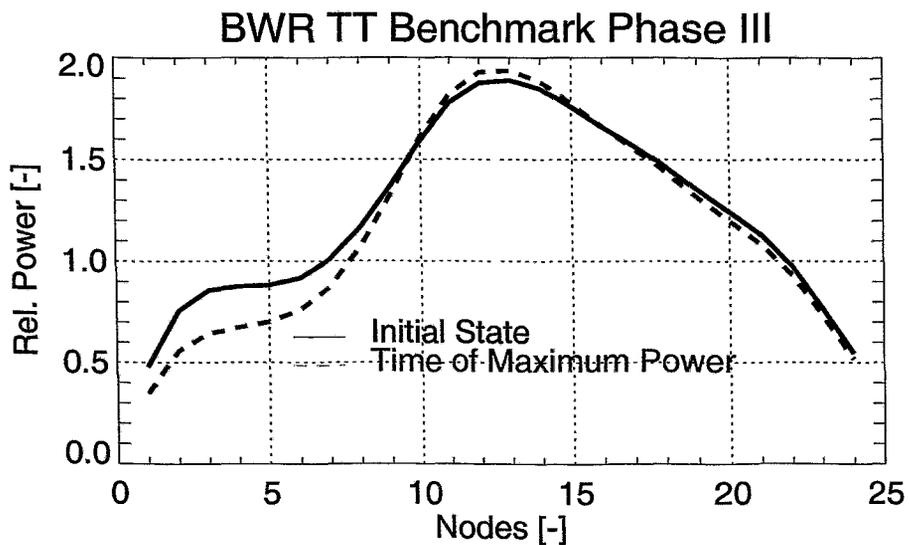


Abb. 5.3.20 Axiale Leistungsverteilung im BE 367 in der ATHLET/QC-Rechnung

Die ATHLET/QC-Rechnung startet von einem geringfügig höheren Druckwert (siehe Tab. 5.3.1) als die ATHLET/DYN3D-Rechnung. Der Zeitverlauf in den ersten 0.6 s der ATHLET/QC-Rechnung stimmt mit dem gemessenen und durch ATHLET/DYN3D berechneten Verlauf überein. Dann verläuft der Druckgradient etwas steiler und erreicht das Maximum zum gleichen Zeitpunkt, der Wert ist aber rd. 0.5 bar höher als in der ATHLET/DYN3D-Rechnung. Das bedeutet allerdings auch, dass beginnend von

$t=0.6$ s in der ATHLET/QC-Rechnung der Reaktivitätseintrag geringfügig höher ist. Der Druckanstieg ist stärker, die Kondensation des Dampfes damit auch. Dies könnte die Ursache dafür sein, dass in der ATHLET/QC-Rechnung das Maximum geringfügig eher erreicht wird, da die Rückkopplung eher wirksam wird.

Allgemeiner Überblick

Abb. 5.3.21 zeigt den Vergleich der Eigenwerte für den stationären Zustand vor Beginn der Transiente in den verschiedenen Rechnungen. In den beiden Rechnungen mit CATHARE/CRONOS2/FLICA4 wird der Eigenwert deutlich unterschätzt. Die Anzahl der Kühlkanäle spielt dabei keine Rolle, die Ursachen sind woanders zu suchen. Zwei weitere Teilnehmer (FANP und NUPEC) liefern deutlich zu hohe Werte. Die anderen Teilnehmer berechnen Werte, die in der Nähe des arithmetischen Mittelwertes liegen. Da sich die vier oben genannten Werte ungefähr kompensieren, liegt somit für die anderen Teilnehmer am Benchmark eine systematische Überschätzung des Eigenwertes vor. Deren Ursache ist im Bereich der gemessenen Anfangs- und Randbedingungen sowie in der Generierung der Bibliothek für die Wirkungsquerschnitte zu suchen.

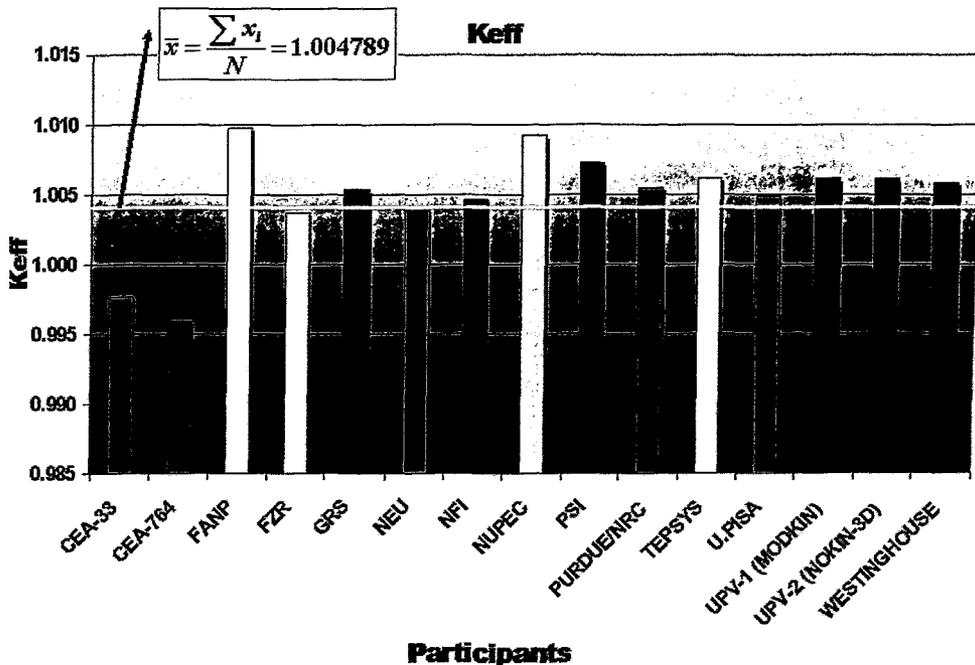


Abb. 5.3.21 Vergleich der Eigenwerte im stationären Zustand vor Beginn der Transiente

Abb. 5.3.22 zeigt den Verlauf der Druckänderung bezogen auf den in den einzelnen Rechnungen bestimmten Anfangswert. Die meisten Kurven gruppieren sich am oder oberhalb der gemessenen Kurve. Eine deutliche Unterschätzung weisen im Zeitbereich bis zum Leistungsmaximum nur die beiden japanischen Teilnehmer NEU und NUPEC aus. Mehrere Rechnungen zeigen vor allem nach erfolgter Reaktorschnellabschaltung Schwingungen im berechneten Druckverlauf, die aufgrund der zu diesem Zeitpunkt schon sehr geringen Kernleistung thermohydraulische Ursachen haben müssen. Ansatzweise sind diese Schwingungen in den GRS-Ergebnissen zu sehen, während sie in der FZR-Kurve völlig fehlen.

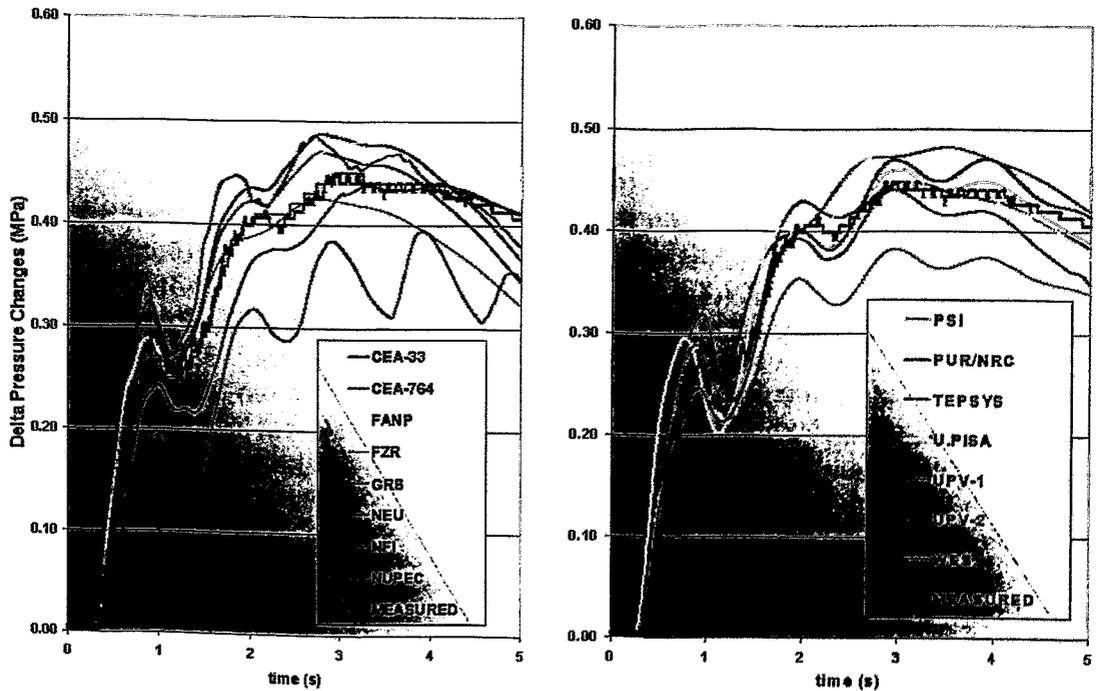


Abb. 5.3.22 Vergleich der Druckänderung während der Transiente (bezogen auf den Anfangszustand)

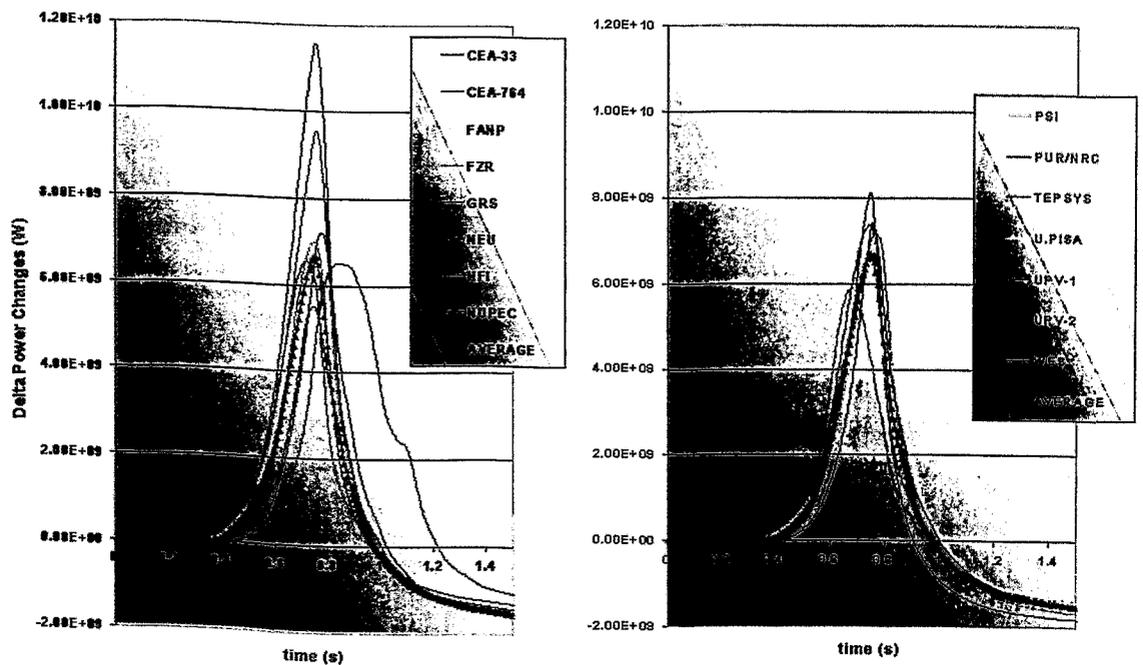


Abb. 5.3.23 Vergleich der Leistungsänderung während der Transiente (bezogen auf den Anfangszustand)

Im Gegensatz zur Druckverlauf sind in den Leistungskurven (Abb. 5.3.23) schon rein visuell deutliche Unterschiede zu sehen. Beide CEA-Rechnungen liegen deutlich ober-

halb der gemessenen Kurve. Die primär für den Leistungsanstieg verantwortliche Druckkurve in diesen beiden Rechnungen kann nicht die eigentliche Ursache für die Überschätzung der Leistung sein. Diese Druckkurven sind im Zeitverlauf bis nahezu zum Maximum mit der der GRS-Rechnung identisch. Danach erreicht die ATHLET/QUABOX-CUBBOX-Rechnung sogar ein höheres Druckmaximum. Die Zeitverzögerung im Leistungsverlauf der NEU-Rechnung im Vergleich zu den anderen Teilnehmern steht in Übereinstimmung mit dem Druckverlauf dieser Rechnung.

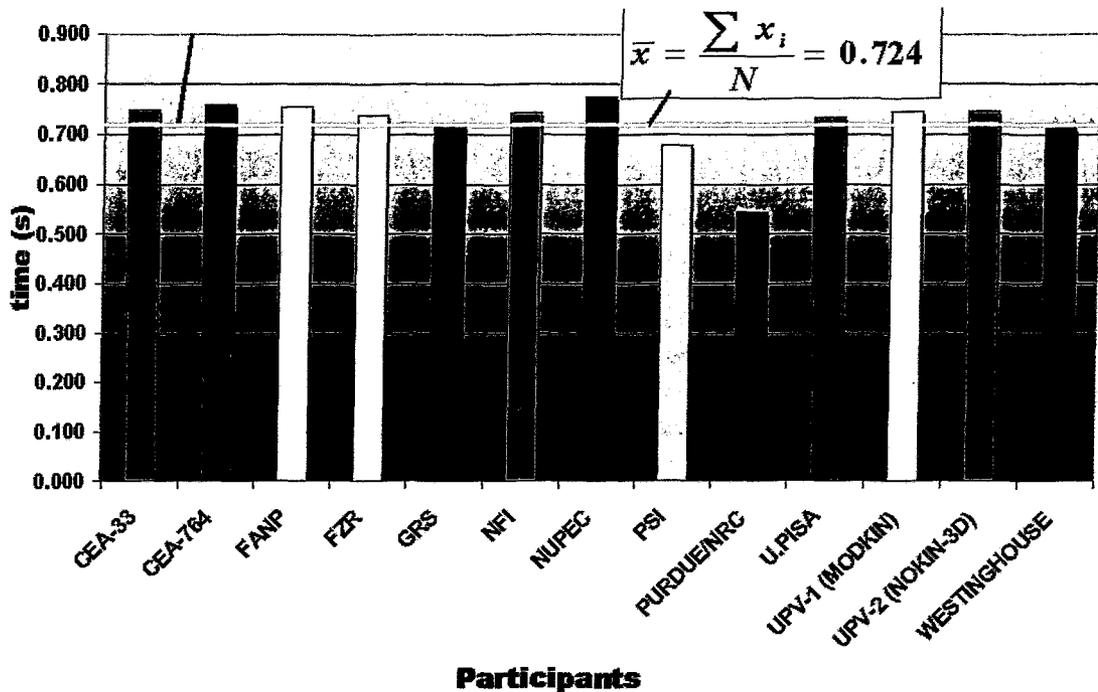


Abb. 5.3.24 Vergleich des Zeitpunkts der maximalen Leistung in den einzelnen Rechnungen

Der berechnete Zeitpunkt des Leistungsmaximums ist im Vergleich in Abb. 5.3.24 dargestellt, die NEU-Ergebnisse fehlen dabei allerdings. Mit Ausnahme der PURDUE/NRC-Rechnung ist die Streuung im berechneten Zeitpunkt sehr gering.

5.3.4 Die Ergebnisse für die extremen Szenarien von Phase III

Im Rahmen der Phase III wurden neben dem Basisszenarium (Nachrechnung des Experiments TT2) vier weitere so genannte extreme Szenarien definiert. Für diese extremen Szenarien liegen natürlich keine Experimentaldaten vor. Eine schrittweise Verschärfung der Bedingungen wurde vorgenommen, um noch anspruchsvollere Testbedingungen für die themohydraulisch/neutronenkinetische Kopplung sowie für die exakte Modellierung der Rückkopplung zu haben. Die extremen Szenarien basieren alle auf den Randbedingungen des o.g. und in Abschnitt 2 beschriebenen Experiments TT2. Modifiziert wurde lediglich die Verfügbarkeit der verschiedenen Entlastungs- und Sicherheitssysteme. Tab. 2.3.1 gibt einen Überblick über die variierten Randbedingungen in den vier zusätzlichen Rechnungen im Vergleich zu Experiment TT2.

Während des Experiments und dessen Nachrechnung mit ATHLET/DYN3D wurden die Entlastungs- und Sicherheitsventile nicht aktiviert, da der Druckanstieg als Folge des Schließens der Turbinenventile vollständig durch die Bypassventile und die Reaktorschnellabschaltung beherrscht wird.

Für die Rechnungen zu den extremen Szenarien wurden im ATHLET-Datensatz der Reaktoranlage die Entlastungs- und Sicherheitsventile modelliert, die im Basisdatensatz nicht enthalten waren. Alle Rechnungen zu den extremen Szenarien wurden ohne weitere Modifikationen durchgeführt. In den folgenden Abbildungen sind jeweils die Parameter der ATHLET/DYN3D-Basisrechnung und die aller vier Rechnungen für die extremen Szenarien gegenübergestellt. Vorhandene Messwerte zum Basisszenarium wurden zum Vergleich mit den Rechnungen in die Abbildungen mit aufgenommen.

Abb. 5.4.25 und 5.4.26 zeigen den Verlauf der Kernleistung. Die Kurven aus der Rechnung zum extremen Szenarium 2, bei dem die Reaktorschnellabschaltung nicht verfügbar ist, bestätigen noch einmal die oben getroffene Aussage, dass die Leistung in der ATHLET/DYN3D-Rechnung im Basisszenario durch die Rückkopplung begrenzt wird. Wie auf den Abbildungen zu erkennen ist, liegen die Leistungskurven bis zum Aktivieren der Reaktorschnellabschaltung in der Basisrechnung komplett übereinander. Thermohydraulische Unterschiede gibt es zwischen diesen beiden Rechnungen bis zu diesem Zeitpunkt nicht. Bei der Mehrzahl der Teilnehmer im Basisszenarium war das Leistungsmaximum vor dem Einfahren der Abschaltstäbe registriert worden.

Die Kurve aus der Rechnung zum extremen Szenarium 1 zeigt einen höheren Maximalwert der Leistung. Im Basisszenarium war eine maximale Leistungserhöhung von 440 % bezogen auf den Anfangszustand erreicht worden. Das Versagen des Turbinenbypasses führt natürlich zu einem Anstieg des Drucks auf höhere Werte (Abb. 5.4.27). Das verursacht einen stärkeren positiven Reaktivitätseintrag und somit wird ein höheres Leistungsmaximum erreicht. Die maximale Leistung beträgt 480 % des Ausgangswertes. Das bedeutet, dass das Versagen des Turbinenbypasses eine zusätzliche Leistungserhöhung von „nur“ 10 % verursacht. Durch die Entlastungs- und Sicherheitsventile wird das Druckmaximum begrenzt (siehe Abb. 5.4.27).

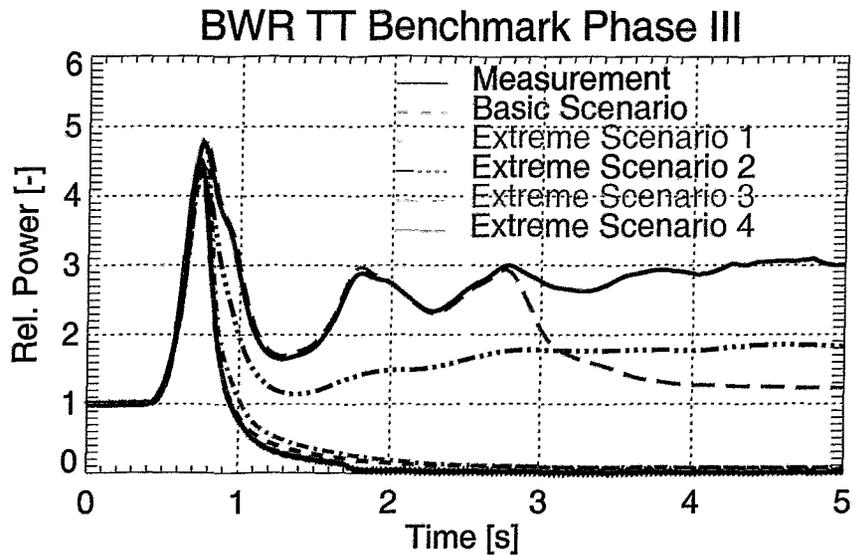


Abb. 5.4.25 Verlauf der Kernleistung in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu den extremen Szenarien

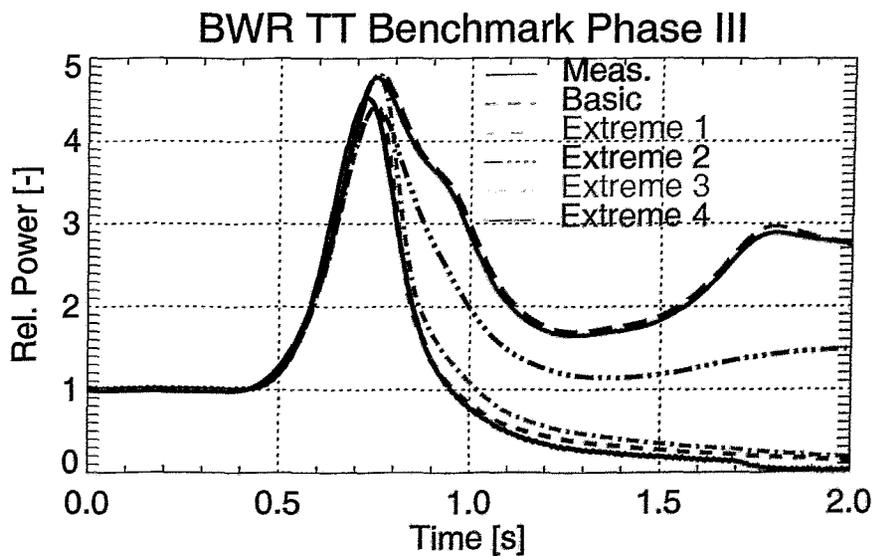


Abb. 5.4.26 Verlauf der Kernleistung in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu den extremen Szenarien (Ausschnitt)

Bei den Rechnungen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung wird keine negative Reaktivität von aussen in den Kern eingebracht. Die Leistungsentwicklung ist ausschließlich durch die Rückkopplung begrenzt. In allen drei Rechnungen (extreme Szenarien 2, 3 und 4) kommt es nach dem ersten Leistungsmaximum zu einer deutlichen Absenkung derselben. Die sich fortsetzende Druckerhöhung aufgrund der Disbalance zwischen produzierter und abgeführter Energie führt zu einem erneuten Dampfkollaps im Kern, somit wird weiter positive Reaktivität eingetragen, die Leistung steigt wieder. Das ist deutlich in Abb. 5.4.25 in Form von sekundären Leistungsspitzen zu sehen. Das Öffnen der Entlastungs- und Sicherheitsventile stoppt diese Fluktuationen der Lei-

stung. Interessanterweise zeigt der Vergleich der Rechnungen zu den extremen Szenarien 2 und 3, dass der schnellere Druckanstieg aufgrund des Versagens des Turbinenbypasses (Szenarium 3) die Kernleistung früher wieder auf ein niedrigeres Niveau absenkt als bei Verfügbarkeit (Szenarium 2). Dort beginnt der weitere Druckanstieg nach dem ersten Leistungsmaximum von einem niedrigeren Niveau, der Öffnungsdruck für die Entlastungsventile wird erst später erreicht.

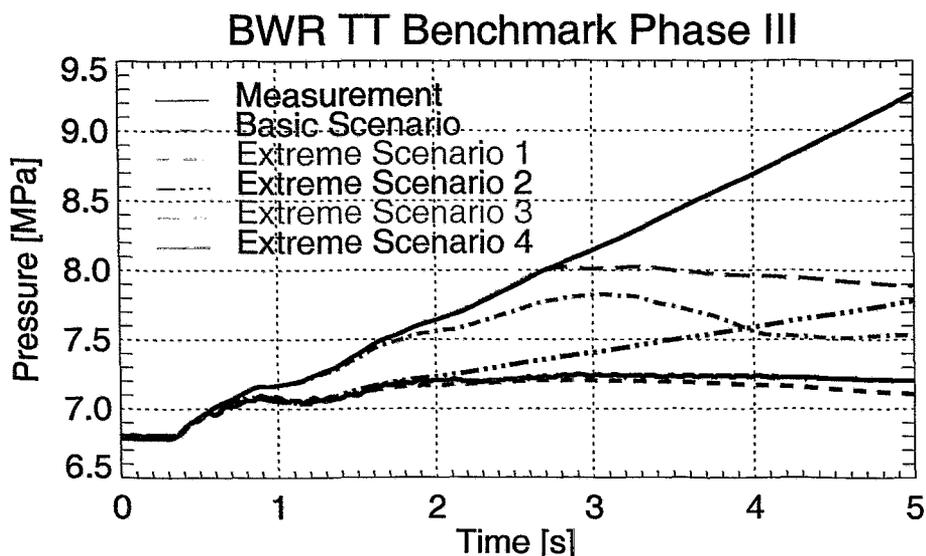


Abb. 5.4.27 Verlauf des Drucks im Dampfdome in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu den extremen Szenarien

In den drei Rechnungen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung zeigen der Leistungsverlauf (Abb. 5.4.25) und die mittlere Kühlmitteldichte im Kern (Abb. 5.4.28) deutliche In-Phase-Oszillationen mit einer ungefähr konstanten Periode von rund 1 s. Die deutlichen Änderungen des mittleren Dampfgehaltes im Kern während der ersten Oszillationen (Abb. 5.4.29) beeinflussen auch den Systemdruck. Im späteren Verlauf steigt der Systemdruck aber mehr oder weniger linear an.

Deutlich ist in der Rechnung zu Szenarium 3 zu sehen, wie die rein physikalische Wechselwirkung zwischen Kernleistung und Rückkopplung durch das Öffnen der Entlastungs- und Sicherheitsventile abrupt beendet wird. Der Systemdruck fällt deutlich ab und es kommt zu einem plötzlichen Aufsieden im Kern (Abb. 5.4.29).

In der Rechnung zu Szenarium 4 beeinflusst keine Hardware-Massnahme die physikalischen Prozesse im Kern. Druckanstieg und Leistungs/Dichte-Oszillationen sind bis zum Ende der Rechnung zu sehen.

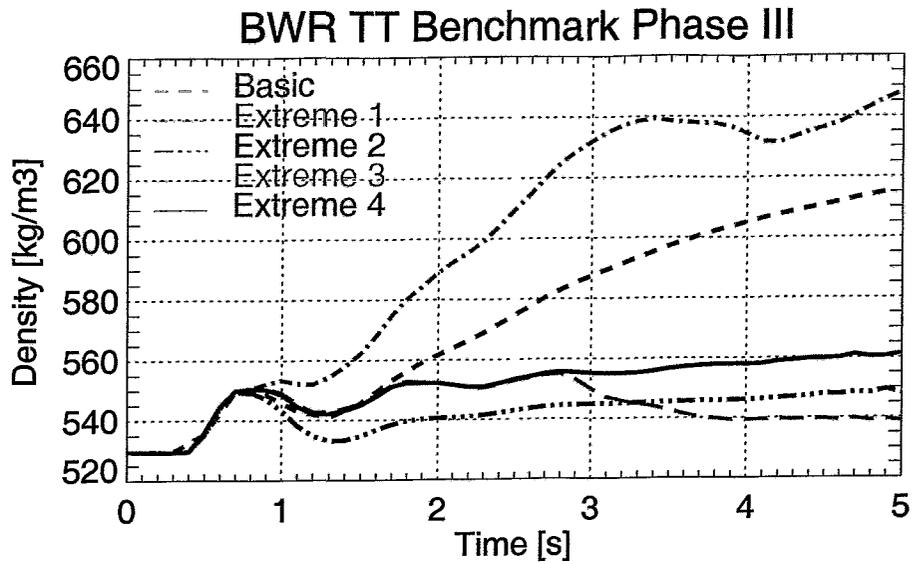


Abb. 5.4.28 Zeitverlauf der mittleren Kühlmitteldichte im Reaktorkern in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu den extremen Szenarien

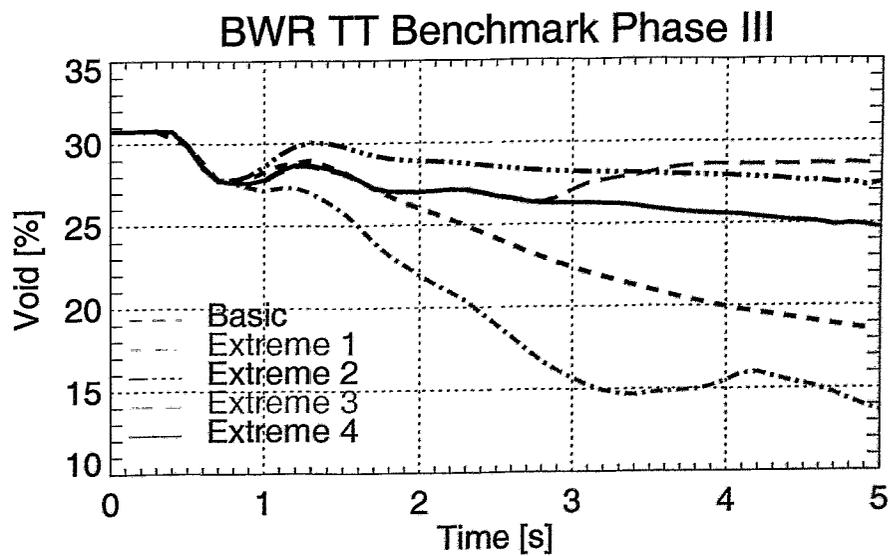


Abb. 5.4.29 Zeitverlauf des mittleren Dampfgehalts im Reaktorkern in den ATHLET/DYN3D-Rechnungen zu den extremen Szenarien

6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Die Teilnahme mit dem gekoppelten Code ATHLET/DYN3D an einem Benchmark für Siedewasserreaktoren und die durchgeführten Variationsrechnungen haben gezeigt, dass die Anwendung der Codes zur Störfallberechnung in Siedewasserreaktoren möglich ist. Mit der dreidimensionalen Kernberechnung wird die detaillierte Beschreibung der Vorgänge im Reaktorkern und die Berechnung lokaler Grenzwerte verbessert. Dadurch ist die Ableitung von einfacheren Kernmodellen wie z. B. von Punktmodellen oder eindimensionalen Modellen nicht mehr erforderlich. Obwohl z. B. bei Transienten im Siedewasserreaktor mittlere Parameter mit eindimensionalen Modellen gut beschrieben werden können, wird mit dreidimensionalen Modellen die Aussagegenauigkeit der Ergebnisse verbessert und die zur Ableitung einfacherer Modelle notwendige Manpower überflüssig.

Die Vergleiche mit den Messergebnissen und den Ergebnissen der anderen Teilnehmer haben gezeigt, dass die Modellierung des Kreislaufsystems für diese Art von Transienten eine große Bedeutung hat. Für die betrachtete Transiente ist die genaue Beschreibung der thermohydraulischen Prozesse im Reaktorkern, besonders des Druckverlaufs und der Dampfproduktion, von Bedeutung, damit der Reaktivitätseintrag und die Energiefreisetzung richtig wiedergegeben werden. Die dreidimensionale Modellierung des Reaktorkerns erfolgte in DYN3D mit Berücksichtigung der Heterogenitätsfaktoren und einem Kühlkanal pro Brennelement (Standardmodell). Weiterhin wurde das in DYN3D implementierte Siedemodell von MOLOCHNIKOV benutzt. In den Kernrechnungen der anderen Teilnehmer an dem Benchmark konnten die Heterogenitätsfaktoren nicht immer berücksichtigt werden. Weiterhin wurden in einem großen Teil der Rechnungen mehrere Brennelemente mit einem Kühlkanal beschrieben. Die verschiedenen im Rahmen des Benchmarks zum Einsatz gekommenen Codes besitzen z.T. unterschiedliche Siedemodelle. Zur Untersuchung dieser Parameter wurden verschiedene Variantenrechnungen in Phase II des Benchmarks durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass der Einfluss auf räumlich gemittelte Parameter gering ist. Auch ein für DYN3D erstelltes eindimensionales Kernmodell beschreibt die gemittelten Parameter mit guter Genauigkeit. Betrachtet man Verteilungen in einzelnen Brennelementen, wie z. B. die Leistungs- oder Voidverteilung, so ergaben sich deutliche Unterschiede, die durch die Vernachlässigung der Heterogenitätsfaktoren oder durch die Zusammenfassung von Kühlkanälen hervorgerufen werden. Die Verwendung eines alternativen Phasenschlupfmodells nach ZUBER-FINDLAY ergab nur geringe Unterschiede. Mit dem eindimensionalen Modell konnten nur die integralen oder radial gemittelten Ergebnisse verglichen werden.

Das DYN3D-Standardmodell wurde für die Rechnungen zu Phase III mit dem ATHLET-Inputdatensatz, der von der GRS für die Phase I erstellt worden war, gekoppelt. Dafür wurde die parallele Kopplung von DYN3D zu ATHLET entwickelt. Als einer der wenigen Teilnehmer wurden die Rechnungen mit ATHLET/DYN3D mit einer 1:1 Modellierung der Brennelemente durchgeführt. Die erhaltenen Resultate zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Messergebnissen und denen der anderen Benchmarkteilnehmer. Die gezeigten Vergleiche mit den ATHLET/QUABOX-CUBBOX Ergebnissen für die Nachrechnung des Experiments ergaben in den mittleren Parametern nur geringe Unterschiede. In den Rechnungen mit ATHLET/QUABOX-CUBBOX waren die Heterogenitätsfaktoren nicht berücksichtigt und mit einer geringeren Anzahl von Kühlkanälen gerechnet worden. Damit wurden prinzipiell die Aussagen der Varia-

tionsrechnungen mit dem Kernmodell DYN3D in Phase II bestätigt. Zusätzlich unterschieden sich auch die Arten der Kopplung. Die Rechnungen für die extremen Szenarien von Phase III zeigten die Anwendbarkeit des Programms ATHLET/DYN3D für die sehr anspruchsvollen Randbedingungen, die weit über die von Experimenten hinausgehen. Die Ergebnisse befinden sich ebenfalls im Rahmen der Resultate der anderen Teilnehmer.

Die Anwendung der Rechenprogramme DYN3D und des gekoppelten Programms ATHLET/DYN3D für die Analysen im Rahmen des OECD/NRC Benchmarks zum Turbinenschnellschluss im Reaktor Peach Bottom 2 haben die Anwendbarkeit der Programme für stationäre und transiente Analysen in Siedewasserreaktoren bestätigt. Damit wurde der Anwendungsbereich der Rechenprogramme erweitert. Bezüglich der Anwendung des gekoppelten Programms ATHLET/DYN3D auf diese Transiente wurde die parallele Kopplung entwickelt, die auch für andere Transienten benutzt werden kann.

Mit der Teilnahme an dem Benchmark erfolgte eine Validierung der Codes mit Hilfe von Messergebnissen aus einem Kernkraftwerk. Bisher standen genügend qualifizierte Messergebnisse aus Kraftwerken für diese Zwecke nur selten zur Verfügung. Deshalb ist die weitere Qualifizierung der Codes mit Hilfe geeigneter Messergebnisse notwendig. Dies gilt insbesondere für die Weiterentwicklung der Codes, z.B. durch Implementierung von Modellen zur Beschreibung der Kühlmittelvermischung.

7 Verwertbarkeit der Ergebnisse

Die im Bericht dargestellten Ergebnisse sind ein wichtiger Beitrag zur Validierung des Rechenprogramms DYN3D und des gekoppelten Programms ATHLET/DYN3D für die Anwendung zur Störfallanalyse in Siedewasserreaktoren. Die speziellen Bedingungen der Druckänderung bei dieser Transiente machten die Entwicklung und Erprobung einer neuen Version der Kopplung zwischen ATHLET und DYN3D, der so genannten parallelen Kopplung, notwendig. Die Erfahrungen mit der parallelen Kopplung ATHLET/DYN3D können für die Kopplung von DYN3D mit anderen Thermohydraulikprogrammen, wie z.B. RELAP genutzt werden. An der Kopplung RELAP/DYN3D für Sicherheitsanalysen von bulgarischen Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren wird zur Zeit bei Framatome-ANP gearbeitet.

Die validierten Codes DYN3D und ATHLET/DYN3D sowie die bei der Modellierung gewonnenen Erfahrungen können nach Abschluss des Vorhabens bei Bedarf zur Ausbildung von Fachkräften im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik und für Forschung und Lehre zur Verfügung gestellt werden. Betreibern, TÜV's und anderen Gutachtern werden mit den validierten Codes Sicherheitsanalysen auf dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik ermöglicht.

Die wissenschaftliche Anschlussfähigkeit besteht in der Einbeziehung des Vorhabens in das Forschungsprogramm des BMWA zur Reaktorsicherheit im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik. Die wissenschaftlichen Erkenntnisse sind auch für die Sicherheitsbeurteilung neuer Siedewasserreaktoren von Interesse.

Teilergebnisse des Vorhabens wurden in folgenden Publikationen veröffentlicht:

Grundmann, U.; Rohde, U.

"Analysis of the Boiling Water Reactor Turbine Trip Benchmark with the Code DYN3D", Proceedings of PHYSOR 2002 International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, October 7-10, 2002, Seoul, Korea.

Grundmann, U.; Rohde, U.

"Different Simulations of the Phase 2 of the OECD/NRC BWR Turbine Trip Benchmark with the Code DYN3D", Jahrestagung Kerntechnik'2003, Berlin, 20. - 22. Mai, 2003

Die folgende Publikation in der Zeitschrift Nuclear Science and Engineering ist in Vorbereitung:

Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.

"Analysis of the Boiling Water Reactor Turbine Trip Benchmark with the Codes DYN3D and ATHLET/DYN3D".

Die erzielten Ergebnisse werden weiterhin in Publikationen der NEA Data Bank der OECD dargestellt, die noch in Vorbereitung sind.

Danksagung

Die Autoren des Berichtes danken Herrn Dr. U. Rohde für die Durchführung von Modifikationen in DYN3D und fachliche Diskussionen bei der Durchführung der Rechnungen. Frau Dr. A. Krüssenberg und Herrn Dr. F. Schäfer wird für ihre Beiträge zu den Rechnungen gedankt. Der GRS danken wir für die Überlassung des ATHLET-Datensatzes zu Phase I und die Bereitstellung der ATHLET/QUABOX-CUBBOX Ergebnisse.

Literatur

- [Akd02] Akdeniz B. and Ivanov K., „Comparative analysis of the final results of EXERCISE 1“, Proc. OECD/NRC Boiling Water Reactor Turbine Trip Benchmark - Fourth Workshop, Seoul, Korea, 2002.
- [Bea00] Beam T., Ivanov K., Taylor B., Baretta A., „ Pressurized Water Reactor Mean Steam Line Break (MSLB) Benchmark. Volumell: Results of Phase I on Point Kinetics“, NEA/NSC/DOC (2000) 21, Paris 2000.
- [Gar02] García M. Vela, „SECOND EXERCISE- Presentation of Summary Tables, Graphs and Analyses of Results Submitted“, OECD/NRC BWR TT BENCHMARK - 3rd WORKSHOP, Forschungszentrum Rossendorf , Dresden, Germany, 28th –30th May 2002.
- [Gru91] Grundmann, U.; Hádek, J.; "Calculations of Neutron Kinetics Experiments on the LR-0 Reactor with the Three - Dimensional Code DYN3D/M1". KERNENERGIE 34 (1991) 12.
- [Gru94] Grundmann, U.; "Results of Second Kinetic AER-Benchmark", Proceedings of 4th Symposium of Atomic Energy Research (AER).Sozopol (Bulgaria), 10.-15. October 1994.
- [Gru95] Grundmann U., Lucas D., Mittag S., Rohde U., "Weiterentwicklung und Verifikation eines dreidimensionalen Kernmodells für Reaktoren vom Typ WWER und seine Ankopplung an den Störfallcode ATHLET", Abschlussbericht zum BMBF-Vorhaben 150 0925, Report FZR-84, Rossendorf (1995).
- [Gru96] Grundmann U., Rohde U., "The Reactor Code DYN3DR - Transient Calculations of NEACRP Benchmarks for PWR and BWR", Proc. Annual Meeting on Nuclear Technology '96, pp. 23-26, INFORUM GmbH, Bonn (1996).
- [Gru97] Grundmann U., Rohde U., "Verification of the Code DYN3D/R with the Help of International Benchmarks," Report FZR - 195, October 1997.
- [Gru97a] Grundmann U., Kliem S., Rohde U., "Erstellung und physikalische Verifikation neutronenphysikalischer Eingabedaten für eine Transientenanalyse mit dem Programm ATHLET", Interner Bericht, Rossendorf, 1997.
- [Gru98] Grundmann U., Kliem S., Krepper E., Mittag S. et al.: "Qualifizierung des Kernmodells DYN3D mit dem Störfallcode ATHLET als fortgeschrittenes Werkzeug für die Störfallanalyse von WWER-Reaktoren", Abschlussbericht Teil 1 zum BMBF-Vorhaben 150 0925A, Report FZR-216, Rossendorf (1998).
- [Gru99] Grundmann U., Kliem S. and Rohde U., "Analysis of the Exercise 2 of the OECD - MSLB Benchmark with the Code DYN3D/R", Proceedings of the M&C'99- Conference on Mathematics and Computations in Nuclear Applications, Madrid, September, 27 - 30, 1999.

- [Gru00] Grundmann U., Rohde U., Mittag S., "DYN3D - Three-Dimensional Core 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), Pittsburgh (USA), May, 7- 11, 2000.
- [Gru00a] Grundmann U., Kliem S., Rohde U., Seidel A., Khalimonchuk V., Kuchin A., "Beiträge zur Validierung fortgeschrittener Störfallanalysecodes mit 3D Neutronenkinetik - WTZ mit der Ukraine", Report FZR-301, ISSN 1437-322X, Rossendorf (2000).
- [Gru01] Grundmann U., Kliem S., Mittag S., Rohde U., Seidel A., Panayotov D., Ilieva B., "Adaption, Validierung und Anwendung fortgeschrittener Störfallanalysecodes mit 3D Neutronenkinetik - WTZ mit Bulgarien", Report FZR-328, ISSN 1437-322X, Rossendorf (2001).
- [Gru02] Grundmann U., Kliem S., Rohde U., "Qualifizierung des Kernmodells DYN3D mit dem Störfallcode ATHLET als fortgeschrittenes Werkzeug für die Störfallanalyse von WWER-Reaktoren", Abschlussbericht Teil 2 zum BMBF-Vorhaben 150 0925A, Report FZR-357, Rossendorf (2002).
- [Gru03] Grundmann, U.; Kliem, S.; "Analyses of the OECD - Main Steam Line Break Benchmark with the Codes DYN3D and ATHLET", Nucl. Technol. **142**, pp. 146 (2003).
- [Häm02] Hämäläinen A., Kyrki-Rajamäki R., Mittag S., Kliem S., Weiß F.-P., Langenbuch S., Danilin S., Hadek J., Hegyi G., "Validation of coupled neutron kinetic / thermal-hydraulic codes. Part 2: Analysis of a VVER-440 transient (Loviisa-1)", Annals of Nuclear Energy, **29**, (2002), pp. 255-269.
- [Iva99] Ivanov K., Beam T., Baratta A., Irani A. and Trikouros N., "Pressurized Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark - Volume I: Final Specifications", NEA/NSC/DOC (99) 8, Paris, 1999.
- [Kli99] Kliem S., Danilin S., Kyrki-Rajamäki R., Hadek J., Kereszturi A., Siltanen P., "A Benchmark for Coupled 3D Neutron Kinetics/Thermohydraulics System Codes - Main Steam Header Break in a NPP with VVER-440 Reactor", Proc. International Conference on Mathematics and Computation, Reactor Physics and Environmental Analysis in Nuclear Applications (M&C '99), vol. 1, pp. 359-368, Senda Editorial, S.A. Madrid (Spain).
- [Kli99a] Kliem S., Höhne T., Rohde U., Weiß F.-P., "Main Steam Line Break Analysis of a VVER-440 Reactor using the Coupled Thermohydraulics System/3D-Neutron Kinetics Code DYN3D/ATHLET in Combination with the CFD Code CFX-4", Proc. 9th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics NURETH-9 (CD-ROM), San Francisco (1999).
- [Kli00] Kliem S., Grundmann U., Rohde U., "Analysis of the OECD - MSLB Benchmark using the Coupled Code DYN3D/ATHLET", Proc. Annual Meeting on Nuclear Technology '00, pp. 7-10, INFORUM GmbH, Bonn (2000).

- [Koz01] Kozmenkov, Y.; Orekhov, Y.; Grundmann, U.; Kliem, S.; Rohde, U.; Seidel, A., "Development and Benchmarking of the DYN3D/RELAP5 Code System", Jahrestagung Kerntechnik 2001, Dresden, 15 - 17 Mai 2001, Tagungsbericht S. 15 - 18.
- [Kyr96] Kyrki-Rajamäki R., Grundmann U., Kereszturi A., "Results of Three-Dimensional Hexagonal Dynamic Benchmark Problems for VVER Type Reactors", Proceedings of the Int. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR'96, pp. J229 - J238, Mito (Japan), 16.-20.09.1996.
- [Lan02] Langenbuch S., Velkov K., Schmidt K.-D., "Analysis of Exercise 1 and 2 of the OECD/NRC Turbine Trip Benchmark by the coupled code system ATHLET/QUABOX-CUBBOX", Proc. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR 2002, Seoul, Korea, 6.-10.10.2002, CD-ROM, paper 3C-05 (2002).
- [Ler00] Lerchl G., Austregesilo H., „ATHLET mod. 1.2 Cycle C, User's manual“, GRS Garching, November 2000.
- [Mit01] Mittag S., Kliem S., Weiß F.-P., Kyrki-Rajamäki R., Hämäläinen A., Langenbuch S., Danilin S., Hadek J., Hegyi G., Kuchin A., Panayotov D., „Validation of coupled neutron kinetic/thermal-hydraulic codes. Part1: Analysis of a VVER-1000 transient (Balakovo-4)“, Annals of Nuclear Energy, **28**, (2001), pp. 857-873.
- [Mol82] Molochnikov Yu. S., "Generalisation of experimental data on volumetric void fraction for sub-cooled boiling of water" (in Russian). Teploehnergetika No.7, p. 47 (1982).
- [Sol01] Solis J., Ivanov K., Sarikaya B., Olson A. M., Hunt K.W., "Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark", Volume 1: Final Specifications, NEA/NSC/DOC (2001) 1, Paris, June 2001.
- [Tes96] Teschendorff V., Austregesilo H., Lerchl G., „Methodology, status and plans for development and assessment of the code ATHLET“, Proc. Workshop on Transient Thermal-hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, USA (1996).
- [Tod02] Todorova N., Taylor B., Ivanov K., „ Pressurized Water Reactor Mean Steam Line Break (MSLB) Benchmark. Volumelll: Results of Phase 2 on 3-D Core Boundary Conditions Model“, NEA/NSC/DOC (2002) 12, Paris 2002.
- [Ved03] Vedovi J. and Akdeniz B., „Content and format on EXERCISE 3 and comparative analysis of the final results of EXERCISE 3“, Proc. OECD/NRC Boiling Water Reactor Turbine Trip Benchmark - Fifth Workshop, Barcelona, Spain, 2003.
- [Zub65] Zuber N. and Findlay J. A., "Average volumetric concentration in two phase flow systems", Journal of Heat Transfer, 87c, p.453 (1965).