

**Validierung des gekoppelten Codes
ATHLET –
QUABOX/CUBBOX
durch Nachrechnung
des OECD/CSNI SWR
Turbinenschnellschluss-Benchmarks
mit Messdaten**

Abschlussbericht

Abschlussbericht/ Final Report

Reaktorsicherheitsforschung-
Vorhabens Nr.:/
Reactor Safety Research-Project No.:
RS 1130

Vorhabensitel / Project Title:
Validierung des gekoppelten
Codes ATHLET –
QUABOX/CUBBOX durch
Nachrechnung des OECD/
CSNI SWR Turbinenschnell-
schluss-Benchmarks mit
Messdaten

Validation of the coupled code
ATHLET – QUABOX/CUBBOX
by the OECD/CSNI-BWR
Turbine Trip Benchmark

Autor / Authors:
S. Langenbuch
K.-D. Schmidt
K. Velkov

Berichtszeitraum / Publication Date:
August 2005

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde lie-
gende F&E-Vorhaben wurde im
Auftrag des Bundesministeriums
für Wirtschaft und Arbeit (BMWA)
unter dem Kennzeichen RS 1130
durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt
dieser Veröffentlichung liegt beim
Auftragnehmer.

Kurzfassung

Die Weiterentwicklung der Rechenmethodik für Störfallanalysen der Reaktoranlagen führte zur Entwicklung der gekoppelten Rechenprogramme, wobei in den thermofluidodynamischen Systemcodes 3D-Kernmodelle voll integriert wurden. In der GRS wurde für LWR der Systemcode ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX gekoppelt. Diese neue Rechenmethodik muss für den zukünftigen Einsatz in Störfallanalysen validiert werden. Als erster Schritt wurde in einem internationalen OECD Benchmark ein DWR Frischdampfleitungsbruch in TMI-1 berechnet, und die Ergebnisse von mehreren international verfügbaren gekoppelten Codes verglichen. Als Fortsetzung der OECD Benchmark Aktivitäten erfolgt im Rahmen des Vorhabens RS1130 die Nachrechnung einer SWR Turbinenschnellschlußtransiente in Peach Bottom 2, wofür auch Messdaten von der Anlage vorliegen. Dieser Bericht beschreibt die Aufgabenstellung und die Durchführung des Benchmarks, die erzielten Ergebnisse mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX sowie die Erfahrungen bei der Durchführung der Berechnungen.

Abstract

The improvement of computational tools for accident analysis of nuclear power plants led to the development of coupled codes, which integrate 3D reactor core models into fluiddynamic system codes. In GRS the system code ATHLET was coupled with the 3D reactor core model QUABOX/CUBBOX for LWR conditions. These new computational tools must be validated for the future application in safety analysis. A first step was performed within the international OECD benchmark activities by analyzing a PWR main steam line break (MSLB) transient in TMI-1 which allowed to compare the results of several coupled codes internationally available. As a continuation of the OECD benchmark activities, the analysis of a BWR turbine trip (TT) transient in Peach Bottom 2 is performed, for which also measured data are available. This analysis is performed within the project RS1130. This report describes the benchmark specifications and the approach performing the benchmark evaluations. It presents the results obtained by the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX together with the experiences gained during the analysis.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung.....	1
2	Aufgabenstellung des SWR Turbinenschnellschluss-Benchmarks	2
2.1	Beschreibung der Aufgabenstellung	2
3	Durchführung des Benchmarks.....	6
4	Berechnung der SWR Turbinenschnellschlusstransiente für Peach Bottom 2	8
4.1	Berechnung der Anlagentransiente mit ATHLET, Teilschritt 1.....	8
4.1.1	Erstellung des ATHLET-Modells	8
4.1.2	Ergebnisse der ATHLET-Berechnung für die Turbinenschnellschluss- Transiente	9
4.2	Berechnung der Kerntransiente mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Teilschritt 2.....	11
4.2.1	Erstellung des Datensatzes für das 3D Kernmodell QUABOX/CUBBOX.....	11
4.2.2	Berechnung der Kerntransiente mit vorgegebenen Randbedingungen, Teilschritt 2.....	12
4.3	Berechnung der Turbinenschnellschlusstransiente mit dem gekoppelten Rechenprogramm, Teilschritt 3	13
4.3.1	Eingabedaten für das gekoppelte Rechenprogramm.....	13
4.3.2	Ergebnisse zur gekoppelten Berechnung der Turbinenschnellschlußtransiente	13
4.4	Berechnung der extremen Fälle	14
4.4.1	Eingabedatensatz für die extremen Fälle.....	14
4.4.2	Ergebnisse für die extremen Fälle	14
5	Zusammenfassung	16
6	Literaturverzeichnis	18

7	Bilder	20
----------	---------------------	-----------

Anhang 1

Anhang 2

Anhang 3

Anhang 4

Abbildungsverzeichnis

Bild 4.1.1	ATHLET-Nodalisierung des Primärkreises
Bild 4.1.2	ATHLET-Nodalisierung des Frischdampfsystems
Bild 4.1.3	Gesamte Reaktorleistung wie für den Teilschritt 1 spezifiziert
Bild 4.1.4	Teilschritt 1, Vergleich des mit ATHLET berechneten Druckverlaufes mit den Ergebnissen der RETRAN Rechnung und der Messung
Bild 4.1.5	Teilschritt 1, Massenstrom am Kerneintritt, am Kernaustritt und einer mittleren Kernposition
Bild 4.1.6	Teilschritt 1, Massenstrom in der Frischdampfleitung am Eintritt vom Reaktorbehälter, am Auslass zur Turbine und an der Abzweigung der Bypassleitung
Bild 4.1.7	Teilschritt 1, Massenstrom in der Bypassleitung am Eintritt von der Frischdampfleitung, am Auslass und der Ausströmmassenstrom
Bild 4.2.1	Sensitivitätsuntersuchung zum Einfluss von Randbedingungen und Modellparametern auf den Leistungspeak
Bild 4.2.2	Relativer Leistungsverlauf aus der Kernrechnung von ATHLET-QUABOX/CUBBOX mit 33 THC bzw. 764 THC im Vergleich zur Messung
Bild 4.2.3	Vergleich der axialen Leistungsverteilung im Anfangszustand für das Brennelement #75 aus den ATHLET-QUABOX/CUBBOX Rechnungen mit 33 THC bzw. 764 THC
Bild 4.2.4	Vergleich der axialen Leistungsverteilung im Anfangszustand für das Brennelement #367 aus den ATHLET-QUABOX/CUBBOX Rechnungen mit 33 THC bzw. 764 THC
Bild 4.3.1	Zuordnung der Brennelemente zu den thermohydraulischen Kanälen für 33 THC
Bild 4.3.2	Vergleich des mittleren axialen Leistungsprofils aus Berechnung und Messung
Bild 4.3.3	Axiales Leistungsprofil in Brennelementposition 75
Bild 4.3.4	Axiales Leistungsprofil in der Brennelementposition 367
Bild 4.3.5	Gesamtleistung für den SWR Turbinenschnellschluss, Vergleich von berechneten und gemessenen Werten
Bild 4.3.6	Gesamtleistung (wie vorher mit größerer Auflösung)
Bild 4.3.7	Vergleich des Druckverlaufs an unterschiedlichen Ortspunkten

Bild 4.2.8	Massenstrom durch das Turbinenbypassventil und am Einlass und Auslass der Frischdampfleitung
Bild 4.3.9	Berechnete LPRM Anzeigen in den spezifizierten vier Ebenen
Bild 4.4.1	Anordnung des Frischdampfsystems mit Ventilen
Bild 4.4.2	Leistungsverlauf für die extremen Fälle 1, 2 und 3
Bild 4.4.3	Massenstrom am Abblase- und Sicherheitsventil für den extremen Fall 1
Bild 4.4.4	Massenstrom am Abblaseventil für den extremen Fall 2
Bild 4.4.5	Massenstrom am Abblaseventil für den extremen Fall 3
Bild 4.4.6	Leistungsverlauf im extremen Fall 4 ohne Dampfabgabe
Bild 4.4.7	Verlauf der Reaktivitätsbeiträge für den extremen Fall 4
Bild 4.4.8	Verlauf der maximalen und mittleren Brennstofftemperaturen für den extremen Fall 4

Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1	Workshops und eigene Beiträge zum SWR-TT Benchmarks.....	7
Tabelle 4-1	Anfangszustand der Transiente.....	9
Tabelle 4-2	Öffnungs- und Schließzeiten der Ventile	10

1 Einleitung

Die Weiterentwicklung der Rechenmethodik für Störfallanalysen der Reaktoranlagen führte zur Entwicklung der gekoppelten Rechenprogramme /LAN 96a, LAN 96b/. Diese Rechenprogramme erweitern die thermfluidodynamischen Systemcodes wie ATHLET /LER 98/ zur Beschreibung des Anlagenverhaltens durch die vollständige Integration von 3D-Kernmodellen /LAN 77a, LAN 77b/ zur Beschreibung des Kernverhaltens. In der GRS wurde für LWR der Systemcode ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX gekoppelt. Im Rahmen der OECD/CSNI Aktivitäten zur Validierung dieser gekoppelten Rechenprogramme wurde zunächst ein DWR Frischdampfleitungsbruch in TMI-1 /NEA 99, LAN 03/ berechnet und die Ergebnisse von mehreren international verfügbaren gekoppelten Codes verglichen. Im Vorhaben RS 1130 erfolgte die Nachrechnung einer SWR Turbinenschnellschlusstransiente in Peach Bottom 2 /NEA 01/, wofür auch Messdaten von der Anlage vorliegen. Dieser Bericht beschreibt in Kapitel 2 die Aufgabenstellung des OECD/CSNI SWR Turbinenschnellschluss-Benchmarks, in Kapitel 3 wird die Durchführung der Berechnungen und der Vergleich der Ergebnisse in der Benchmark Arbeitsgruppe beschreiben. Das Kapitel 4 beschreibt die Erstellung der Eingabedaten für das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET-QUABOX/CUBBOX und die erzielten Ergebnisse für die Teilschritte des Benchmarks. In Kapitel 5 wird eine zusammenfassende Darstellung der Anforderungen des Benchmarks und der wesentlichen Ergebnisse gegeben. Im Anhang sind die GRS Beiträge zu den Benchmark-Workshops zusammengestellt, die eine vollständige Dokumentation der Ergebnisse von ATHLET-QUABOX/CUBBOX darstellen. Des weiteren sind im Anhang Konferenzbeiträge wiedergegeben, in denen Ergebnisse für die Teilschritte zusammenfassend beschrieben wurden.

2 Aufgabenstellung des SWR Turbinenschnellschluss-Benchmarks

2.1 Beschreibung der Aufgabenstellung

Grundlage des Benchmarks sind Versuche und Messungen für eine Turbinenschnellschluss-Transiente in der amerikanischen SWR-Anlage Peach-Bottom-2. Im April 1977 wurden in dieser GE-BWR/4 Anlage am Ende des zweiten Betriebszyklus bei Teillast mit unterschiedlicher Anfangsleistung insgesamt drei Versuche zum Anlagenverhalten beim schnellen Schließen des Turbinenschnellschlussventils (TSV) durchgeführt. Für den Benchmark wurde der zweite Versuch mit einer Anfangsleistung von 60% der Nennleistung von 3293 MW_{th} ausgewählt. Das TSV schließt innerhalb von 0,09 s und unterbricht den Dampfstrom zur Turbine, der im Nennbetrieb 1686 kg/s beträgt. Als Ersatz für die Hauptwärmesenke öffnet das Turbinenbypassventil (TBV), es beginnt bei 0,06 s zu öffnen und ist bei 0,846 s vollständig geöffnet.

Durch die Verringerung des Dampfstroms kommt es während der Transiente zu einem starken Druckanstieg, der durch die Verringerung des Dampfvolumentgehalts im Reaktorkern zu einem schnellen Leistungsanstieg führt. Im ausgewählten Versuch erreicht der Leistungsanstieg nahezu das 4-fache der Ausgangsleistung. Der Leistungsanstieg wird durch den inhärenten Dampfvolumentgehalt oder die Voidrückwirkung begrenzt, denn die erhöhte Leistung führt durch die direkte Energieerzeugung im Kühlmittel und durch die erhöhte Wärmeübertragung vom Brennstab ins Kühlmittel zur Erhöhung des Dampfvolumentgehaltes mit einer negativen Reaktivitätsrückwirkung für die Leistungserzeugung. Die Transiente wird durch eine Schnellabschaltung beendet.

Im Experiment zeigt sich, dass der Leistungspeak vor Beginn der Steuerstabbewegung erreicht wird.

Das Schließen des TSVs am Ende der Dampfleitung führt zu einer Druckwelle, die sich über die Dampfleitung in den Reaktordruckbehälter ausbreitet und sich dem Druckanstieg überlagert. In den Messwerten des Druckes im oberen Teil des Druckbehälters zeigen sich deshalb deutliche Druckoszillationen.

Die beschriebene Drucktransiente in der SWR-Anlage nach dem schnellen Schließen des TSVs für die Messungen in der Peach-Bottom-2 Anlage ist für die Validierung der gekoppelten Codes besonders geeignet. Der Transientenablauf mit dem ausgeprägten

Leistungsspeak wird durch die enge Reaktivitätskopplung zwischen Kühlmitteldichteänderung infolge des Druckanstiegs und der Leistungserzeugung bestimmt.

Der Spezifikation des Benchmarks entsprechend ist das Ziel nicht allein die Nachrechnung der Anlagentransiente, sondern es ist ein schrittweises Vorgehen vorgesehen, um in diesen Schritten die Teilmodelle zu überprüfen. In einem gekoppelten Rechenprogramm wird einerseits die gesamte Reaktoranlage durch den Systemcode modelliert und zum anderen der Reaktorkern durch das 3D-Kernmodell. Um diese Teilmodelle unabhängig voneinander zu erstellen und zu überprüfen werden im Benchmark folgende Schritte definiert.

Teilschritt 1 (Exercise 1):

Berechnung der Anlagentransiente mit vorgegebener Zeitfunktion für die Reaktorleistung

Das Ziel ist die Erstellung des Anlagenmodells für den Systemcode, in der GRS also für ATHLET. Dies erfordert

1. die geometrische Nachbildung des Reaktordruckbehälters mit allen Komponenten, die für die Kühlmittelströmung von Bedeutung sind, sowie des Frischdampfleitungssystems,
2. die Einstellung der thermo- und fluiddynamischen Anfangsbedingungen im stationären Zustand und
3. die Modellierung des Turbinenschnellschlussventils und des Turbinenbypassventils, um die zeitlichen Randbedingungen während der Transiente zu beschreiben.

Durch die Vorgabe der Zeitfunktion für die Reaktorleistung entsprechend der gemessenen Daten kann durch den Vergleich der Rechenergebnisse der unterschiedlichen Systemcodes die Modellierung überprüft werden. Gegebenenfalls können Modellverbesserungen ergänzt werden, um das Anlagenverhalten während der Transiente ausreichend genau zu beschreiben.

Teilschritt 2 (Exercise 2):

Berechnung des Reaktorkernverhaltens für zwei stationäre Zustände, nämlich Nulllast-heiß und den Anfangszustand der Transiente, und Berechnung der Kerntransiente mit vorgegebenen zeitlichen Randbedingungen für den Druck, den Massenstrom und die Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt

Das Ziel der Berechnungen für die stationären Zustände ist die Überprüfung der Eingabedaten für das Kernmodell. In der Spezifikation ist die Anordnung der Brennelemente im Kern und die Stellung der Steuerstäbe angegeben, des weiteren sind die homogenisierten Wirkungsquerschnitte für 2 Energiegruppen für die Brennelemente in Abhängigkeit der Kühlmitteldichte und der Brennstofftemperatur in Tabellenform bereitgestellt.

Die Nachrechnung der beiden stationären Kernzustände, also die Berechnung des Multiplikationsfaktors und der radial gemittelten Neutronenflussverteilung, ermöglichen die Eingabedaten für die Kernbeladung wie auch die Ankopplung der Wirkungsquerschnittsbibliothek zu überprüfen. Der Kernzustand Nulllast-heiß mit konstanten Werten für Kühlmitteldichte und Brennstofftemperaturen hat für die Überprüfung besonders einfache Bedingungen, so dass Fehler in der Kernbeladung oder der Wirkungsquerschnittsberechnung erkannt werden können.

Für die Kernberechnungen ist in der Spezifikation eine thermohydraulische Kühlkanalzuordnung mit 33 Kanälen (THC) vorgegeben, für die die Zeitfunktionen aus einer NEM-RETRAN Rechnung berechnet wurden.

Teilschritt 3 (Exercise 3):

Berechnung der Turbinenschnellschluss-Transiente mit integriertem 3D-Kernmodell als Nachrechnung für die Messungen von der SWR-Anlage Peach-Bottom-2

Das Ziel dieser Berechnung ist, die Anlagentransiente mit den gekoppelten Rechenprogrammen nachzurechnen und mit den Messwerten zu vergleichen. Für diese Berechnung werden die Eingabedaten für den Systemcode und das 3D-Kernmodell, die in den Teilschritten 1 und 2 entwickelt wurden, zusammengeführt, um die Berechnung durchzuführen. Die zeitlichen Randbedingungen des Reaktorkerns werden direkt aus der Anlagenberechnung bestimmt.

In Ergänzung zu dieser Nachrechnung wurden weitere sog. Extreme Fälle definiert, in denen zusätzliche Komponentenfehler für das TSV, das TBV und die Abschaltung angesetzt werden.

Damit ergeben sich die extremen Fälle:

- 3.1 Turbinenschnellschluss ohne Öffnen des TBVs mit Schnellabschaltung
- 3.2 Turbinenschnellschluss mit Öffnen des TBVs und ohne Schnellabschaltung (ATWS)
- 3.3 Turbinenschnellschluss ohne Öffnen des TBVs und ohne Schnellabschaltung (ATWS)
- 3.4 wie Fall 3.3, mit zusätzlicher Annahme, dass die DH-Abblaseventile nicht zur Verfügung stehen. In diesem vierten hypothetischen Fall ist der Leistungs- und Druckanstieg in der Anlage ohne jegliche Dampfabgabe zu berechnen.

Diese zusätzlich definierten Fälle überprüfen den Einsatz der gekoppelten Rechenprogramme in einem erweiterten Bereich der Anlagenparameter, der durch Messungen nicht abgedeckt werden kann. Aus dem Vergleich der Ergebnisse der verschiedenen gekoppelten Rechenprogramme kann die Effizienz unterschiedlicher Kopplungsansätze bestimmt werden.

3 Durchführung des Benchmarks

Die Aufgabenstellung des Benchmarks ist in der Spezifikation beschrieben. Die internationale Beteiligung war groß, insgesamt 14 Institutionen aus 8 Ländern beteiligten sich an der Berechnung der SWR-Turbinenschnellschluss-Transiente. Die Berechnungen zu den drei Teilschritten wurden nacheinander durchgeführt und die Ergebnisse zu den Teilschritten wurden auf Workshops diskutiert. Für die erzielten Ergebnisse dieses Benchmarks ist dieses schrittweise Vorgehen von besonderer Bedeutung, denn es ermöglichte eine ständige Diskussion der Modellierung und der sich daraus ergebenden Berechnungsergebnisse. Der Koordinator des Informationsaustausches war die PennState University. Auf Nachfragen der Teilnehmer zur Modellierung der SWR-Anlage Peach-Bottom-2 oder zur Modellierung des Reaktorkerns wurden vom Koordinator die Spezifikation erläutert oder in einigen Fällen präzisiert. Der Informationsaustausch zwischen den Teilnehmern wurde durch einen Mail-Server unterstützt. Während der Bearbeitung des Benchmarks wurden insgesamt fünf Workshops abgehalten. Eine Übersicht zu diesen Workshops ist in Tabelle 3.1 gegeben.

Auf diesem Workshop wurden Zwischenergebnisse von den Teilnehmern vorgestellt und Fragen zur Modellierung oder zu den vorläufigen Ergebnissen ausführlich diskutiert. Die Protokolle dieser Workshops liegen als NEA/NSC/DOC-Dokumente vor, die Beiträge der Teilnehmer sind auf CD's verfügbar. Die Beträge der GRS sind ebenfalls in der Tabelle 3.1 zusammengestellt. Aus dieser Tabelle ergibt sich auch der Zeitplan, in dem die Berechnungen zu den drei Teilschritten 1 bis 3 durchgeführt wurden.

Nr.	Ort	Zeit	Titel des eigenen Beitrags
1	Philadelphia	2.-10. Nov. 2000	Vorstellung der Benchmarkspezifikation
2	Villigen	15-16 Okt. 2001	The BWR Turbine Trip Benchmark for Peach-Bottom-2, Exercise 1: ATHLET Results
3	Rossendorf	29.-30. Mai 2002	Sensitivity Study for the BWR TT Benchmark, Phase 2, by the Coupled Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX Preliminary Results for the BWR TT Benchmark, Phase 3, by the Coupled Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX
4	Seoul	6. Okt. 2002	ATHLET-QUABOX/CUBBOX Results for the BWR TT Benchmark Exercise 3 and Extreme Cases
5	Barcelona	21.-22. Jan. 2003	Results for the Extreme Cases of the BWR TT Benchmark by ATHLET-QUABOX/CUBBOX

Tabelle 3-1 Workshops und eigene Beiträge zum SWR-TT Benchmarks

Auf dem letzten Workshop wurde vom Koordinator ein vorläufiger Vergleich der vorliegenden Ergebnisse für die Teilschritte 1, 2 und 3 vorgestellt, die auch im Abschlussbericht des Benchmarks /NEA 04/ dokumentiert werden sollen. Einige Diagramme aus diesem Vergleich werden in diesem Bericht verwendet, um die Ergebnisse der eigenen Berechnungen mit den Ergebnissen anderer Teilnehmer zu vergleichen.

4 Berechnung der SWR Turbinenschnellschlusstransiente für Peach Bottom 2

4.1 Berechnung der Anlagentransiente mit ATHLET, Teilschritt 1

4.1.1 Erstellung des ATHLET-Modells

Die amerikanische SWR-Anlage Peach-Bottom-2 unterscheidet sich von deutschen SWR-Anlagen durch die zwei äußeren Umwälzschleifen oder Rezirkulationsschleifen, für die internen Jetpumpen. Deshalb konnte für die Berechnungen kein ATHLET-Standardeingabedatensatz für eine SWR-Anlage deutscher Bauart als Ausgangspunkt gewählt werden. In der Spezifikation sind Eingabedaten für eine RETRAN Nodalisierung des Reaktordruckbehälters (RDB) und des Frischdampfsystems angegeben. Dies umfasst eine Darstellung durch Volumenelemente (VE) sowie die Angaben zum Volumen und der Länge der VE, der Strömungsfläche und des hydraulischen Durchmessers sowie der geometrischen Höhen für den Reaktordruckbehälter, die Rezirkulationsschleifen und die Frischdampfleitung einschließlich der Bypassleitung. Entsprechend diesen Angaben wurde ein Eingabedatensatz für ATHLET erstellt. Die Nodalisierung für das ATHLET-Modell ist in Bild 4.1.1 und Bild 4.1.2 dargestellt.

Die Komponenten im Reaktordruckbehälter sind: das untere Plenum, der Kernbereich mit einem thermohydraulischen Kanal für zwei Brennelementtypen, die 7x7 und 8x8 Brennelemente nachbilden, und ein Bypasskanal zum Kern, oberhalb des Kerns die Steigrohre und Dampfseparatoren und das Dampfvolument des oberen Plenums.

Die Rückströmung ist modelliert durch den oberen Teil des Downcomers, wo das Speisewasser eingespeist wird, die Jetpumpen mit zwei symmetrischen äußeren Rezirkulationsschleifen und dem unteren Teil des Downcomers mit den Diffusorteilen, die die Verbindung zum unteren Plenum herstellen. Das Frischdampfsystem besteht aus der Dampfleitung, die vom Anschluss am Reaktordruckbehälter bis zum TSV eine Länge von 133 m hat, und der Bypassleitung, die 9 m vor dem TSV abzweigt und eine Länge von 75 m bis zum TBV hat.

Neben der Modellierung der Geometrie sind die thermo-hydraulischen Bedingungen der Kühlmittelströmung im Reaktordruckbehälter für den Anfangszustand einzustellen. Dies betrifft:

- die Druckverteilung im System, wobei der Druck im Dampfvolumen des oberen Plenums als vorgegebener Bezugswert vorgegeben wird und die Widerstandswerte und Reibungskoeffizienten benutzt werden, um die Druckverteilung im System anzupassen, insbesondere den Druckabfall über dem Kern,
- die Eintrittsbedingungen am Reaktorkern, also Massenstrom und Kühlmitteltemperatur am Kerneintritt.

Die Reaktorleistung wird als Zeitfunktion vorgegeben. Für die Berechnung der Turbinenschnellschluss-Transiente wird ein lineares Verhalten der Ventilöffnungsflächen von TSV und TBV angesetzt. Die Charakteristik des TBV wird so angesetzt, dass stets kritische Ausströmbedingungen während des Öffnens erreicht werden und der Dampfstrom bei voll geöffnetem Ventil 600 kg/s beträgt.

4.1.2 Ergebnisse der ATHLET-Berechnung für die Turbinenschnellschluss-Transiente

In den ATHLET-Berechnungen wird zunächst eine Nulltransiente für 100 s berechnet, um den stationären Ausgangszustand zu bestimmen. Der thermohydraulische Zustand im Vergleich zu den Anlagendaten aus der Spezifikation ist in Tabelle 4.1 angegeben.

Parameter	Spezifikation	ATHLET
Reaktorleistung	2030 GW	2030 GW
Kerneintrittsenthalpie	1209 KJ/kg	1206 KJ/kg
Kerneintrittstemperatur	274,6 °C	274,2 °C
Mittlerer Dampfvolumengehalt am Kernaustritt	-	0,645
Druckabfall über dem Kern	0,138 MPa	0,136 MPa
Massenstrom durch die Steigrohre	10,4455 Mg/s	10,385 Mg/s

Tabelle 4-1 Anfangszustand der Transiente

Die Transiente wird durch das Schließen des TSV und das Öffnen des TBV bestimmt. Die Zeiten für das Öffnen und Schließen dieser beiden Ventile im Frischdampfsystem sind in Tab. 4.2 angegeben.

Aktion	Zeit
Beginn des Schließens des TSV	0,000 s
Schließzeitpunkt des TSV	0,096 s
Beginn des Öffnens des TBV	0,060 s
Zeitpunkt für die vollständige Öffnung des TBV	0,846 s

Tabelle 4-2 Öffnungs- und Schließzeiten der Ventile

Die Ergebnisse der ATHLET-Berechnung für die Turbinenschnellschluss-Transiente im Teilschritt 1 des Benchmarks sind in den Bildern 4.1.3 bis 4.1.7 dargestellt. Der Zeitverlauf der Reaktorleistung, Bild 4.1.3, wird entsprechend der Messung für diese Berechnung vorgegeben. Bild 4.1.4 zeigt den zeitlichen Verlauf des Druckes an verschiedenen Ortspunkten, am Ein- und Austritt des Kernes und im Dampfraum des oberen Plenums. Dieses Bild zeigt auch den Vergleich mit der Messung im oberen Plenum sowie Ergebnissen von RETRAN-Berechnungen, die für die Anlage Peach-Bottom-2 durchgeführt wurden.

Der Druckverlauf zeigt einen schnellen ersten Druckanstieg. Nach 0,85 s sind beide Ventile in ihrer jeweiligen Endstellung, das TSV geschlossen, das TBV geöffnet. Der weitere Druckanstieg ergibt sich aus der gespeicherten Energie in den Brennstäben, die durch Wärmeleitung ins Kühlmittel kommt, und der Dampfabströmung am TBV. Die überlagerte Oszillation folgt aus der Druckwellenausbreitung in der Frischdampfleitung und der Kopplung mit dem Dampfvolumen im Reaktordruckbehälter. Insgesamt zeigt sich eine gute Übereinstimmung zwischen der ATHLET-Rechnung und der Druckmessung, die Charakteristik des Zeitverlaufs wird vom ATHLET-Modell richtig wiedergegeben.

In Bild 4.1.5 ist der Zeitverlauf des Massenstroms im Kernbereich dargestellt. Der Druckanstieg im RDB bewirkt eine Verringerung des Dampfvolumentgehalts im Kern, wodurch der Massenstrom am Kernaustritt stark verringert wird und die Zuströmung am Kerneintritt zunimmt. Es ergeben sich mehrere gegenphasige Schwingungen vom Kerneintritts- und Kernaustrittsmassenstrom bis sich annähernd ein neuer stationärer Zustand einstellt.

Das Bild 4.1.6 zeigt die Massenströme im Frischdampfsystem. Die Ortspunkte sind: Beginn der Dampfleitung am RDB, das TSV und die Abzweigung der Bypassleitung von der Frischdampfleitung. Nach dem Schließen des TSV innerhalb von 0,096 s geht der Dampfmassenstrom auf Null. Am Ausgang des RDB's zeigt sich eine Schwingung des Dampfmassenstroms, deren Amplitude über den Ausgangswert im Anfangszustand hinausgeht. Die Massenstromschwingung ist gedämpft und passt sich dem Massenstrom an der Abzweigung der Bypassleitung an. Dieser Massenstrom entspricht der Abströmung von 600 kg/s am TBV. Die Dampfmassenströme in der Bypassleitung sind in Bild 4.1.7 dargestellt.

In Parameterstudien zur Transiente wurde festgestellt, dass die Dämpfung der Massenstromschwingung in der Frischdampfleitung stark von dem Widerstandswert am Übergang vom RDB zur Frischdampfleitung abhängt. Eine Erhöhung des Widerstandswertes bewirkt eine stärkere Dämpfung. Die Charakteristik des TBV wurde so angepasst, dass der Dampfstrom des geöffneten Ventils 600 kg/s beträgt. Eine Erhöhung oder Verringerung dieses Massenstromwerts beeinflusst den Druckverlauf im System. Mit dem für die Rechnung gewählten Wert ergibt sich die beste Übereinstimmung mit dem gemessenen Druckverlauf.

4.2 Berechnung der Kerntransiente mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Teilschritt 2

4.2.1 Erstellung des Datensatzes für das 3D Kernmodell QUABOX/CUBBOX

Für das 3D Kernmodell ist die Kernbeladung zu beschreiben, die in der Spezifikation beschrieben ist. Die Ortsdiskretisierung wurde so gewählt, dass jedem Brennelement im XY-Querschnitt ein Node entspricht. In axialer Richtung wird die aktive Kernzone in 24 Nodes unterteilt mit je einem zusätzlichen Node für den unteren und oberen Reflektor. Die Kernbeladung besteht aus 7x7 und 8x8 Brennelementen, wobei die 8x8 Brennelemente mit und ohne Drosselung am Eintritt eingesetzt werden. Die Wirkungsquerschnitte und ihre Abhängigkeit von Abbrand, Kühlmitteldichte und Brennstofftemperatur sind in der Spezifikation vorgegeben. Die Funktionstabellen wurden in eine QUABOX/CUBBOX Wirkungsquerschnittsbibliothek umgesetzt, wobei die vorgegebene Interpolationsroutine verwendet wurde.

Für das Rückwirkungsmodell wurde ein Parallelkanalmodell aus ATHLET-Komponenten erstellt. Dies besteht pro Kanal aus einer Fill-Komponente, einem Pipe-Element und am oberen Austritt aus einer ‚time-dependent volume‘-Komponente. Die Kernrandbedingungen werden im ATHLET-Parallelkanalmodell durch die vorgegebenen Zeitfunktionen für den Druck am Kernaustritt sowie den Massenstrom und die Kühlmitteltemperaturen am Kerneintritt beschrieben. Die in der Spezifikation ebenfalls angegebene Zeitfunktion für den Druck am Kerneintritt wird in diesem Modell nur für die Initialisierung des Kerndruckabfalls im stationären Zustand verwendet. Im Standardmodell werden 33 THC modelliert, zum Vergleich wurde ein Kernmodell mit einer 1:1 Zuordnung der Brennelemente zu den Kühlkanälen erstellt, was zu 764 THC führt.

4.2.2 Berechnung der Kerntransiente mit vorgegebenen Randbedingungen, Teilschritt 2

In einer Sensitivitätsstudie zu einigen Modellparametern und den Randbedingungen des Kerns wurde der Einfluss auf wesentliche Ergebnisparameter untersucht. Die Abhängigkeiten sind in Bild 4.2.1 zusammengefaßt, wobei die Pfeile auf der linken Seite die Richtung der Parameteränderung bezeichnen und die Pfeile auf der rechten Seite die Antwort in den Ergebnisparametern beschreibt. Als wesentliche Ergebnisparameter werden betrachtet: der Eigenwert, der mittlere Dampfvolumenanteil im Kern, der axiale Leistungspeakfaktor sowie die Höhe und der Zeitpunkt des Leistungspeaks.

Die Berechnungen wurden einerseits mit einem Kernmodell mit 33 THC wie in der Benchmarkspezifikation vorgeschlagen durchgeführt, andererseits zum Vergleich mit einem Kernmodell mit einer 1:1 Kühlkanalzuordnung zu den Brennelementen, was zu insgesamt 764 THC führt. Das Bild 4.2.2 zeigt den Vergleich der beiden Berechnungen für den Leistungspeak im Vergleich zu der Messung. Die axialen Leistungsprofile in zwei ausgewählten Brennelementpositionen für die beiden Berechnungen werden in den Bildern 4.2.3 und 4.2.4 verglichen. Grundsätzlich ist die Übereinstimmung recht gut, die Leistungsverteilung wird in der Berechnung mit 764 THC etwas in die obere Kernhälfte verschoben.

4.3 Berechnung der Turbinenschnellschlußtransiente mit dem gekoppelten Rechenprogramm, Teilschritt 3

4.3.1 Eingabedaten für das gekoppelte Rechenprogramm

Der Eingabedatensatz für das gekoppelte Rechenprogramm entsteht durch Zusammenführung des ATHLET-Eingabedatensatzes für Teilschritt 1 und des QUABOX/CUBBOX-Eingabedatensatzes für Teilschritt 2. Die wesentliche Ergänzung ist die Zuordnung der Brennelemente der Kernbeladung zu den thermofluiddynamischen Kanälen (THC) zur Beschreibung der Kühlmittelströmung, die in Bild 4.3.1 dargestellt ist. Die gekoppelte Berechnung wird mit 34 THC durchgeführt. Die zeitlichen Änderungen am Kerneintritt werden jetzt direkt aus der Berechnung bestimmt. Der Transientenablauf wird wie in Teilschritt 1 für die Anlagentransiente durch das Schließen des TSVs und das Öffnen des TBVs bestimmt.

4.3.2 Ergebnisse zur gekoppelten Berechnung der Turbinenschnellschlußtransiente

Das Ergebnis der Berechnung sind der zeitliche Verlauf des Druckes im Reaktordruckbehälter, der zeitliche Verlauf des Leistungspeaks, wobei sich Zeitpunkt und Höhe des Peaks direkt aus der Berechnung ergeben. Zur Auswertung und zum Vergleich werden das radial gemittelte axiale Dampfblasenprofil und die radial gemittelte axiale Leistungsdichteverteilung bestimmt. Die axiale Leistungsdichteverteilung wird in zwei Brennelementpositionen bestimmt um auch lokale Leistungsdichten zu vergleichen. Der Vergleich der axialen Leistungsprofile im stationären Zustand für die Berechnung mit 33 THC und 764 THC ist in Bild 4.3.2 dargestellt. Die Bilder 4.3.3 und 4.3.4 zeigen das axiale Leistungsprofil in den ausgewählten Brennelementpositionen.

Der Vergleich für den Leistungspeak während der Turbinenschnellschlußtransiente zwischen Berechnung und Messung ist in Bild 4.3.5 dargestellt, tatsächlich ergibt sich eine sehr gute Übereinstimmung. Der Vergleich ist im Bild 4.3.6 in vergrößertem Maßstab dargestellt. Der zeitliche Verlauf für den Druck an verschiedenen Ortspunkten ist in Bild 4.3.7 dargestellt und die Massenströme in der Frischdampfleitung und im TBV in Bild 4.3.8. Ein Vergleich mit den Ergebnissen aus Teilschritt 1 ergibt eine gute Übereinstimmung in den Zeitverläufen. Zu beachten ist jedoch, dass in der gekoppelten Be-

rechnung der Leistungspeak ein direktes Ergebnis der Berechnung ist. In Ergänzung sind in Bild 4.3.9 zusätzlich die LPRM-Anzeigen aus der Berechnung angegeben.

4.4 Berechnung der extremen Fälle

4.4.1 Eingabedatensatz für die extremen Fälle

Für die Berechnung der sog. extremen Fälle mit zusätzlich postulierten Ausfällen wird der Eingabedatensatz für die Nachrechnung der Turbinenschnellschlusstransiente mit dem gekoppelten Rechenprogramm herangezogen. Die postulierten Ausfälle werden im Datensatz entsprechend umgesetzt. Die Anordnung der Ventile im Frischdampfsystem ist in Bild 4.4.1 dargestellt. Es werden folgende Fälle betrachtet:

- 3.1 Turbinenschnellschluss ohne Öffnen des TBVs mit Schnellabschaltung
- 3.2 Turbinenschnellschluss mit Öffnen des TBVs und ohne Schnellabschaltung (ATWS)
- 3.3 Die Überlagerung der beiden Ausfälle, also Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der TBVs und ohne Schnellabschaltung (ATWS), die DH-Abblaseventile sind zur Druckbegrenzung wirksam
- 3.4 Der hypothetische Fall, wobei im Fall 3.3 zusätzlich unterstellt wird, dass die DH-Abblaseventile nicht zur Verfügung stehen. Damit ist das Anlagenverhalten ohne jegliche Dampfabgabe zu berechnen

4.4.2 Ergebnisse für die extremen Fälle

Die wesentlichen Unterschiede in den extremen Fällen ergeben sich daraus, ob der Reaktor abgeschaltet wird oder nicht. Nach der Abschaltung wird die Leistung stark verringert, ohne Abschaltung stellt sich ein neuer Gleichgewichtszustand bei erhöhter Leistung ein. Je nach den Bedingungen der Dampferntnahme zur Druckbegrenzung von dem TBV oder den Abblase- und Sicherheitsventilen überlagern sich unterschiedlich starke Leistungssoszillationen. Die Zeitverläufe der Leistung für die extremen Fälle 1 bis 3 sind in Bild 4.4.2 gemeinsam dargestellt. Die den Fällen 1 bis 3 zugeordneten Massenströme an den Abblase- und Sicherheitsventilen sind in den Bildern 4.4.3 bis 4.4.5 dargestellt. Es ist offensichtlich, dass die Zeitpunkte des Ventilöffnens und der

jeweilige Abblasemassenstrom den Leistungsverlauf beeinflussen. Aus diesem Grund wurde für den besseren Vergleich der verschiedenen Rechenprogramme ein hypothetischer Fall 4 definiert, in dem die Nichtverfügbarkeit der Ventile postuliert wird. Die wesentlichen Ergebnisparameter dieser Berechnung sind die Leistung in Bild 4.4.6, die relativen Reaktivitätsbeiträge in Bild 4.4.7 und die maximale und mittlere Brennstofftemperatur in Bild 4.4.8. Die Berechnung dieses hypothetischen Falles ohne Dampfabgabe bestätigt, dass das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET-QUABOX/CUBBOX durchaus geeignet ist solche Leistungssoszillationen über einen längeren Zeitbereich zu berechnen.

5 Zusammenfassung

Im Rahmen der OECD Aktivitäten zur Validierung gekoppelter Rechenprogramme für LWR wurden nunmehr zwei Benchmarks durchgeführt. Nach der Berechnung eines DWR Frischdampfleitungsbruches, bei dem nur die Ergebnisse verschiedener Rechenprogramme verglichen wurden, jetzt die Berechnung einer SWR Turbinenschnellschlusstransiente, für die auch gemessene Daten von der Anlage Peach Bottom-2 vorliegen. Die Methodik, die Benchmarks in mehreren Teilschritten durchzuführen, hat sich bewährt. Es ist äußerst nützlich, die Datenerstellung für das Anlagenmodell, also den Eingabedatensatz für ATHLET, und das 3D-Kernmodell, also den Eingabedatensatz für QUABOX/CUBBOX, getrennt durchzuführen und die Ergebnisse der Teilmodelle in den gekoppelten Rechenprogrammen auf Plausibilität und Konsistenz zu testen. Im Übrigen entspricht dies auch dem Ablauf in der Praxis. Die Auswertung der Anlagentransiente mit Punktkinetik oder für die SWR Turbinenschnellschlusstransiente mit vorgegebener Zeitfunktion für die Leistung macht Unterschiede in der Modellierung in den verschiedenen Systemcodes deutlich, die dann noch aufeinander abgestimmt werden können. Die Durchführung der 3D-Kernrechnung mit vorgegebenen Zeitfunktionen dient im Wesentlichen zur Überprüfung der Umsetzung der Kernbeladung und der Wirkungsquerschnittsbibliotheken für die Kernberechnung.

Der Vergleich der Berechnungen für die DWR- und die SWR-Transiente zeigt, dass die Berechnungen für eine SWR-Anlagentransiente in mehreren Punkten anspruchsvoller sind. Das ATHLET-Modell für die zweiphasige Kühlmittelströmung enthält einige Modellparameter, wie z. B. die Dampfproduktionsrate oder das thermodynamische Nichtgleichgewicht zwischen Dampf- und Wasserphasen, die sich direkt auf das axiale Dampfblasenprofil auswirken, und in Verbindung mit der starken Rückwirkung auf die Leistungserzeugung das axiale Leistungsdichteprofil beeinflussen. Für die Dynamik der Dampfbildung in den Kühlkanälen ist der Anteil der direkten Energieerzeugung im Kühlmittel von großer Bedeutung, dies gilt insbesondere für die Beschreibung der Drucktransiente mit dem sehr schnellen Leistungsanstieg nach dem Schließen des Turbinenstellventils. Des Weiteren ist die Anpassung der Eintrittsmassenströme in den Brennelementen in Abhängigkeit des Druckabfalls über den Kern wichtig, um die axiale Dampfblasenverteilung in den Kühlkanälen und damit die axiale Leistungsdichteverteilung zu beschreiben.

Insgesamt ist die Übereinstimmung der berechneten Leistungspeaks und des zeitlichen Druckverlaufs im Reaktordruckbehälter durch das gekoppelte Rechenprogramm

mit den gemessenen Werten von der Reaktoranlage sehr gut. Der schnelle Druckanstieg nach dem Turbinenschnellschluss und die überlagerten Schwingungen durch die Druckwelle längs der Dampfleitung werden von der Rechnung richtig wiedergegeben. Ebenso werden der Zeitpunkt und die Höhe des Leistungspeaks vom Rechenmodell erfasst.

Die Berechnung der extremen Fälle mit zusätzlichen Ausfällen bestätigen, dass das gekoppelte Rechenprogramm auch Transienten mit großen Leistungsschwingungen berechnen kann, ohne dass numerische Schwierigkeiten auftreten. Die berechneten Ergebnisse von ATHLET-QUABOX/CUBBOX sind plausibel und es zeigt sich Übereinstimmung mit den Ergebnissen der anderen Rechenprogramme.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET-QUABOX/CUBBOX die SWR Turbinenschnellschlusstransiente in Peach Bottom-2 erfolgreich berechnen konnte. Diese Nachrechnung einer Drucktransiente mit komplexen physikalischen Prozessen in der Reaktoranlage und der engen Rückwirkung zwischen Leistungserzeugung im Reaktorkern und der Kühlmittelströmung liefert einen wichtigen Beitrag zur Validierung des Rechenprogramms für SWR Bedingungen.

6 Literaturverzeichnis

- /LAN 03/ LANGENBUCH, S., SCHMIDT, K-D., VELKOV, K., Analysis of the Pressurized Water Reactor Main Steam Line Break Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Nuclear Technology, Vol.142, Number 2, May 2003.
- /LAN 04/ LANGENBUCH, S., SCHMIDT, K-D., VELKOV, K., Analysis of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Nuclear Science and Engineering, to be published.
- /LAN 77a/ LANGENBUCH, S., MAURER, W., WERNER, W., Coarse Mesh Flux Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large LWR Cores, Nuclear Science and Engineering, 63, 437-356, 1977.
- /LAN 77b/ LANGENBUCH, S., MAURER, W., WERNER, W., High-Order Schemes for Neutron Kinetics Calculation based on a Local Polynomial Approximation; Nuclear Science and Engineering 64, pp 508-516, 1977.
- /LAN 96a/ LANGENBUCH, S., LIZORKIN, M., ROHDE, U., VELKOV, K., 3D Neutronic Codes coupled with Thermal-Hydraulic System Codes for PWR, BWR and VVER Reactors. OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Md., U.S.A., November 5-8, 1996.
- /LAN 96b/ LANGENBUCH, S., AUSTREGESILO, H., FOMITCHENKO, P., ROHDE, U., VELKOV, K., Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulic Codes to 3D Neutronic Codes. OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Md., U.S.A., November 5-8, 1996.
- /LER 98/ LERCHL, G., AUSTREGESILO, H., ATHLET Mod 1.2 Cycle A, User's Manual, March 1998, GRS-P-1/Vol.1, Rev.1.
- /NEA 01/ BWR Turbine Trip (TT) Benchmark, Vol.1: Final Specifications, NEA/NSC/DOC (2001)1, June 2001

/NEA 99/ NEA/NSC/DOC(99) 8, PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark,
Volume 1: Final Specification.

/NEA 04/ Akdeniz B., Ivanov K., Olson A.,
Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, Volume II: Summary
Results of Exercise 1
NEA/NSC/DOC(2004)21, June 2005

7 Bilder

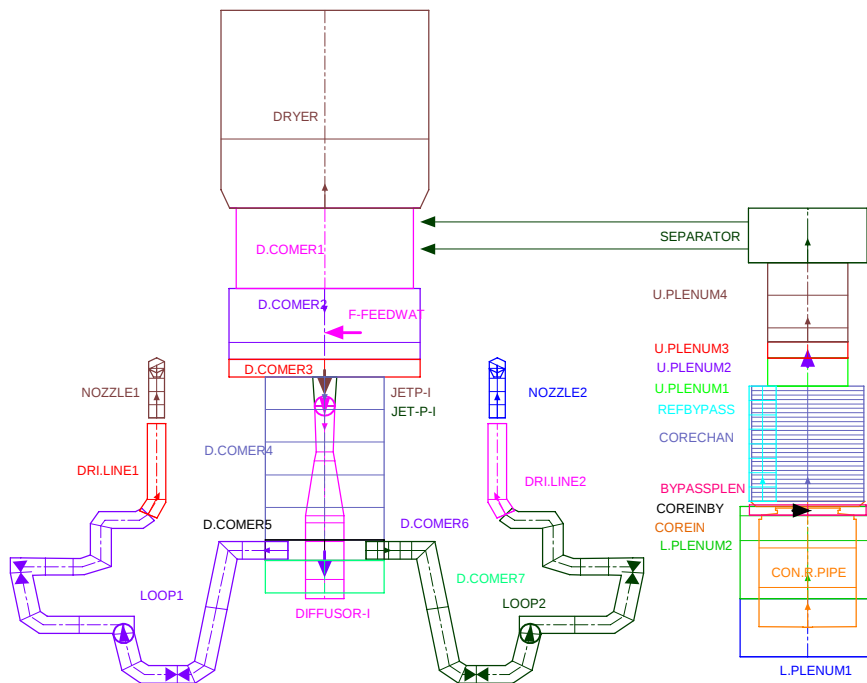


Bild 4.1.1 ATHLET-Nodalisierung des Primärkreises

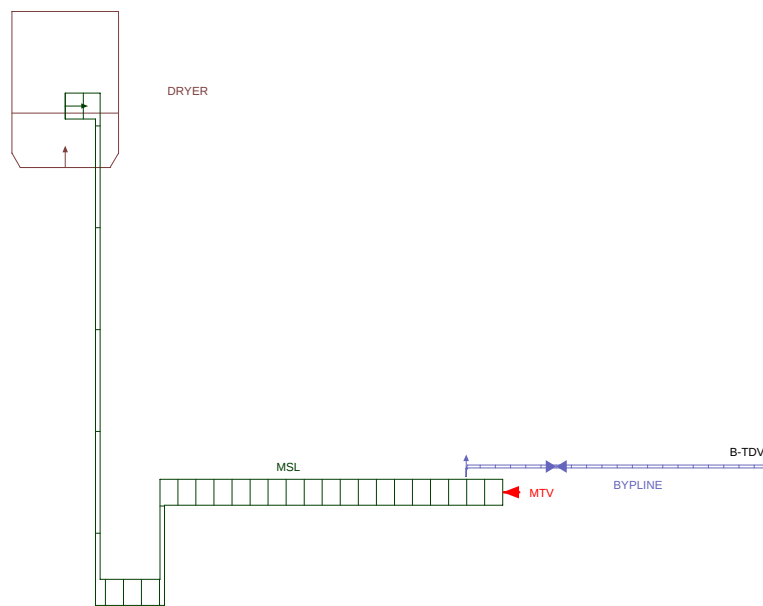


Bild 4.1.2 **ATHLET-Nodalisierung des Frischdampfsystems**

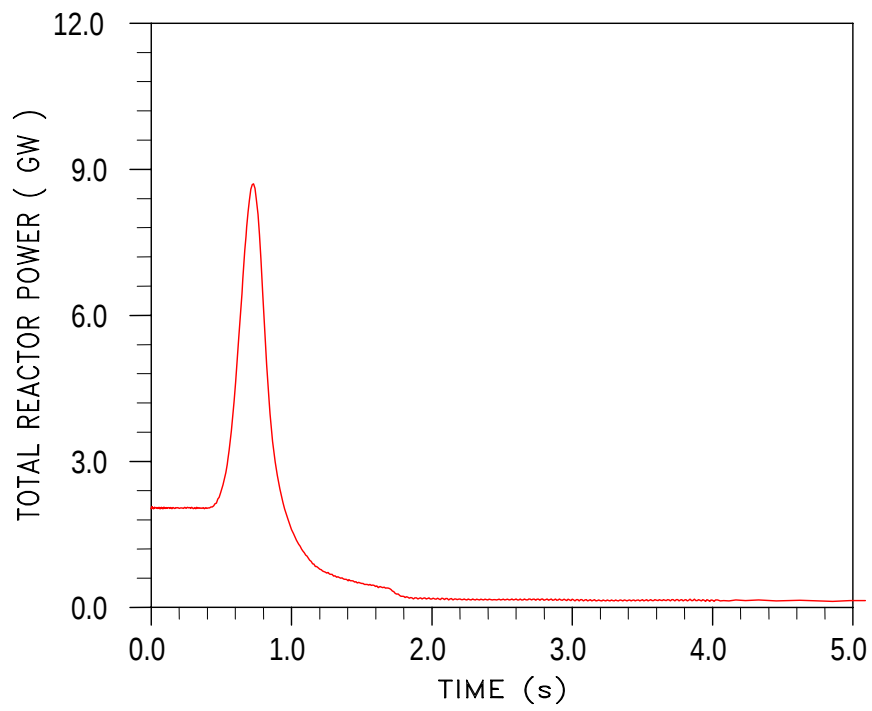


Bild 4.1.3 **Gesamte Reaktorleistung wie für den Teilschritt 1 spezifiziert**

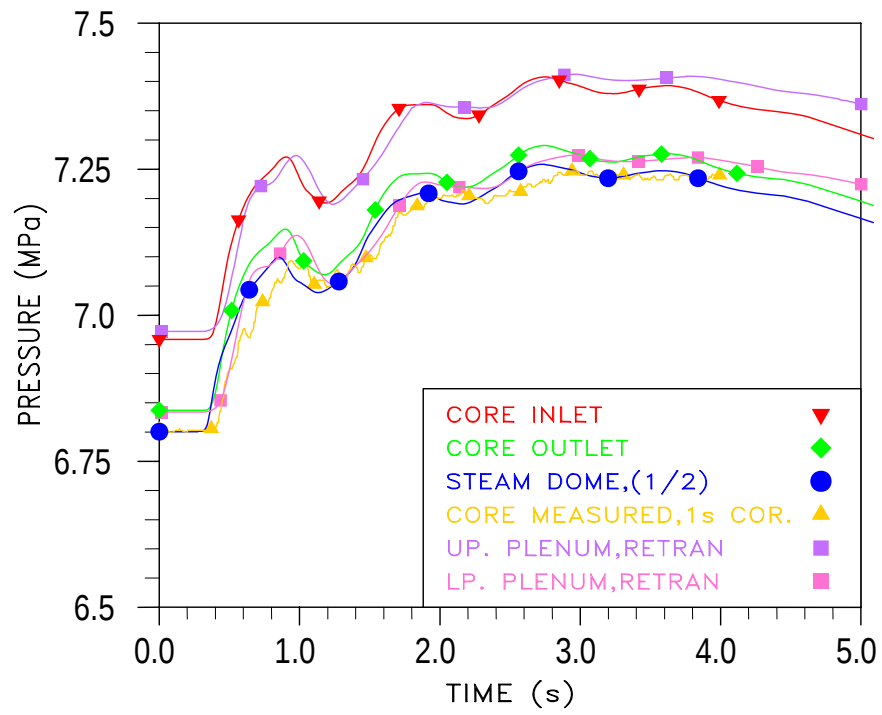


Bild 4.1.4 Teilschritt1, Vergleich des mit ATHLET berechneten Druckverlaufs mit den Ergebnissen der RETRAN Rechnung und der Messung

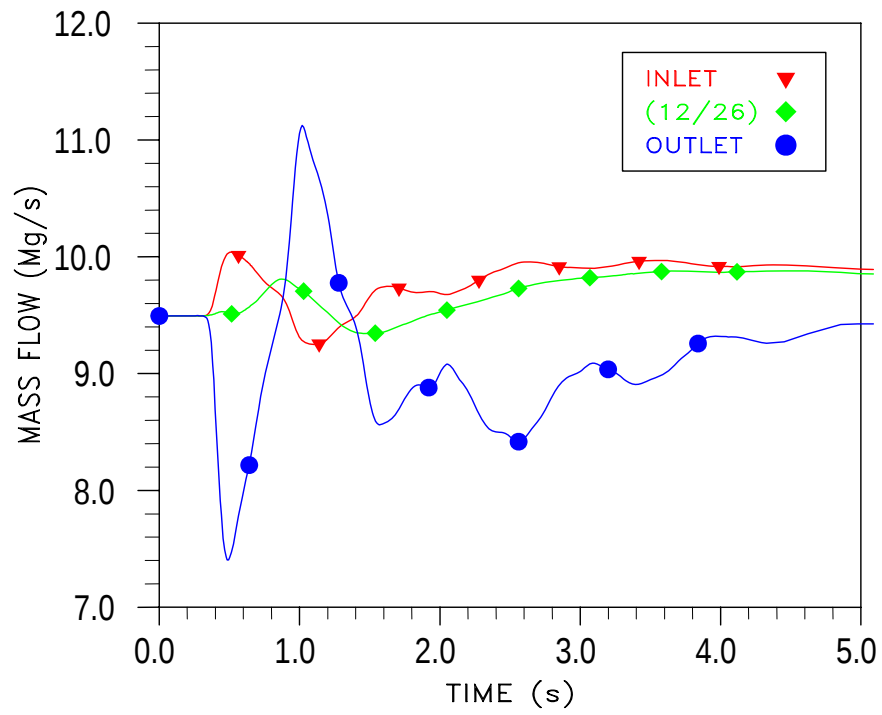


Bild 4.1.5 Teilschritt 1, Massenstrom am Kerneintritt, am Kernaustritt und einer mittleren Kernposition

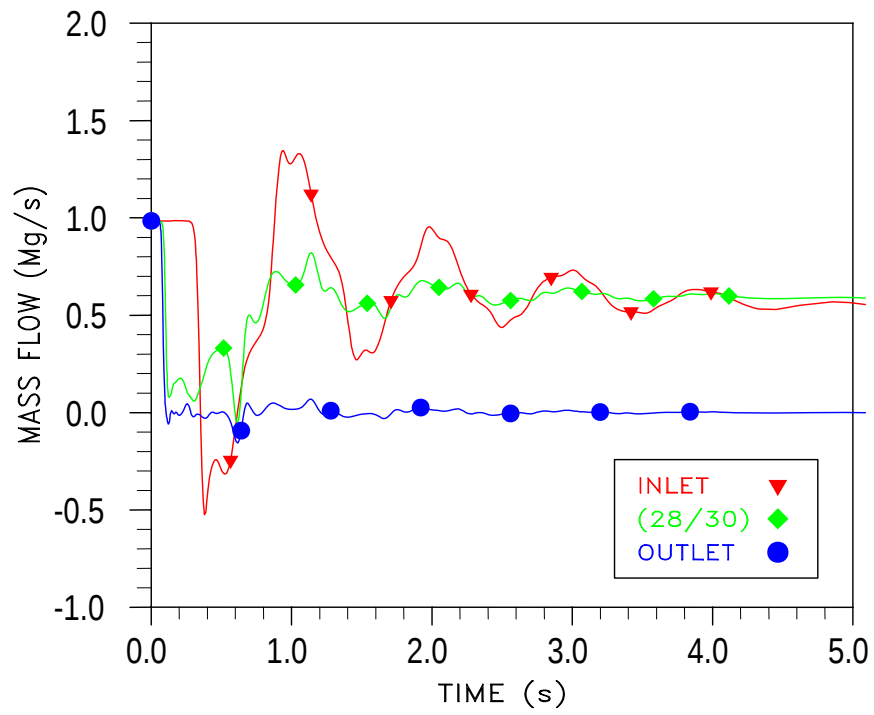


Bild 4.1.6 Teilschritt 1, Massenstrom in der Frischdampfleitung am Eintritt vom Reaktorbehälter, am Auslass zur Turbine und an der Abzweigung der Bypass-Leitung

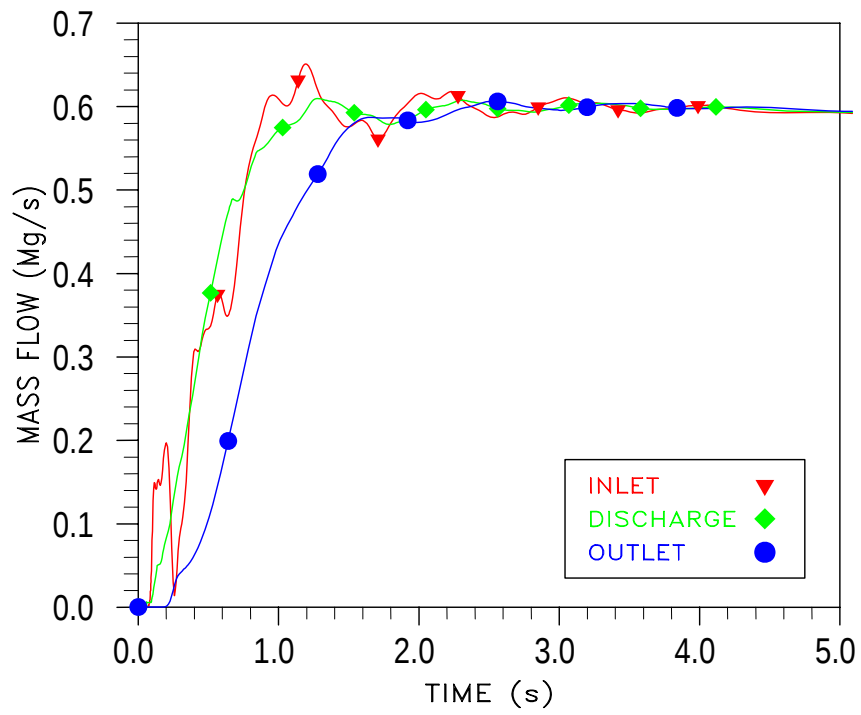


Bild 4.1.7 Teilschritt 1, Massenstrom in der Bypass-Leitung am Eintritt von der Frischdampfleitung, am Auslass und der Ausströmmassenstrom

Case	P_{out}	ΔP_c	T_{in}	G_{in}	Sub-cooling	Void Gener. Rate	P_{cor}	K_{eff}	Aver. Void	F_z	Integ. Power Peak	Max before 0.75 s
1	↓							↓	↑	↓	↑	NO
2		↓						↑	↓	—	↑	NO
3			↑					↓	↑	↓	↑	NO
4				↓				↓	↑	↓	↓	NO
5					↓			↑	↓	↓	↑	NO
6						↑		↓	↑	↓	↑	YES
7							↑	↑	—	—	↓	NO

Bild 4.2.1 Sensitivitätsuntersuchung zum Einfluss von Randbedingungen und Modellparametern auf den Leistungspeak

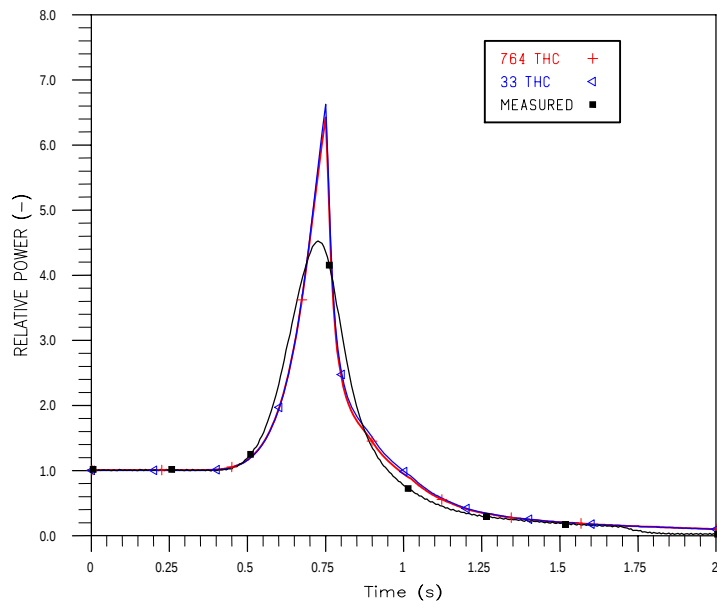


Bild 4.2.2 Relativer Leistungsverlauf aus der Kernrechnung von ATHLET-QUABOX/CUBBOX mit 33 THC bzw. 764 THC im Vergleich zur Messung

COMPARISON of 33 with 764 THC MAPPING SCHEME
AXIAL POWER DISTRIBUTION for ASSEMBLY #75 at T=0.s

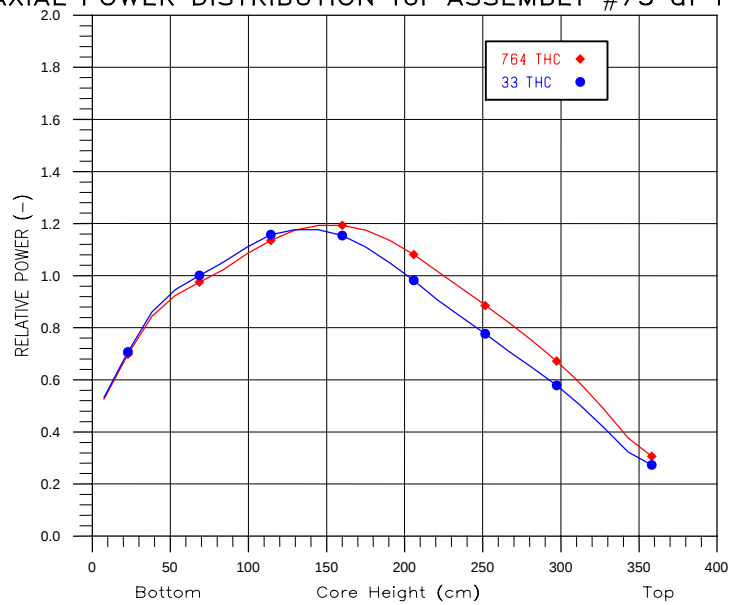


Bild 4.2.3 Vergleich der axialen Leistungsverteilung im Anfangszustand für das Brennelement #75 aus den ATHLET-QUABOX/CUBBOX Rechnungen mit 33 THC bzw. 764 THC

COMPARISON of 33 with 764 THC MAPPING SCHEME
AXIAL POWER DISTRIBUTION for ASSEMBLY #367 at T=0.s

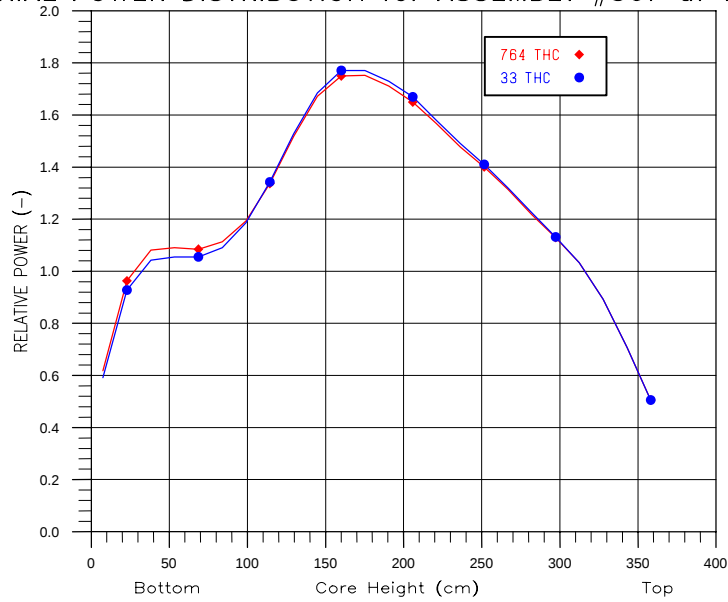


Bild 4.2.4 Vergleich der axialen Leistungsverteilung im Anfangszustand für das Brennelement #367 aus den ATHLET-QUABOX/CUBBOX Rechnungen mit 33 THC bzw. 764 THC

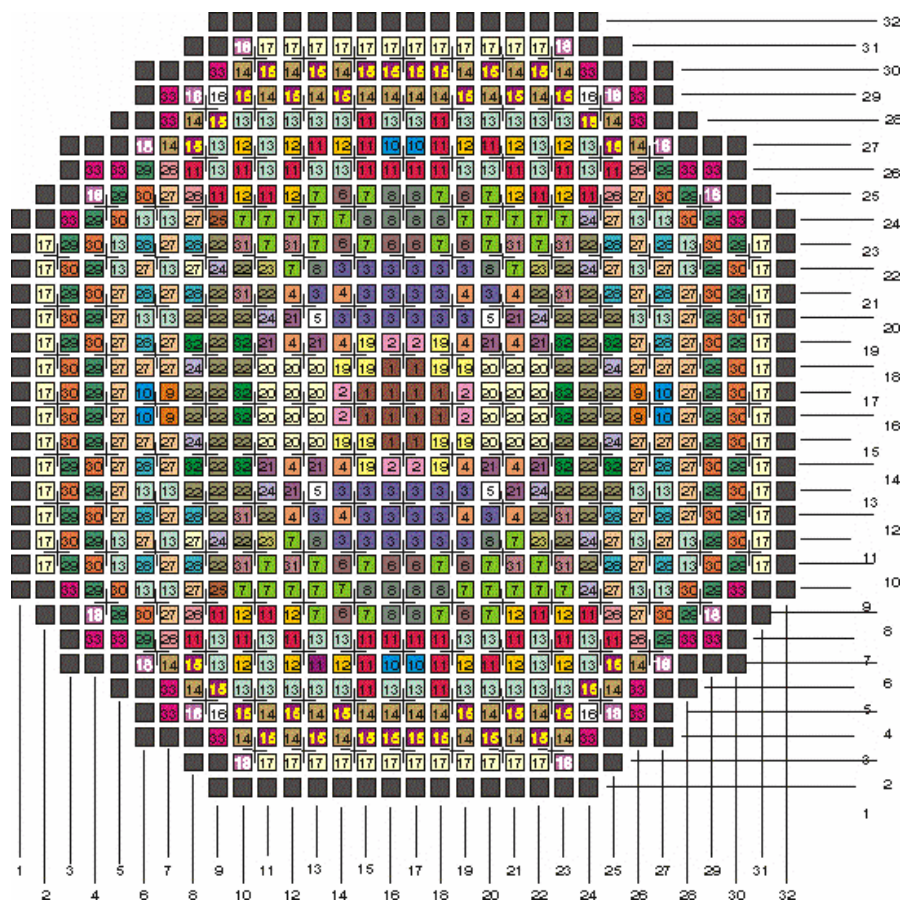


Bild 4.3.1 Zuordnung der Brennelemente zu den thermohydraulischen Kanälen für 33 THC

TT Benchmark #3, 33 THC, T=0s, HFP
CORE AVERAGE AXIAL POWER DISTRIBUTION

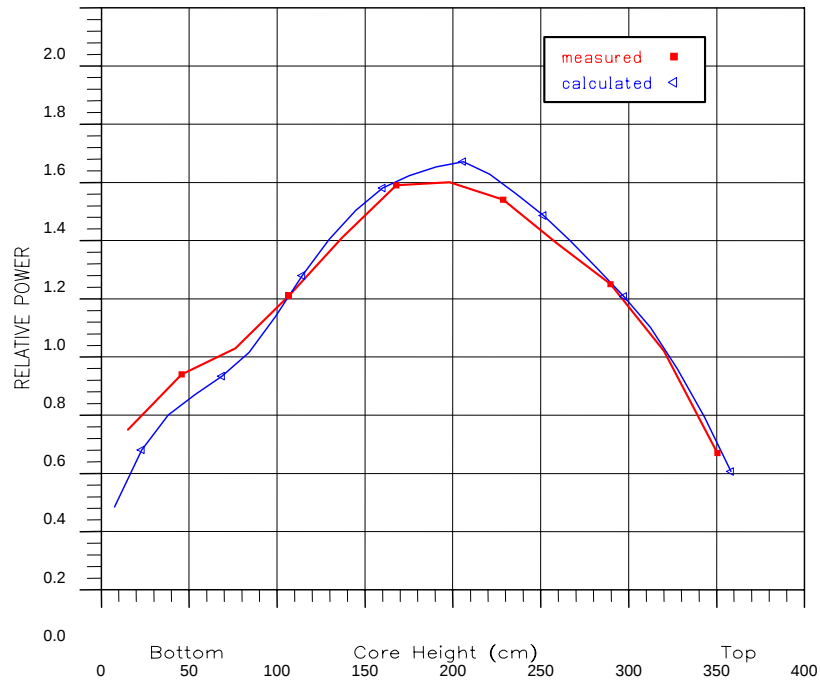


Bild 4.3.2 Vergleich des mittleren axialen Leistungsprofils aus Berechnung und Messung

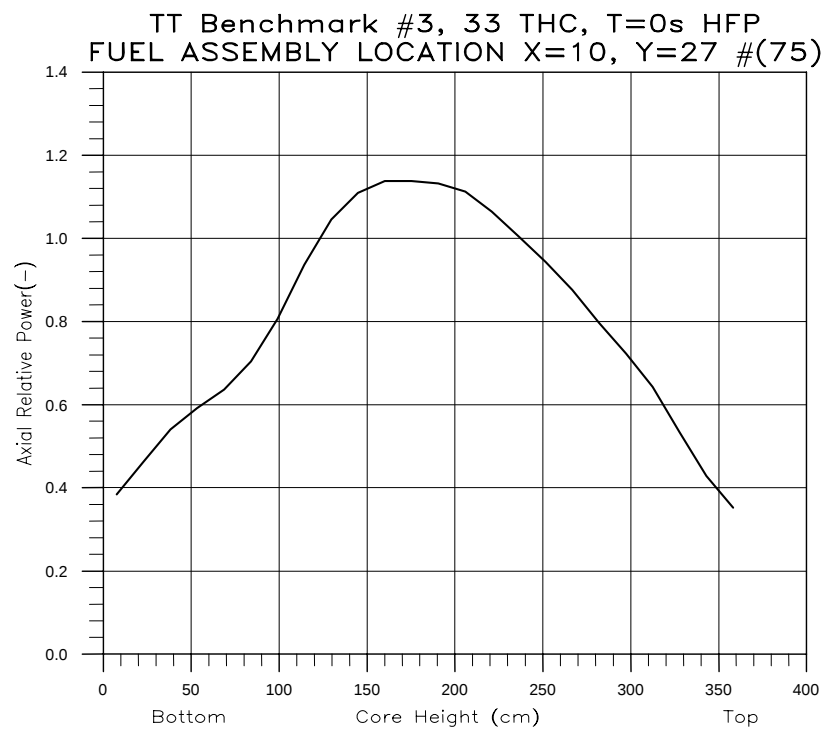


Bild 4.3.3 **Axiales Leistungsprofil in Brennelement-Position 75**

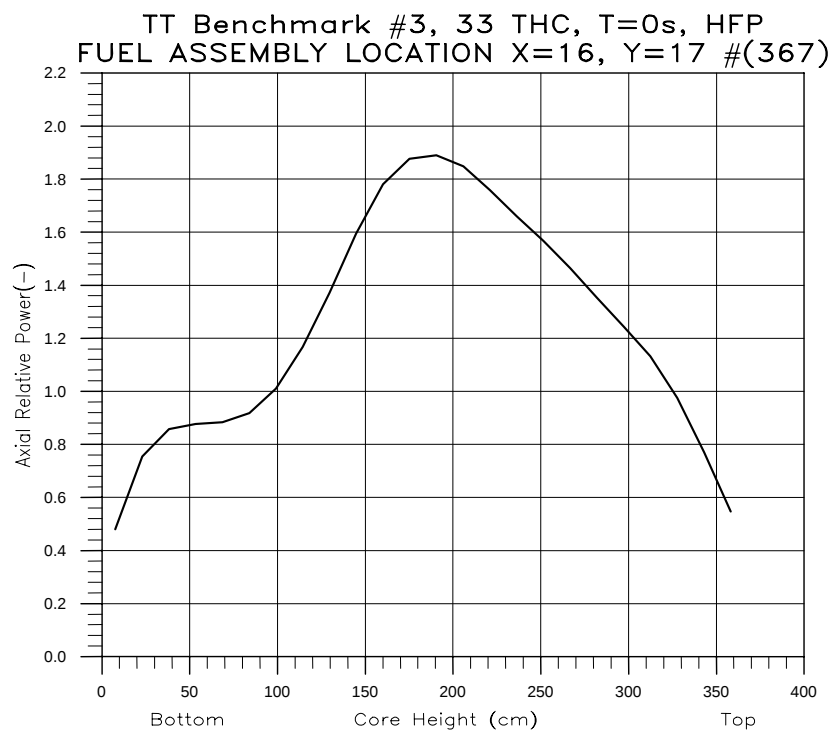


Bild 4.3.4 **Axiales Leistungsprofil in der Brennelement-Position 367**

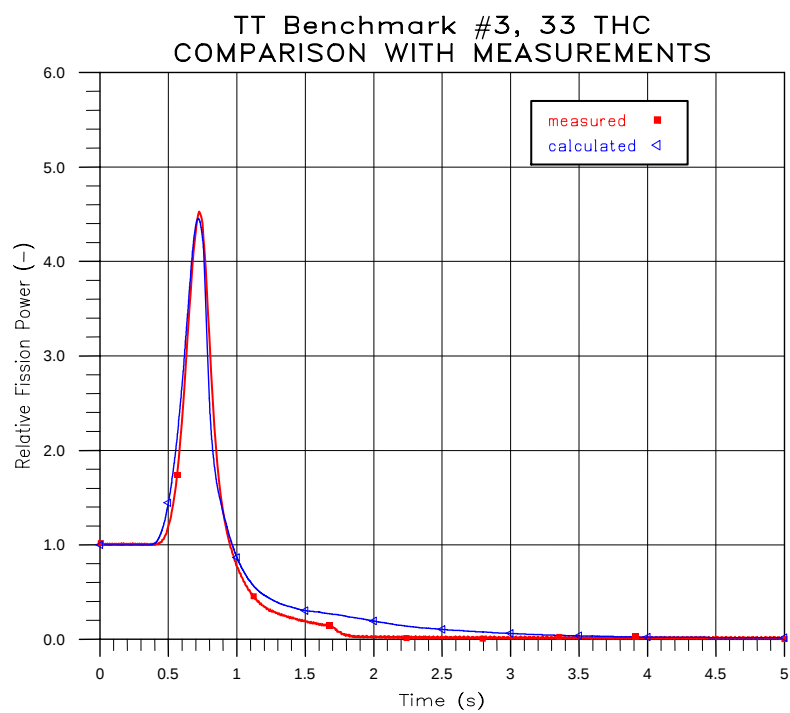


Bild 4.3.5 Gesamtleistung für den SWR Turbinenschnellschluss, Vergleich von berechneten und gemessenen Werten

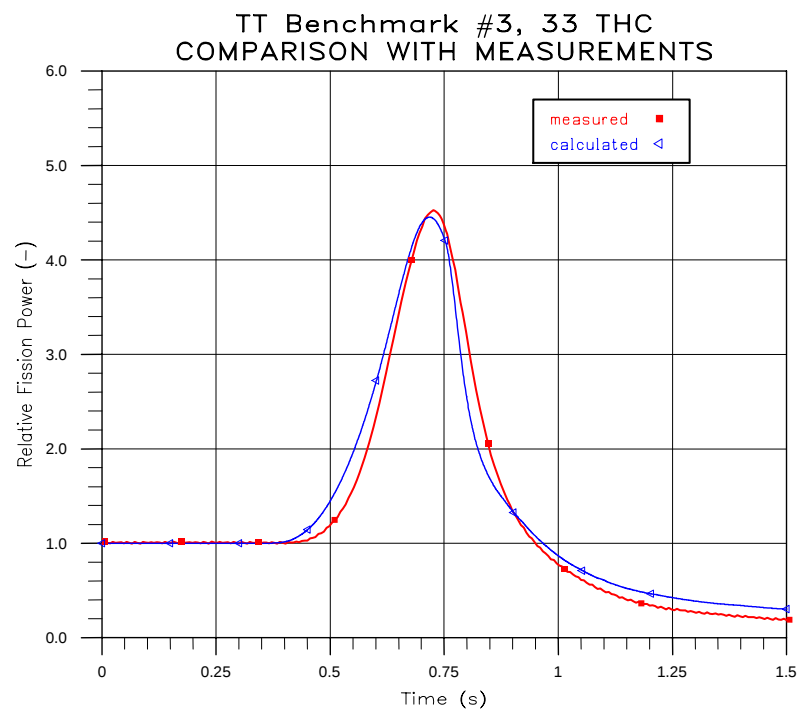


Bild 4.3.6 **Gesamtleistung (wie vorher mit größerer Auflösung)**

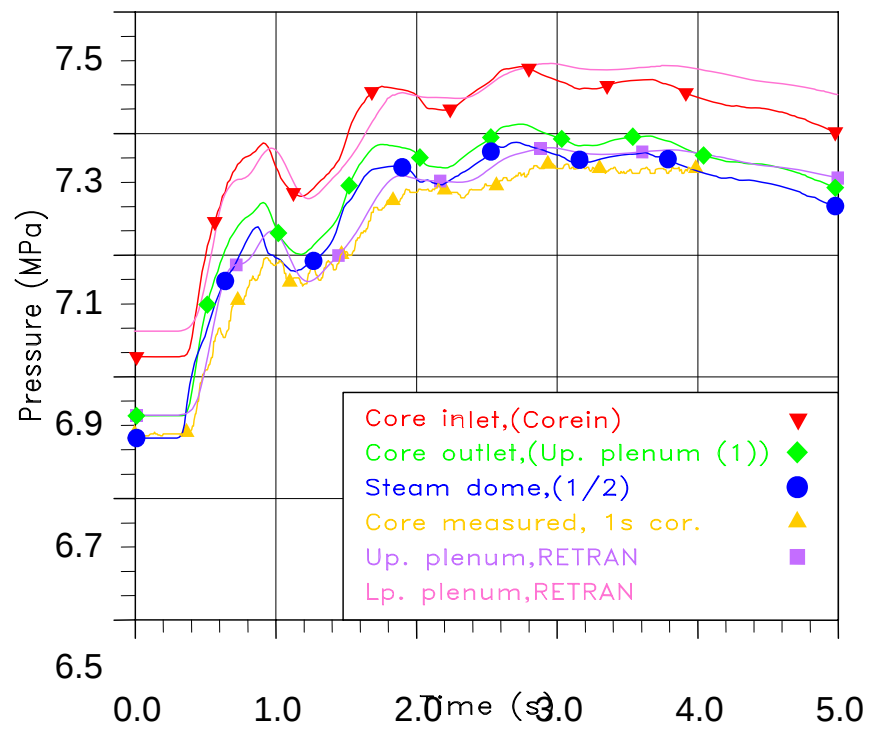


Bild 4.3.7 Vergleich des Druckverlaufs an unterschiedlichen Ortspunkten

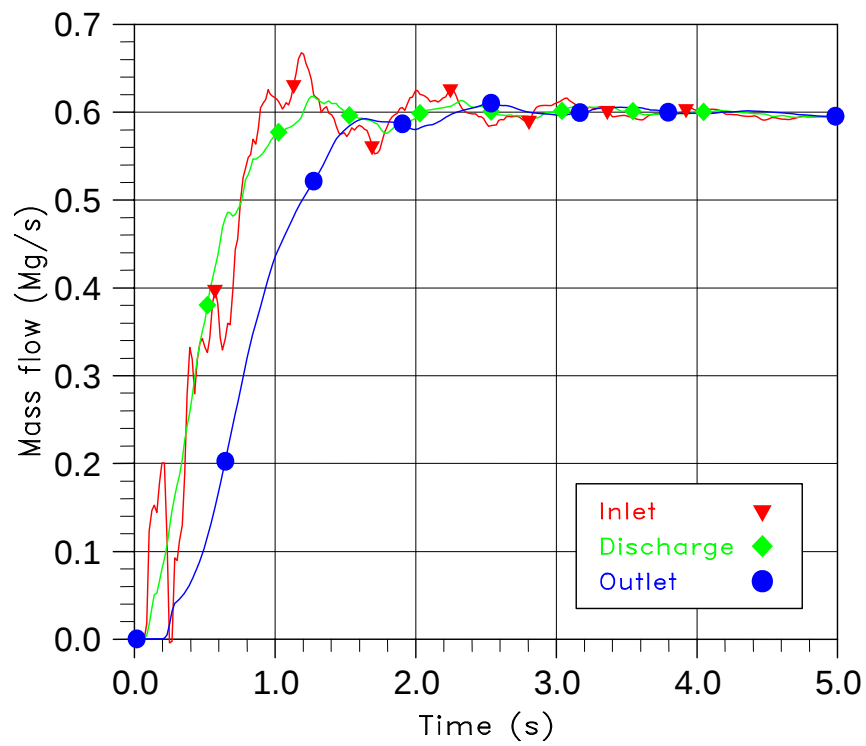


Bild 4.3.8 Massenstrom durch das Turbinenbypassventil und am Einlass und Auslass der Frischdampfleitung

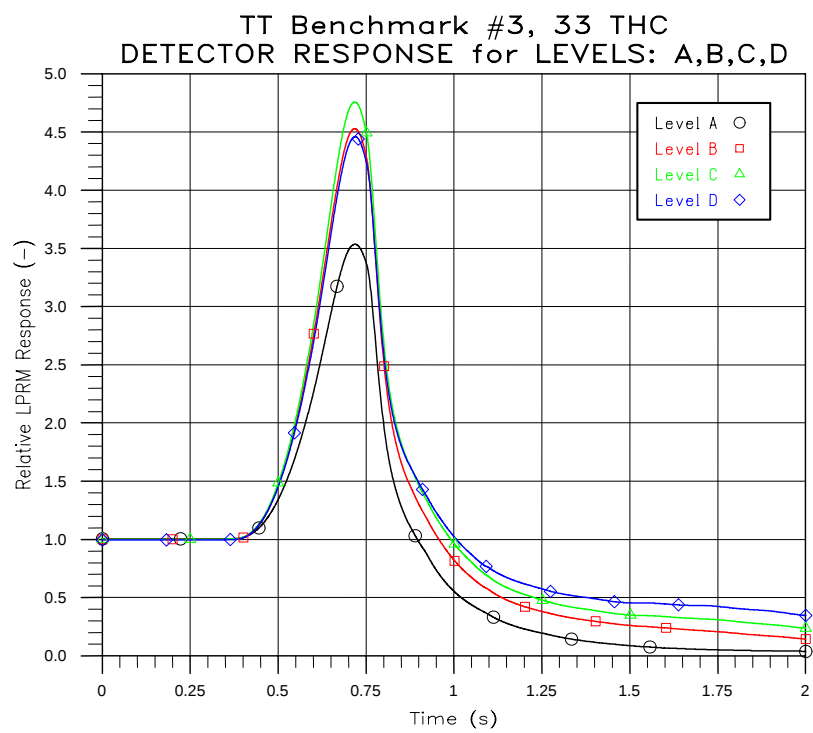


Bild 4.3.9 Berechnete LPRM Anzeigen in den spezifizierten vier Ebenen

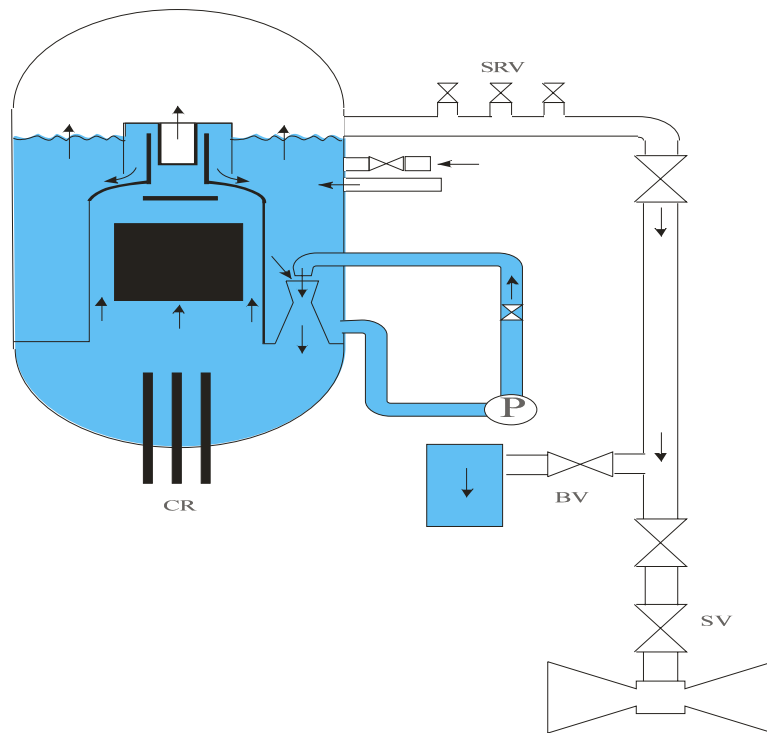


Bild 4.4.1 Anordnung des Frischdampfsystems mit Ventilen

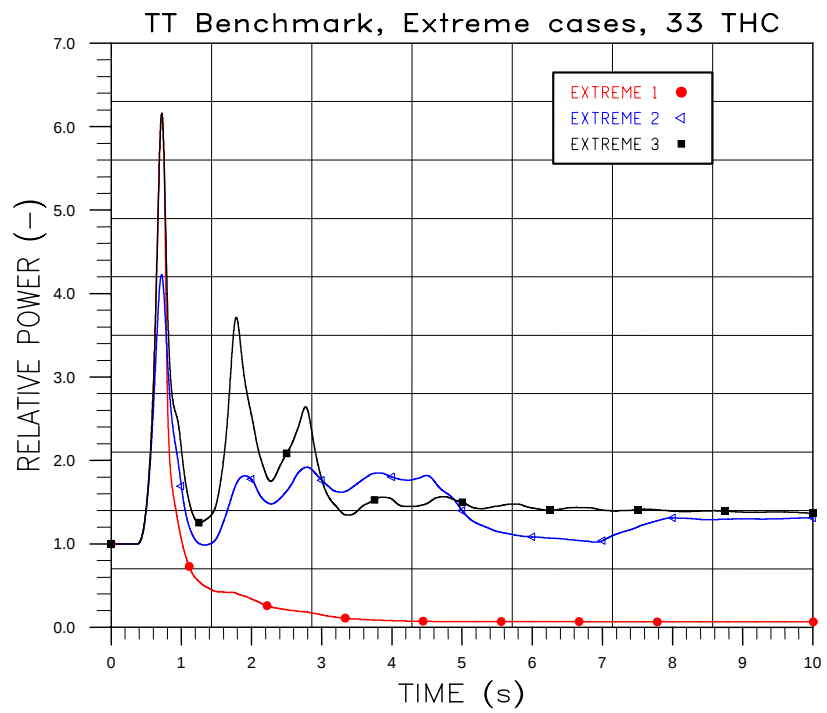


Bild 4.4.2 **Leistungsverlauf für die extremen Fälle 1, 2 und 3**

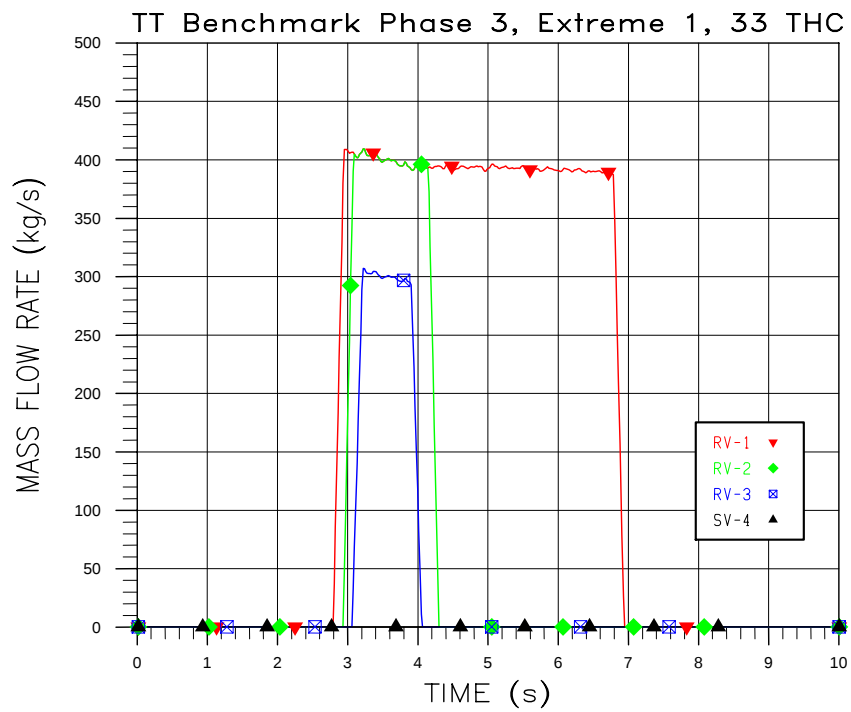


Bild 4.4.3 Massenstrom im Abblase- und Sicherheitsventil für den extremen Fall 1

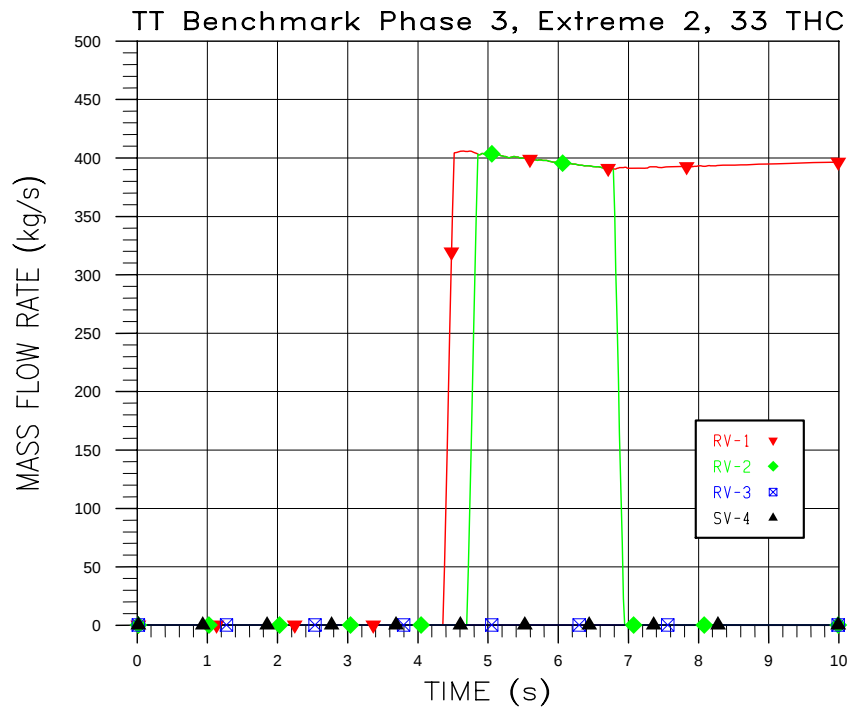


Bild 4.4.4 Massenstrom am Abblaseventil für den extremen Fall 2

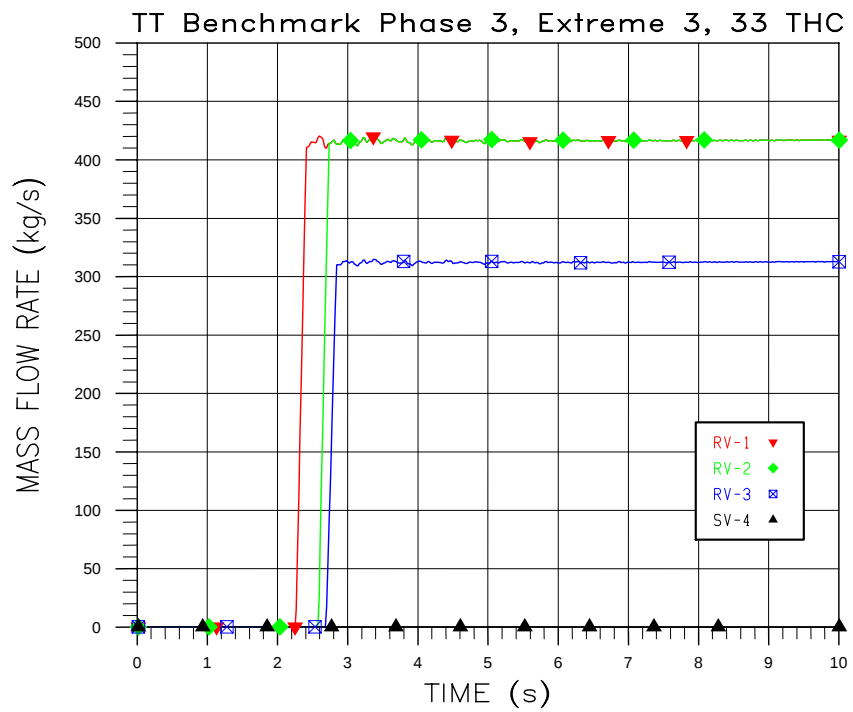


Bild 4.4.5 Massenstrom am Abblaseventil für den extremen Fall 3

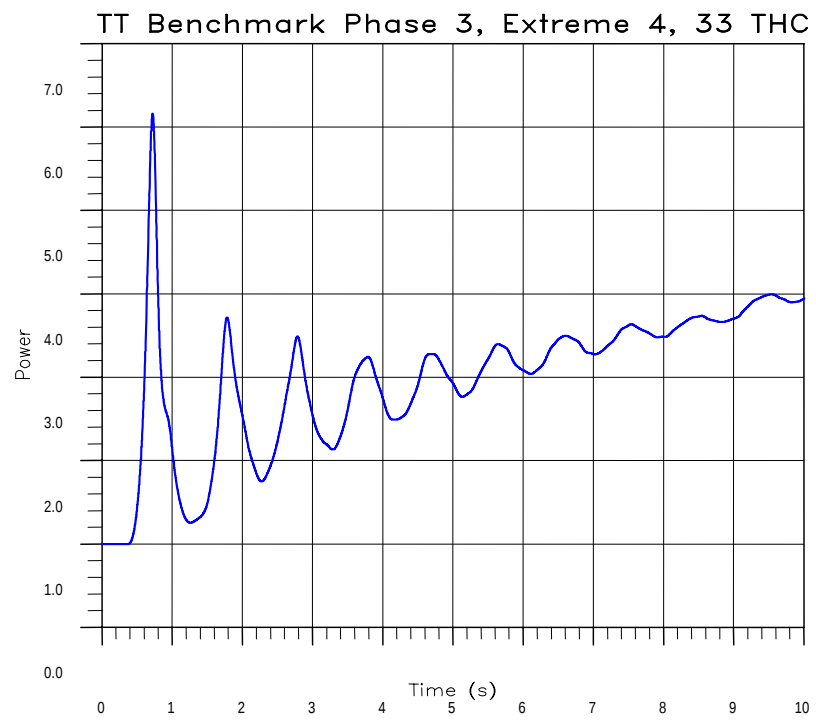


Bild 4.4.6 **Leistungsverlauf im extremen Fall 4 ohne Dampfabgabe**

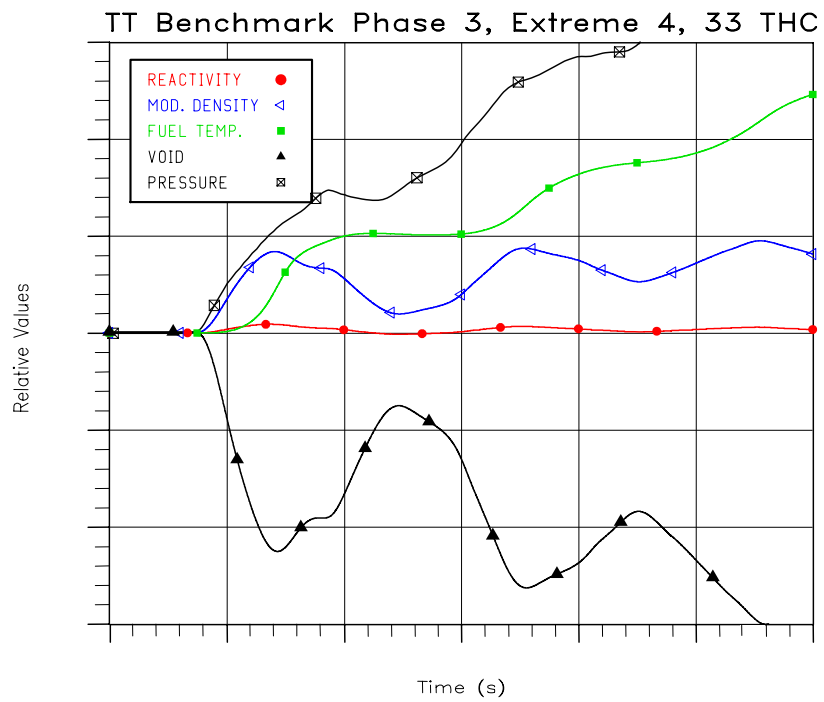


Bild 4.4.7 Verlauf der Reaktivitätsbeiträge für den extremen Fall 4

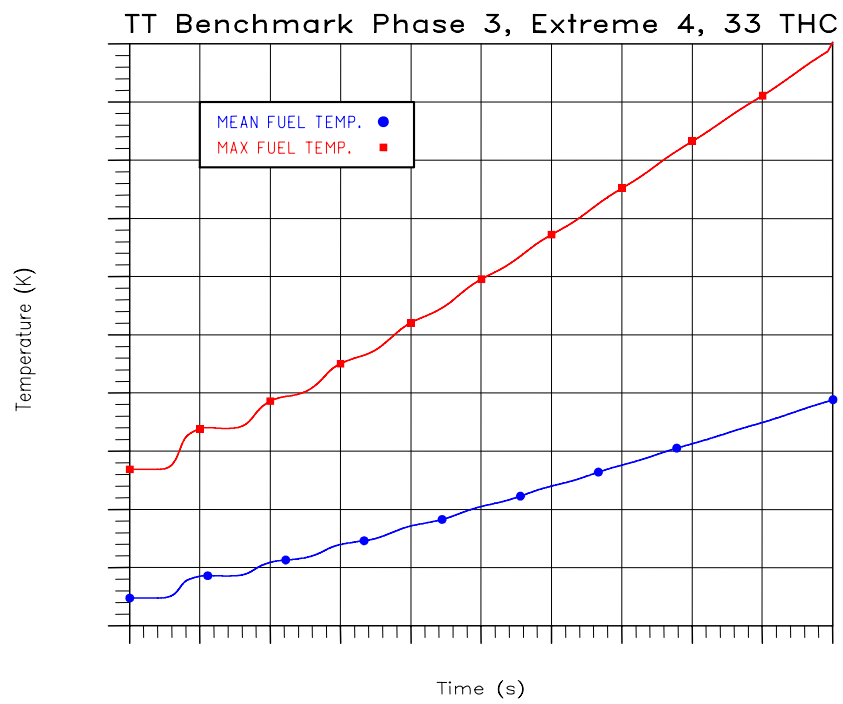


Bild 4.4.8 Verlauf der maximalen und mittleren Brennstofftemperaturen

Anhang 1

Liste der Beiträge zu den Workshops und Veröffentlichungen

Dieser Anhang enthält eine Liste der Vorträge zu den Benchmark Workshops, die eine vollständige Beschreibung der Ergebnisse zu den Teilschritten des Benchmarks enthalten, und die Beiträge zu internationalen Konferenzen, die jeweils eine Zusammenfassung der Ergebnisse zu den Teilschritten darstellen. Die Konferenzbeiträge sind in den nachfolgenden Anhängen 2 bis 4 wiedergegeben. Die Workshop-Beiträge sind:

1. The BWR Turbine Trip Benchmark for Peach Bottom 2, Exercise 1: ATHLET Results, Villigen, 15.-16.Oktober 2001
2. Sensitivity Study for BWR-TT Benchmark, Phase 2, by the Coupled Codes ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Rossendorf, 28.-30.Mai 2002
3. Preliminary Results for BWR-TT Benchmark, Phase 3, by the Coupled Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Rossendorf, 28.-30.Mai 2002
4. ATHLET-QUABOX/CUBBOX Results for the BWR TT Benchmark – Exercise 3 and Extreme Cases, Seoul, 6.Oktober 2002
5. Results for the Extreme Cases of BWR TT Benchmark by ATHLET-QUABOX/CUBBOX, Barcelona, 21.-22.Januar 2003

Die Konferenzbeiträge sind

1. Analysis of Exercise 1 and 2 of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, Physor2002, Seoul, Oct. 7-10,2002, (Anhang 2)
2. Analysis of Exercise 3 of the OECD/NRC BWR Turbine Trip Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, M&C 2003, Gatlinburg, Tenn. April 6-11,2003 (Anhang 3)
3. Application of the Coupled Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX for the Extreme Scenario of the OECD/NRC BWR Turbine Trip Benchmark and its Performance

on Multi-Processor Computers, S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov,
SNA2003, Paris, September 22.-24. 2003

4. Analysis of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, Nuclear Science and Engineering 148, 270 – 280, (2004)

Anhang 2

ANALYSIS OF EXERCISES 1 AND 2 OF THE OECD/NRC BWR TURBINE TRIP (TT) BENCHMARK BY THE COUPLED CODE SYSTEM ATHLET-QUABOX/CUBBOX

S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

85748 Garching, GERMANY

lab@grs.de; smk@grs.de; vek@grs.de

ABSTRACT

The OECD/NRC BWR turbine trip (TT) benchmark [1] has been calculated by the coupled thermal-hydraulic neutronics system code ATHLET - QUABOX/CUBBOX [2,3] developed by GRS. The results obtained for the plant transient of Exercise 1 with specified integral power time history are presented. In addition, the core boundary problem of Exercise 2 with specified initial and time-dependent core boundary conditions is investigated. The results are presented, and the physical phenomena determining the BWR pressure transient are discussed. The sensitivity of results on variations of the initial steady state conditions and of parameters of the two-phase flow model is studied. A comparison is also performed between the reactor core model with 33 thermal-hydraulic channels (THC) as specified and a reactor core model with 764 THC using a 1:1 mapping scheme.

1 INTRODUCTION

The BWR turbine trip (TT) transient has been defined within the OECD Benchmark activities to validate the coupled thermal-hydraulic system codes with integrated 3D reactor core models for BWR conditions. The reference plant is Peach Bottom 2, where experiments were performed to study such transients at reduced initial power. Thus, the benchmark problem is intended to compare results from different coupled codes with measured plant data. Coupled codes have been developed to perform realistic analysis of accident conditions, which are determined by a strong coupling between neutronics of the core and the thermal-hydraulics of the primary circuit. The BWR TT transient is determined by a fast pressure increase leading to the reduction of average void content in the reactor core, which causes a very fast power transient due to the positive reactivity insertion. Therefore this transient is of particular interest for code validation.

The Benchmark specification proposes three steps for the plant transient analysis and for the detailed code comparison. Exercise 1 addresses the overall plant response during the turbine trip transient using a specified time-function of integral power for all codes. The purpose of this step is to initialise the system models eliminating all neutronics and reactivity feedback effects. In Exercise 2, the reactor core behaviour is separately analysed by applying specified initial conditions and time-functions as boundary conditions for the 3D reactor core models. These specified boundary conditions are: the pressure at core inlet and outlet, and the coolant temperature and mass flow rate for 33 thermal-hydraulic channels (THC) at the core inlet. In the final step, the full simulation capability with integrated 3D reactor core model in the thermal-hydraulic system code will be applied for the analysis to compare calculated results with measured plant transient data. This paper presents the available results for Exercises 1 and 2 obtained by the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX [2,3,4] together with the experiences gained during the model development.

2 DESCRIPTION OF THE ATHLET PLANT MODEL

The specification of the BWR TT Benchmark refers to the Peach Bottom 2 nuclear power plant, a BWR with jet pumps and two external recirculation loops. The ATHLET model of the coolant flow in the reactor vessel consists of a lower plenum, a core region with a single thermal-hydraulic channel with two fuel rod types corresponding to 7x7 and 8x8 fuel assemblies and a bypass channel, an upper plenum, stand pipes, a separator and a steam dome. The downward flow path is modelled by an upper down comer section, where the feed water is supplied, the jet pumps and a lower down comer section with the diffusers. Two symmetric recirculation loops are described. The model configuration of ATHLET for the reactor vessel is shown in Fig.1. The flow path of the generated steam to the turbine is modelled by the main steam line pipes with the turbine stop valve (TSV) and the connected bypass line with the turbine bypass valve (TBV). As the transient is initiated by a sudden closure of the turbine stop valve leading to pres-

sure wave oscillations on the steam line, the steam line system should be modelled in detail. The total length of the main steam line is 133 m. The bypass line of 74.8 m length is connected to the steam line 9 m before the TSV. The arrangement of the main steam line system in the ATHLET nodalization is shown in Fig.2. The ATHLET thermal-hydraulic model describes this transient by the 5-equation flow model. Initializing the ATHLET model, attention was paid to obtain the main system parameters of the total reactor power, the total coolant mass flow rate in the primary circuit, and the core inlet temperature, and also a good agreement for the overall pressure distribution of the initial steady state corresponding to the plant conditions. Typical values of local pressure in the vessel were given by the benchmark team. In Table 1 those values are compared with the values of the ATHLET model, which were obtained by suitably adjusting the flow resistance along the primary circuit. A comparison of other main parameters of the initial plant conditions is given in Table 2.

Table 1. Comparison of initial steady state pressure values

Nr.	Location	Pressure from specification [bar]	Pressure from ATHLET [bar]
1	Steam dome	67.98	68.01
2	Upper core plate	68.34	68.37
3	Top of active core	n.a.	68.49
4	Bottom of active core	n.a.	69.01
5	Lower plenum	69.72	69.73
5-2	Total pressure drop	1.38	1.36
4-3	Core pressure drop	n.a	0.52

Table 2. Comparison of other main parameters of the initial steady state

PARAMETER	Specification (mainly Table 5.2.1)	ATHLET
Initial total reactor power MW, 61.65 % rated	2030	2030
Total mass flow rate, [kg/s]	10445	10348
Core mass flow rate, [kg/s]	9603.2	9492
Core bypass mass flow rate, [kg/s]	841.8	856.7
Core inlet temperature, [°C]	274.7	274.7
Core average exit quality and average or exit void fraction	$X_H=0.097$ $\alpha_M=0.304$	$X_G=0.079$ $\alpha_E=0.645$

3 THE BWR TURBINE TRIP TRANSIENT RESULTS OBTAINED BY ATHLET

The turbine trip transient is determined by the following sequence of events. The transient begins at $t=0$ s with the sudden turbine stop valve closure, the valve is fully closed after 0.096 s. For steam release the bypass valve begins opening at 0.060 s, reaching the final fully open position at 0.846 s. The function of relative flow area versus time is specified. In Exercise 1 the time function of the total reactor power is predefined. The sudden closure of the turbine stop valve causes a reduction of the steam flow, which results in a pressure increase. In addition, it initiates a pressure wave travelling along the steam line which is superposed to the pressure increase. The pressure increase in the reactor core is the result of the superposition of the two flow paths through the standpipes above the core and through the down comer and the lower plenum. Subsequently, further pressure oscillations are observed in the reactor vessel and in the steam line. The pressure increase is limited by the steam release through the bypass valve. In the ATHLET calculations the total mass flow rate through the bypass valve and the flow re-

sistance at the inlet of the main steam line from the reactor vessel were identified as important parameters for the overall plant behaviour.

The flow characteristic of the bypass valve is determined by the time-function of the open flow area, which is defined by the specification, and in addition by the relation of the flow resistance to the flow area. The ATHLET model for the bypass valve was chosen such that during the valve opening critical flow conditions are always established. The flow area of the fully open valve was defined to yield an asymptotic steam mass flow rate of 600 kg/s. This value gives good agreement for the time-function of the pressure in the steam dome or reactor core outlet, for which measured data are available. In studies of different variants for modelling the steam line, it was observed that the flow resistance at the inlet of the main steam line from the reactor vessel strongly affects the amplitude of the pressure oscillations. If a very high resistance value is chosen, the oscillations are strongly damped; on the other hand, if a low value is chosen, the oscillations are nearly without damping. Finally, an intermediate value of the flow resistance approximately corresponding to geometrical data was chosen for the ATHLET benchmark results, which show oscillations as seen in the measurements.

The results obtained by the ATHLET model are shown in the following figures. Fig. 3 shows the time-function which is specified for Exercise 1 of the benchmark for the total reactor power. The pressure increase in the core and the steam dome obtained by the ATHLET calculation is shown in Fig. 4. This figure includes the time-functions of the available RETRAN results and the measurement. The comparison confirms an overall good agreement of the time evolution. The following figures present the time-functions of mass flow at different locations of the plant. Fig. 5 shows the mass flow at core inlet and core outlet and an intermediate location. At the beginning of the transient, the mass flow increases at core inlet and decreases at core outlet leading to an increased total mass in the core corresponding to the decrease of the average void content. Fig. 6 shows the mass flow through the stand pipes to the steam dome above the core and the mass flow at the diffuser outlet to the lower plenum and the core inlet. Fig. 7 presents the mass flow in the steam line at different locations. At the outlet the mass flow is reduced rapidly due to the closure of the TSV. The mass flow at the inlet shows strong oscillations. The amplitude of the mass flow oscillation is getting smaller along the steam line to the TSV. Fig. 8 shows the mass flow in the bypass line at different locations. During valve opening always critical flow is reached. The fully open flow area is adjusted to get an asymptotic mass flow of about 600 kg/s. These figures give an overview on the ATHLET results by presenting the main parameters of the BWR TT transient.

4 ANALYSIS OF EXERCISE 2, THE CORE BOUNDARY PROBLEM

The objective of Exercise 2 of the BWR TT benchmark is to analyse separately the reactor core behaviour for specified initial and time-dependent boundary conditions. The specification defines the core loading and a model of the reactor core coolant flow with 33 thermal-hydraulic coolant channels. For the reactor core initial values and time-dependent function tables for the pressure at core inlet and outlet as well as for each channel the coolant temperature and coolant mass flow rate at core inlet are given.

The reactor core problem is solved by the 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX including a feedback model describing coolant flow and fuel rods by ATHLET components. According to the specification, the thermal-hydraulic model consists of 33 pipe components, each with a fill component modelling inlet conditions and with a time-dependent volume modelling the upper plenum. The model represents the coolant flow by parallel flow channels without cross-flow. A fuel rod model, solving the heat-conduction equations with 5 radial zones for the fuel pellet, a gap heat resistance and a single zone for the cladding, is attached to each THC. Three types of THCs are defined corresponding to 7x7 respectively 8x8 fuel assemblies with and without flow restriction. The values of flow area, fuel rod diameter and flow resistances are determined according to the specification. Each THC and the corresponding fuel rod is mapped to a group of fuel assemblies of the core loading as specified. The ATHLET model uses the time-function tables for the boundary conditions of the pressure at the core outlet and the coolant temperature and the mass flow rate at the core inlet. As the pressure cannot be independently specified at the core outlet and inlet together with the mass flow rate at the core inlet, the pressure time-function at core inlet is substituted by meeting the total pressure difference in the steady state initialisation.

The 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX [5] solves the neutron diffusion equations with two prompt neutron energy groups and six precursor groups of delayed neutrons by a coarse mesh method based on flux expansion using high-order local polynomials. Each fuel assembly of the BWR core, totally 764, is represented by a single node in the XY-plane. The core loading of the fuel assemblies and the position of control rods correspond to the specification. In axial direction, the active core region is described by 24 nodes with one additional node for each of the top and bottom reflector. The nuclear cross-sections are calculated from the specified tables dependent on fuel temperature and coolant density. The effect of the fuel assembly bypass flow is considered using an effective coolant density correction when calculating nuclear data. The effect of the Xenon concentration on the cross-sections is taken into account as specified. No ADF corrections are considered, in consistency with the solution method based on local neutron flux expansion.

In screening calculations for the BWR pressure transient, it was observed that variations of the core initial boundary conditions and also of some parameters of the two-phase flow model strongly affected the results. This applies to the initial steady state of the reactor core, like the k_{eff} -value, the averaged axial core power distribution and the axial power peaking factor, as well as the transient evolution, like the maximum value of power and the corresponding time-point. The phenomena of the induced pressure transient are the following: The pressure increase causes a collapse of steam bubbles, leading to a reduction of the average void content in the reactor core, and consequently to a fast power increase due to the positive reactivity insertion. The power increase is limited by the generation of void in the coolant during the power transient and/or by the scram activation which initiates control rod insertion movement at 0.75 s. Thus, the fast power transient caused by the positive reactivity insertion is sensitive to the average void content as well as the axial void distribution in the reactor core, and their relative changes during the pressure increase after the sudden closure of the turbine stop valve. In fact, the change of average void content and its axial distribution determine the effective positive reactivity insertion during the transient.

Therefore, it is expedient to study the sensitivity in detail. The results of this study are summarised in Table 3, which describes the relations between variations of input and model parameters on the left side and their consequences on the main characteristics of the result on the right side.

Table 3. Qualitative summary of the performed sensitivity study (explanation see in text)

Case	P_{out}	ΔP_c	T_{in}	G_{in}	Sub-cooling	Void Gener. Rate	P_{cor}	K_{eff}	Aver. Void	F_z	Integ. Power Peak	Max before 0.75 s
1	↓							↓	↑	↓	↑	NO
2		↓						↑	↓	—	↑	NO
3			↑					↓	↑	↓	↑	NO
4				↓				↓	↑	↓	↓	NO
5					↓			↑	↓	↓	↑	NO
6						↑		↓	↑	↓	↑	YES
7							↑	↑	—	—	↓	NO

The parameters studied are: P_{out} – the core outlet pressure; ΔP_{core} – the active core pressure loss; T_{in} – the core inlet temperature and G_{in} – the core inlet mass flow rate without bypass flow. In addition, parameters of the two-phase flow model and the bypass density correction are included. In the variation of the subcooling model the standard relation between wall heat transfer and direct heat deposition in the bulk of flow is changed. The variation of void generation rate affects the thermal non-equilibrium conditions between steam and liquid phase. Starting from a reference set of input parameter values, the Table 3 describes the relative changes of independent variations. An arrow up indicates an increase of the value, contrary, an arrow down indicates a decrease, e.g. in line 4: a decrease of mass flow rate at core inlet leads to a higher average void content, consequently to a lower k_{eff} -value, and also to a lower axial power peaking factor in the steady state condition, and to a lower maximum power peak during the transient. The range of applied variations of initial conditions is: $\Delta P_{core} = 0.6, 1.2$ [bar]; $P_{out} = P_{spec}$, $P_{spec} - 1.2$ [bar]; $T_{in} = T_{in} + 2$ [K], $T_{in} - 2$ [K]; $G_{in} = 9600, 9200$ [kg/s]. The main objective of these variations is to study the effect of different subcooling conditions and different average void content in the core on the results obtained for the axial power density distribution in the initial state and the maximum power and its time-point during the transient.

The effect of using different numbers of THCs and fuel rods with mappings to the fuel assemblies of the core loading was also studied. The standard analysis of the BWR TT

transient was performed using the 33 THC mapping scheme of the specification. For a comparison a detailed 1:1 modelling is applied, representing each fuel assembly by a THC, totally a number of 764 THC is used. The result of the k_{eff} -value for the initial steady state is 1.00188 with 33 THC and 0.99982 with 764 THC. Fig. 9 shows the transient relative fission power history for both cases compared to the measurement. The maximum of fission power reached by both calculations agrees very well, but the maximum is higher than in the measurement. The benchmark defines particular fuel assembly locations for a detailed comparison. In Fig. 10 and Fig. 11 is shown the axial power distribution of the initial steady state condition in fuel assembly #75, fully controlled, and in fuel assembly #367, uncontrolled, but with partially inserted control rods in the neighbourhood. The power shape in fuel assembly #75 is shifted to the upper core region when the 1:1 mapping scheme is used. In general, the overall power shapes for both calculations agree quite well.

5 SUMMARY

The presentation describes the results of the coupled system code ATHLET - QUABOX/CUBBOX for Exercises 1 and 2 of the BWR TT benchmark. The ATHLET model developed for the Peach Bottom 2 NPP with jet pumps and two external recirculation loops is able to represent the overall plant behaviour. The calculated pressure transient in the steam line and the reactor vessel caused by the sudden closure of the turbine stop valve agrees quite well with the available experimental data. The analysis of the reactor core boundary problem with specified initial and time-dependent boundary conditions revealed a strong sensitivity of the initial core characteristics and the power peak during the transient on the core initial boundary conditions and parameters of the two-phase flow model. A study was performed to determine the sensitivity of the main characteristic parameters of the results. In addition, a refined core model was applied using a 1:1 mapping of fuel assemblies to the THC. The comparison of results confirms good agreement for the integral power of the transient, but it shows relevant changes for the average axial and local power shapes and other local parameters. The experience gained will be applied for the calculation of the full plant transient problem as defined for Exercise 3 of the benchmark.

6 ACKNOWLEDGMENT

The work presented was performed within projects funded by the German Federal Ministry of Economics and Technology (BMWI).

7 REFERENCES

1. J. Solis, K. Ivanov, B. Sarikaya, A. Olson, K. Hunt, Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, **Volume 1**: Final Specifications, *NEA/NSC/DOC(2001) 1*.
2. G. Lerchl, H. Austregesilo, ATHLET Mod 1.2 Cycle A, *User's Manual*, March 1998, GRS-P-1/VOL.1, Rev.1.
3. S. Langenbuch, H. Austregesilo, P. Fomitchenko, U. Rohde, K. Velkov, Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulics Codes to 3D Neutronic Codes. *OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements*, Annapolis, Md., U.S.A., November 5-8, 1996.
4. S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, The Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX – Model Features and Results for the Core Transients of the OECD PWR MSLB-Benchmark, *M&C*, September 1999, Madrid, Spain.
5. S. Langenbuch, W. Maurer, W. Werner, Coarse Mesh Flux Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large LWR Cores, *Nuclear Science and Engineering*, **63**, 437-456, 1977.

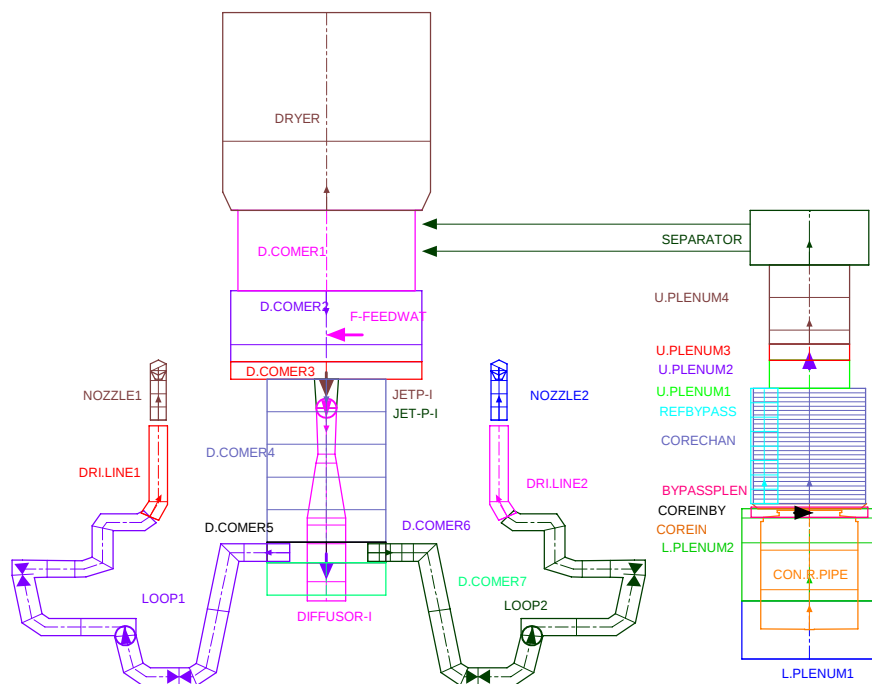


Figure 1 ATHLET nodalization of the reactor vessel and the recirculation loops

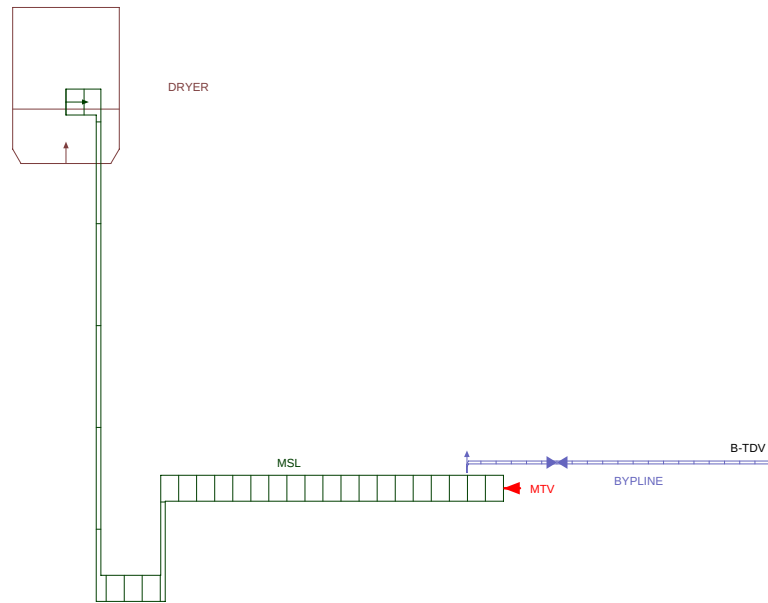


Figure 2 **ATHLET nodalization of the steam line and the bypass line**

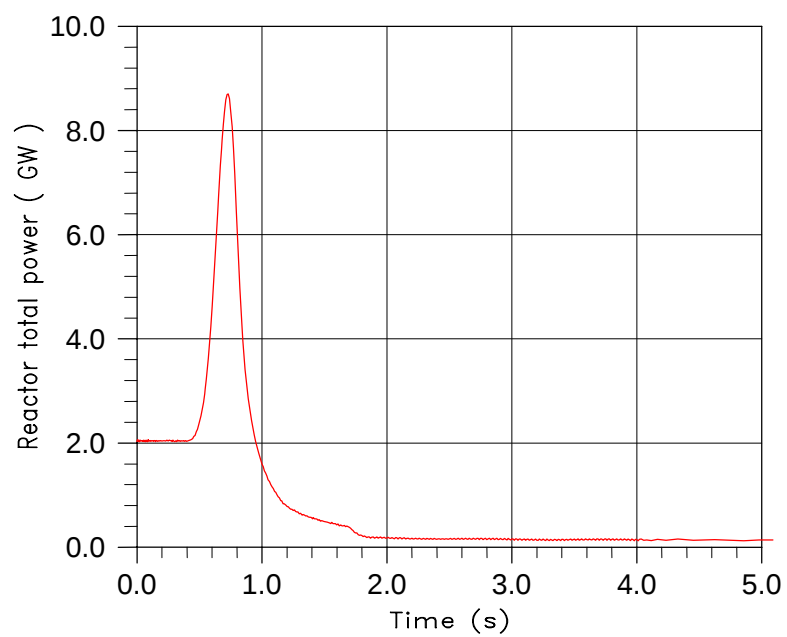


Figure 3 **Total reactor power specified in the Benchmark for Exercise 1**

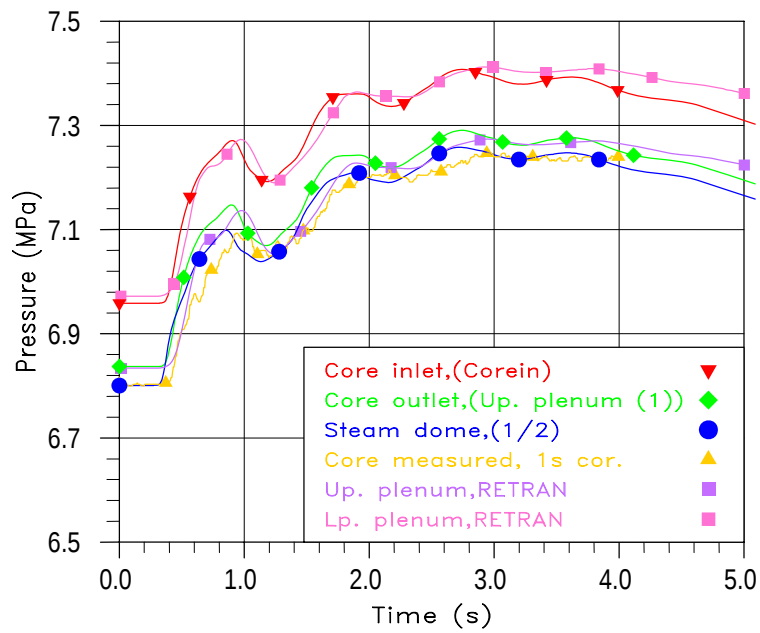


Figure 4 Comparison of pressure time-functions calculated by ATHLET and RETRAN with measured data

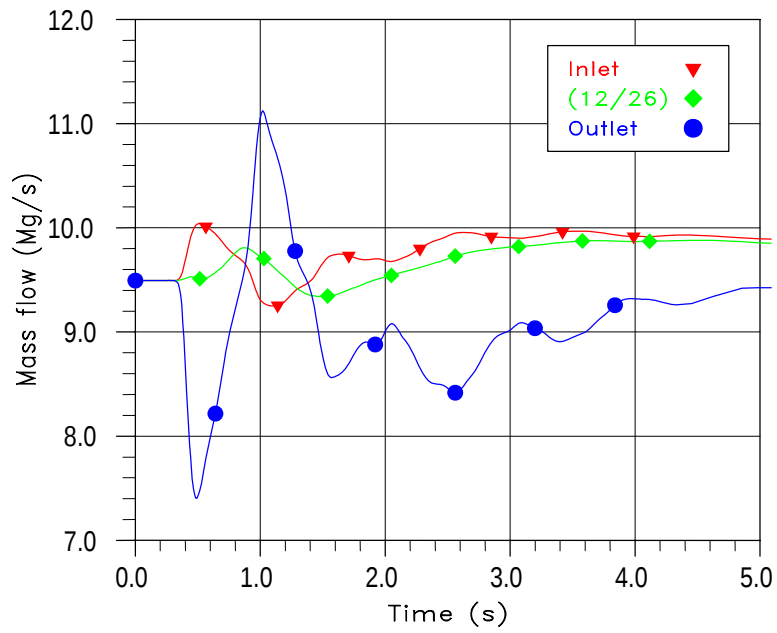


Figure 5 Mass flow rate in the reactor core at inlet, at outlet and at an intermediate location

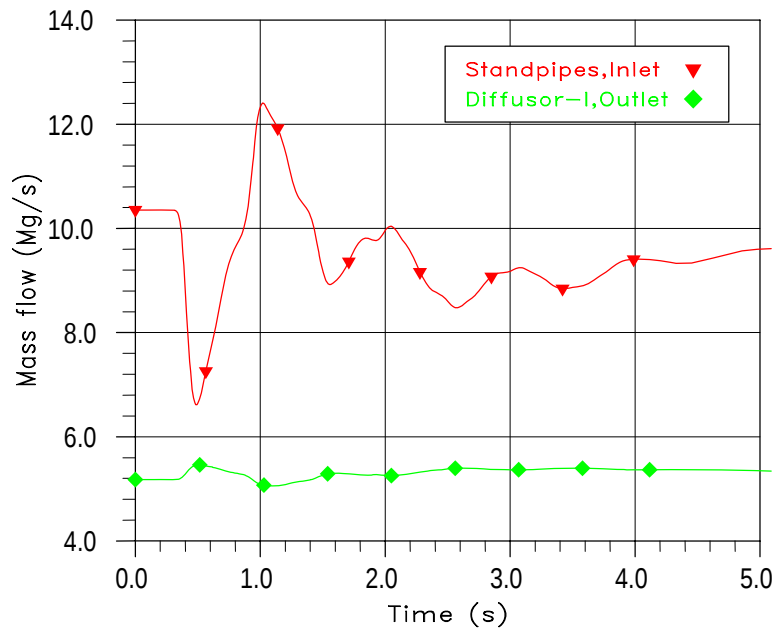


Figure 6 Mass flow rate in the standpipes above the core and the diffuser outlet

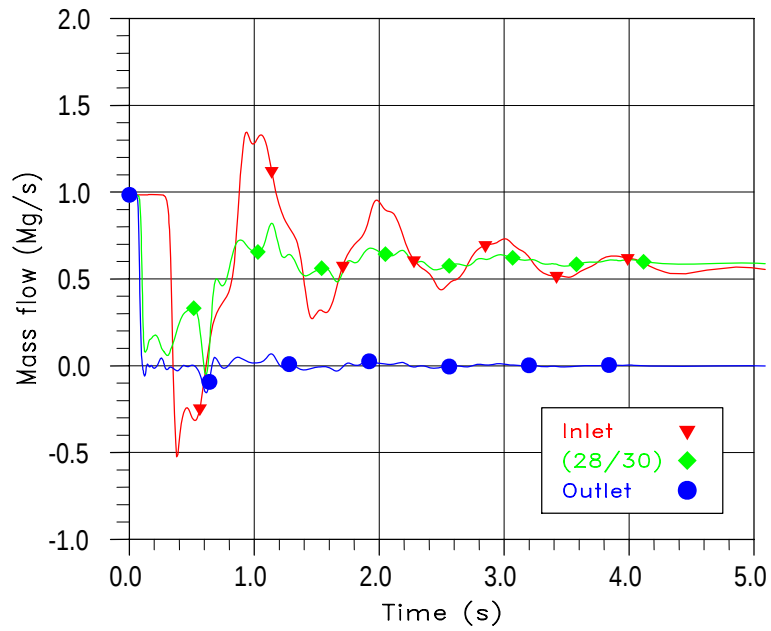


Figure 7 Mass flow rate in the steam line at the inlet from the reactor vessel at the outlet to the turbine and at the connection to the bypass line

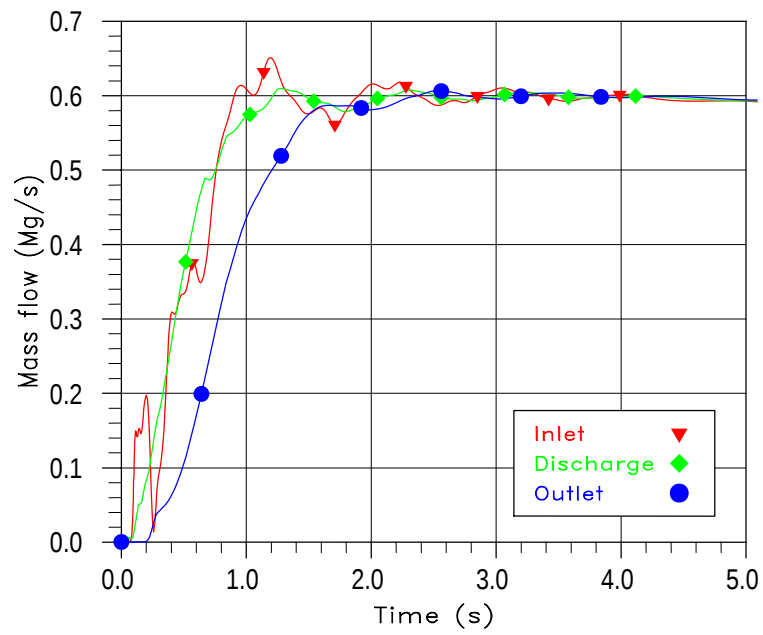


Figure 8 Mass flow rate in the bypass line at the inlet from the steam line at the outlet and the discharge flow

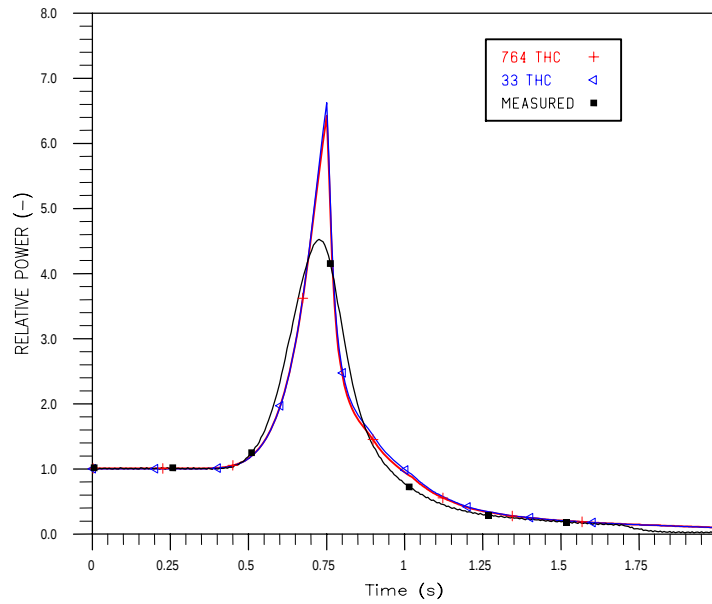


Figure 9 Relative power histories for Exercise 2 calculated by ATHLET-QUABOX/CUBBOX using 33 THC and 764 THC compared to measured data

COMPARISON of 33 with 764 THC MAPPING SCHEME
AXIAL POWER DISTRIBUTION for ASSEMBLY #75 at T=0.s

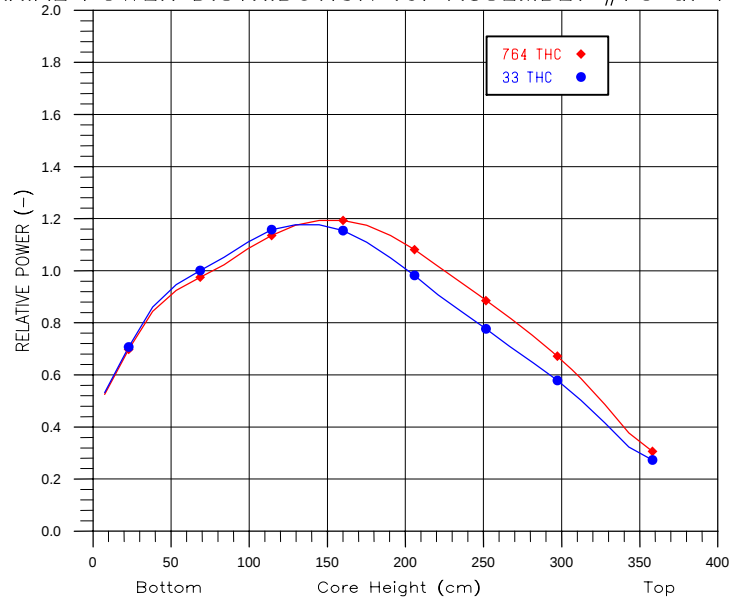


Figure 10 Comparison of axial power distributions in the initial steady state for fuel assembly #75 using 33 THC and 764 THC in the ATHLET-QUABOX/CUBBOX calculations

COMPARISON of 33 with 764 THC MAPPING SCHEME
AXIAL POWER DISTRIBUTION for ASSEMBLY #367 at T=0.s

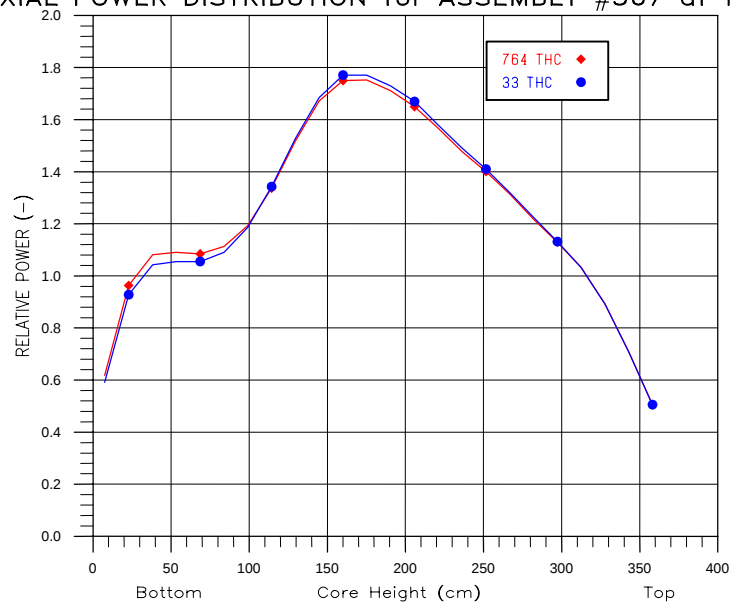


Figure 11 Comparison of axial power distributions in the initial steady state for fuel assembly #367 using 33 THC and 764 THC in the ATHLET-QUABOX/CUBBOX calculations

ANHANG 3

ANALYSIS OF EXERCISE 3 OF THE OECD/NRC BWR TURBINE TRIP BENCHMARK BY THE COUPLED CODE SYSTEM ATHLET - QUABOX/CUBBOX

S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
85748 Garching, GERMANY
lab@grs.de; smk@grs.de; vek@grs.de

ABSTRACT

The OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark [1] has been calculated for all three exercises by the coupled thermal-hydraulic neutronics system code ATHLET - QUABOX/CUBBOX [2] developed by GRS. The results obtained for the best estimate case of Exercise 3 are presented and discussed in this paper. The availability of measurements for this transient makes the analysis valuable for validation of the coupled code system ATHLET - QUABOX/CUBBOX. Exercise 3 includes also three hypothetical extreme cases initiated by malfunctions of the main steam line bypass valve and/or overlapping with no activation of reactor scram (ATWS condition). A new extreme scenario is introduced for code comparison under severe conditions; an extreme case 4 where in addition no credit is taken of the safety relieve valves (SRV) activation after the turbine trip. As a consequence, oscillations appear which are typical for a closed two phase thermal-hydraulic system with an internal heat generation source. The result of this extreme case is also discussed in the paper. Thus, the experiences with the coupled code system ATHLET - QUABOX/CUBBOX for the Exercise 3 of the BWR TT benchmark activity are summarised.

Key Words: BWR, Turbine Trip Benchmark, coupled codes, ATHLET - QUABOX/CUBBOX

1 INTRODUCTION

The realistic simulation of nuclear power plant accident conditions requires 3D modelling of the reactor core to describe coupled neutronic and thermal-hydraulic phenomena. For this purpose coupled code systems are developed and many activities are going on to develop further and to validate such code systems. The OECD/NRC BWR TT Benchmark has been defined to validate best estimate coupled code systems with 3D neutronics by comparing solutions with measured data and also code-to-code comparison for some hypothetical extreme scenarios as an extension of the performed BWR turbine trip transient.

The specification of the BWR TT Benchmark [1] refers to the Peach Bottom 2 nuclear power plant (PB-2 NPP). The benchmark specification provides the geometric data and the operational conditions of the plant. Three benchmark exercises are defined. Exercise 1: simulation of TT transient with fixed axial core power distribution and defined integral power history supplied from experimental data. The purpose of this exercise is to test the thermal-hydraulic system response and to adjust the participants' system models to the PB-2 NPP. Exercise 2: analysis of 3D neutronics and core thermal-hydraulics with given boundary conditions at core inlet and/or core outlet. The aim of this exercise is to initialize the 3D core neutronics on the basis of specified core loading and cross section libraries. Exercise 3: best estimate coupled 3D reactor core/thermal-hydraulic system modelling. The results can be compared with measured data from the Peach Bottom TT experiment. For testing of code coupling and feedback modelling under extreme conditions three additional hypothetical cases are defined: turbine trip without bypass system relief opening; turbine trip without scram and the combined scenario – turbine trip with bypass system relief failure without reactor scram. This paper presents the results of the best estimate case of exercise 3 and the results of an additional simplified hypothetical scenario which can be considered as an extension to the extreme scenarios by imposing the non-opening of the safety relief valves.

2 COUPLED CODE SYSTEM ATHLET-QUABOX/CUBBOX

The BWR TT benchmark has been analyzed with the GRS coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX. The code features and the coupling approach have been described in proceeding papers [3,4]. The coupling is based on a general interface, which separates data structures from neutronics and thermo-fluid dynamic codes and performs the exchange of data between the system code ATHLET and the 3D neutronic code QUABOX/CUBBOX. The fluid dynamic equations for the primary circuit and the flow channels in the reactor core region are completely modelled and numerically solved by ATHLET methods. The time-integration in the neutronics code QUABOX/CUBBOX is performed separately. Therefore, both codes keep their capabilities. The time-step size is adaptively synchronised during the transient. The coupling allows a flexible mapping defined by input between fuel assemblies of the core loading

and the thermo-fluid dynamic channels. Also the axial meshes for neutronics and fluid dynamics can be defined independently for both codes.

The 3D kinetic core model QUABOX/CUBBOX is a nodal neutron diffusion code in Cartesian geometry developed in GRS with two prompt neutron groups and six groups of delayed neutron precursors. The coarse mesh method is based on a polynomial expansion of neutron flux in each energy group. The time-integration is performed by a matrix-splitting method which decomposes the solution into implicit one dimensional steps for each spatial direction. The reactivity feedback is taken into account by dependence of homogenised cross-section on feedback parameters, the functional dependence can be defined in a very general and flexible manner.

The system code ATHLET is also developed in GRS and is applied for the analysis of the whole plant behaviour under accident conditions. It is a thermal fluid dynamic system code based on 1D pipe components with a wide range of applications comprising anticipated and abnormal plant transients, small and intermediate leaks as well as large breaks in PWRs and BWRs. The possibility to implement connections among parallel channels in the reactor core allows to model cross-flow.

3 PLANT CONFIGURATION AND SCENARIO FOR THE BWR TT TRANSIENT

Peach Bottom 2 NPP is a boiling water reactor with jet pumps and two external recirculation loops. The ATHLET model of the coolant flow in the reactor vessel consists of a lower plenum, a core region with the specified 33 thermal-hydraulic channels, one core bypass channel, an upper plenum, stand pipes, a separator and a steam dome. The downward flow path is modelled by an upper down comer section, where the feed water is supplied, the jet pumps and a lower down comer section with the diffusers. Two symmetric recirculation loops are described. The model configuration of ATHLET for the reactor vessel is shown in Fig.1. The flow path of the generated steam to the turbine is modelled by the main steam line pipes with the turbine stop valve (TSV) and the connected bypass line with the turbine bypass valve (TBV). As the transient is initiated by a sudden closure of the turbine stop valve leading to pressure wave oscillations on the steam line, the steam line system should be modelled in detail. The total length of the main steam line is 133 m. The bypass line of 74.8 m length is connected to the steam line 9 m before the TSV. The arrangement and nodalization of the main steam line system in the ATHLET model is shown in Fig.2. The core model represents the coolant flow by parallel flow channels without cross-flow. A fuel rod model, solving the heat-conduction equations with 5 radial zones for the fuel pellet, a gap heat resistance and a single zone for the cladding, is attached to each THC. Three types of thermal-hydraulic channels (THC) are defined corresponding to 7x7 and 8x8 fuel assemblies with and without flow restriction. The values of flow area, fuel rod diameter and flow resistances are determined according to the specification. The 5-equation flow model is used in the ATHLET code. The 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX solves the neutron diffusion equations. Each fuel assembly of the BWR core is represented by a single node in the X-Y plane, in total 764 fuel assemblies. The core loading of the fuel assem-

blies and the position of control rods correspond to the specification. In axial direction, the active core region is described by 24 nodes with one additional node for each of the top and bottom reflector. The nuclear cross-sections are calculated from the specified tables dependent on fuel temperature and coolant density. The effect of the fuel assembly bypass flow is considered using an effective coolant density correction when calculating nuclear data. The effect of the Xenon concentration on the cross-sections is taken into account as specified. No assembly discontinuity factors (ADF) corrections are considered, in consistency with the solution method of QUABOX/CUBBOX based on local neutron flux expansion. Each THC and the corresponding fuel rod is mapped to a group of fuel assemblies of the core loading as specified Fig.3.

The transient being analysed is a turbine trip at 62% power. It is determined by the following sequence of events. The transient begins at $t=0$ s with the sudden turbine stop valve closure, the valve is fully closed after 0.096 s. For steam release the bypass valve begins opening at 0.060 s, reaching the final fully open position at 0.846 s. The flow characteristic of the bypass valve is determined by the time-function of the open flow area, which is defined by the specification, and in addition by the relation of the flow resistance to the flow area. The ATHLET model for the bypass valve was chosen such that during the valve opening critical flow conditions are always established. The flow area of the fully open valve was defined to yield an asymptotic steam mass flow rate of about 600 kg/s. This value gives good agreement for the time-function of the pressure in the steam dome or reactor core outlet, for which measured data are available.

4 ANALYSIS OF EXERCISE 3, BEST ESTIMATE SCENARIO

Results of ATHLET-QUABOX/CUBBOX calculations for the first and second exercise of the BWR TT Benchmark are presented in [2]. These two exercises have been used to adjust the system code and core model to the PB NPP conditions. Before starting to simulate the best estimate BWR TT transient, it is of great importance to achieve a stable and consistent steady state calculation corresponding to the plant conditions before the experiment. In order to simulate this state correctly, so called zero transient procedure is applied by the coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX. It consists of steady state calculations by the neutronic core model and a zero transient by the ATHLET code. The multiplication factor that we achieve after this procedure is $k_{eff}=1.00533$ with a mean void content in core of 30.4 %. The mean axial power distribution at this 62% power state is shown in Fig.4. There is a small difference of the axial distribution in comparison with the measured data at the bottom and the central part of the core. Fig.5 and Fig.6 show the axial power distributions in two specified assemblies for code-to-code comparison. The integral reactor power history is compared with the measured one in Fig.7 and for a smaller time interval with better resolution in Fig.8. Both curves measured and calculated, agree very well in time and amplitude. The ATHLET-QUABOX/CUBBOX calculation reaches the maximum power at 0.718 s, before power reduction due to scram initiation at 0.750 s. The sudden closure of the turbine stop valve causes a reduction of the steam flow, which results in a pressure increase. In addition, it initiates a pressure wave travelling along the steam line which is

superposed to the pressure increase. Subsequently, further pressure oscillations are observed in the reactor vessel and in the steam line. The pressure increase is limited by the steam release through the bypass valve. This pressure history is to be seen in Fig.9 where it is compared with the measured one and with the results generated with the RETRAN code adjusted for the PB reactor by the utility. The deviation from the measurement is small. The total mass flow rate through the bypass valve and the flow resistance at the inlet of the main steam line from the reactor vessel which were identified as important parameters for the overall plant behaviour can be seen in Fig.10. Fig.11 shows the simulated local power range monitor (LPRM) response for the specified four reactor layers which will be compared in future with the available measured data.

5 ANALYSIS OF THE EXTREME SCENARIO 4

The specified extreme scenarios 1, 2 and 3 require an exact modelling of the SRVs. Differences in the participants' modelling could affect the comparison, because only the discharge mass flow capacities at 103% of the set pressure are being specified for each one of the four relief and safety valves, but not the full characteristic of the valves' opening. To avoid that, it was proposed an extreme case 4 which overcomes the uncertainties in safety/relief valve (SRV) modelling and which can be applied better for code-to-code comparisons. The basis for the hypothetical case 4 is the specified extreme case 3 (no activation of bypass line, no scram) with no opening of valves.

The reactor power history is shown in Fig.12. This case represents a closed system without heat sink and mass discharge and thereby a continuous increase of reactor mean power is observed. The reactor is critical and reaches maximum excess criticality of 1.00180. After the first power and reactivity excursion subsequent oscillations take place around the critical state (Fig.13). At the beginning of the transient the void reactivity is the determining parameter but afterwards due to the rising fuel temperature more negative reactivity is inserted and so the integral reactivity is stabilized later at about 0.18% dk/k. The relative changes of all important parameters can be seen in Fig.13. The oscillation of the power is due to the pressure wave propagation through the whole system which influences the void content and consequently the void reactivity. The oscillations are damped due to the constant increase of the fuel temperature making Doppler reactivity the prevailing phenomena. The eigen-frequency of the simulated close reactor system without any external or internal perturbation is approximately 1 Hz. The maximum local nodal temperature and the core mean temperature are presented in Fig.14. Ten seconds after the beginning of the transient the maximum fuel temperature is still below the melting temperature.

6 CONCLUSIONS

The presentation describes the results of the coupled system code ATHLET - QUABOX/CUBBOX for the best estimate case of the BWR TT benchmark – Exercise 3. The detailed analysis of the physical processes and the comparison with the available measured data shows very good agreement. The proposed hypothetical extreme case 4 allows a consistent comparison of codes in view of physical effects and modelling features under severe conditions. The 3D neutronics in coupled codes allow the possibility to calculate accurately the reactivity changes and the local parameters relevant for safety evaluations. Therefore, the BWR TT benchmark is an important contribution to the validation of coupled code systems.

7 ACKNOWLEDGMENTS

The work presented was performed within projects funded by the German Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi).

8 REFERENCES

6. J. Solis, K. Ivanov, B. Sarikaya, A. Olson, K. Hunt, Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, **Volume 1**: Final Specifications, *NEA/NSC/DOC(2001) 1*.
7. S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, Analysis of Exercises 1 and 2 of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, *PHYSOR 2002*, October 7-10, 2002, Seoul, Korea.
8. S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov, The Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX – Model Features and Results for the Core Transients of the OECD PWR MSLB-Benchmark, *M&C*, September 1999, Madrid, Spain.
9. S. Langenbuch, H. Austregesilo, P. Fomitchenko, U. Rohde, K. Velkov, Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulics Codes to 3D Neutronic Codes. *OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements*, Annapolis, Md., U.S.A., November 5-8, 1996.

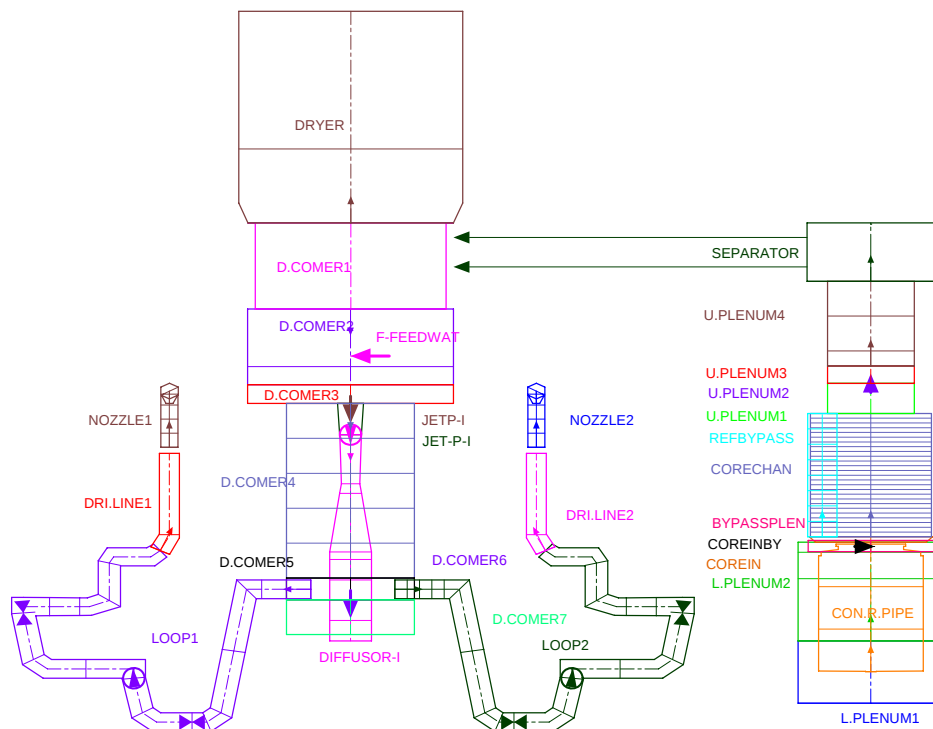


Figure 1 ATHLET nodalization scheme for the PB reactor vessel

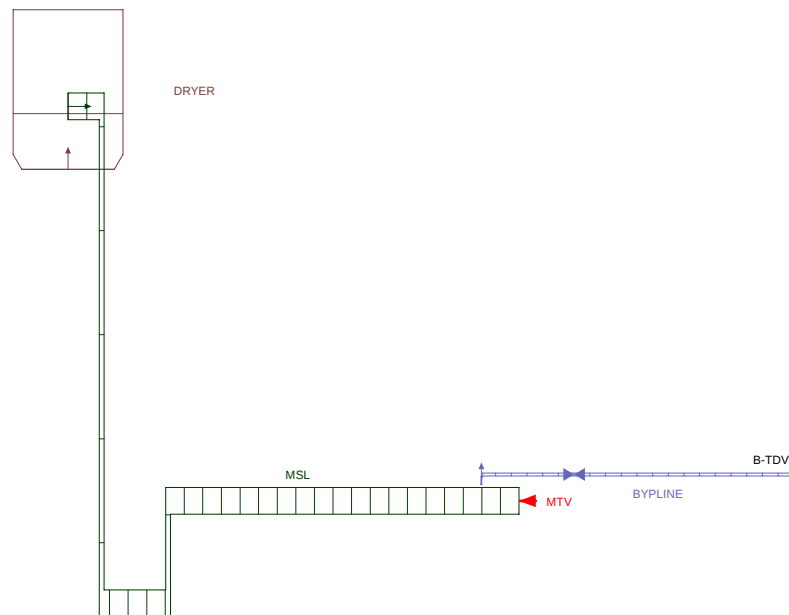


Figure 2 **ATHLET nodalization scheme for the PB steam line piping**

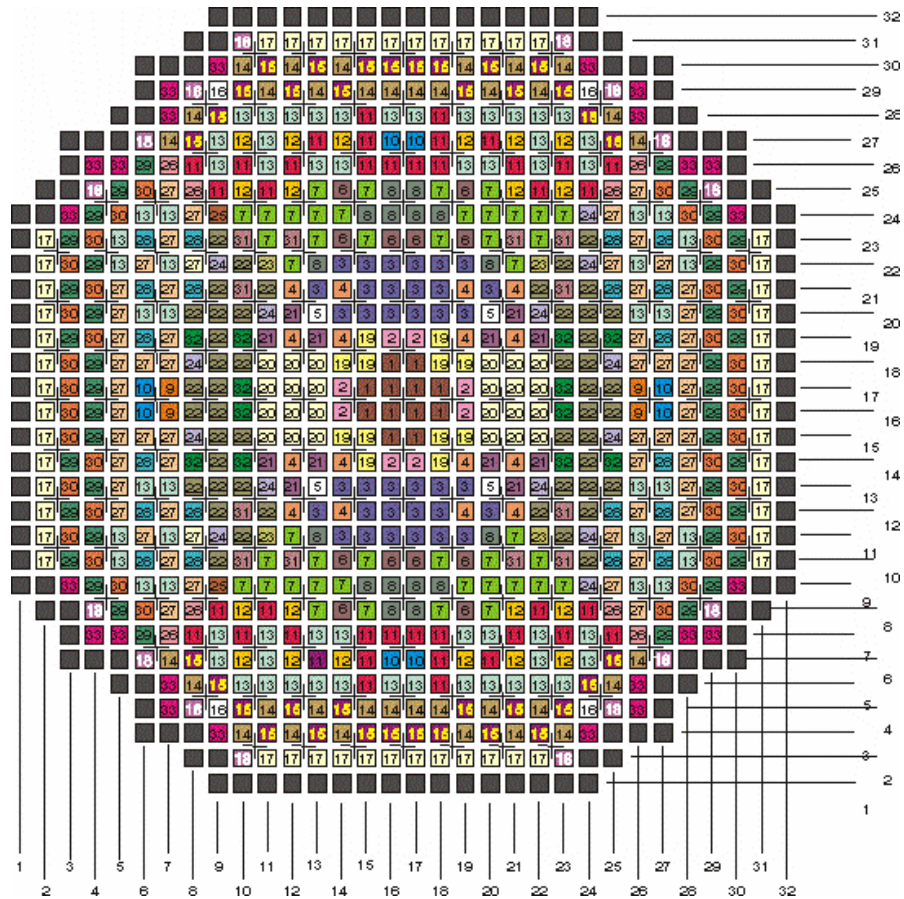


Figure 3 Specified 33 thermal-hydraulic channel mapping scheme

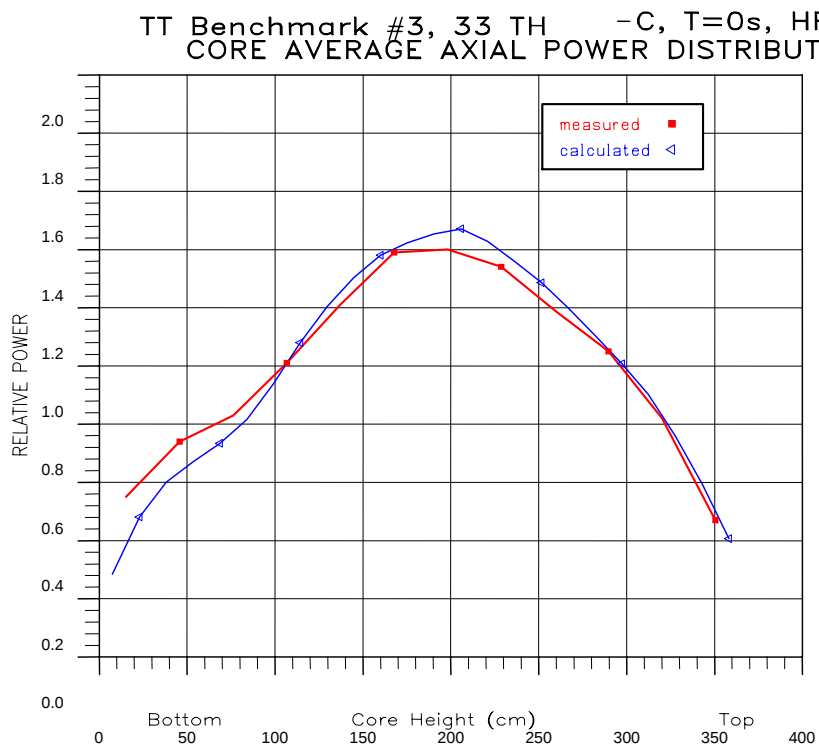


Figure 4 Mean axial power distributions of calculation and measurement

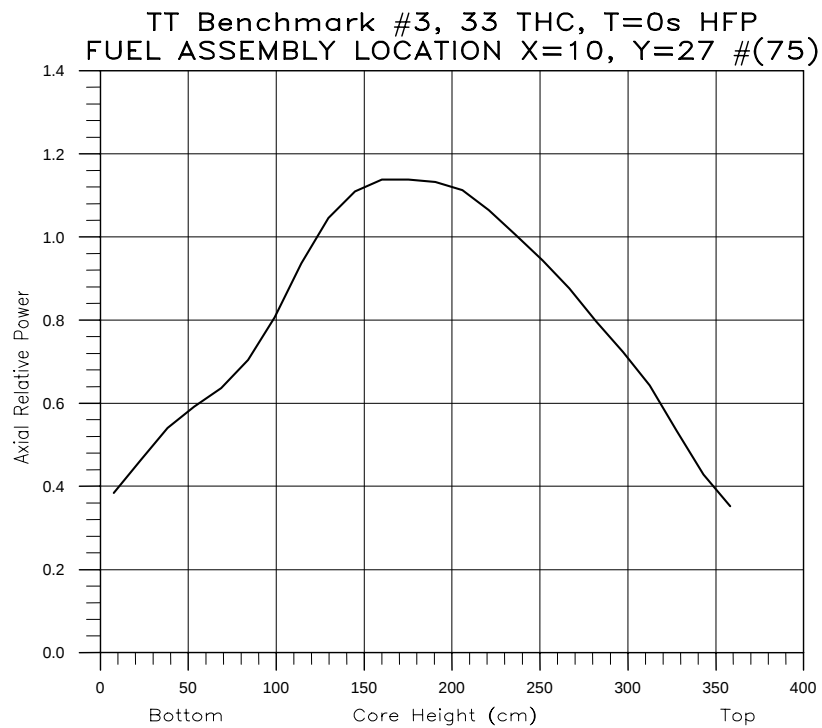


Figure 5 Axial power distribution for the specified assembly number 75

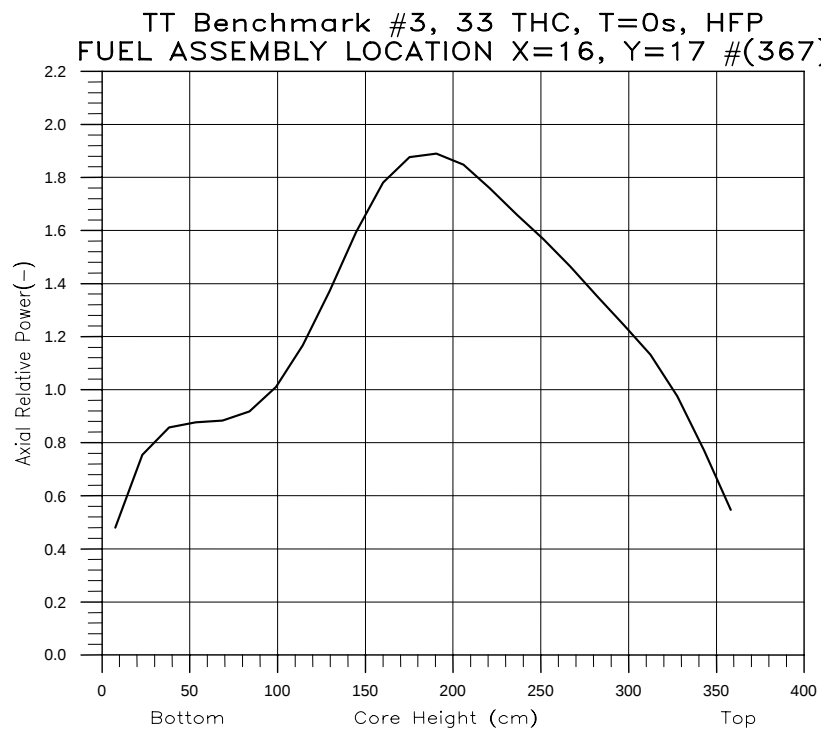


Figure 6 Axial power distribution for the specified assembly number 367

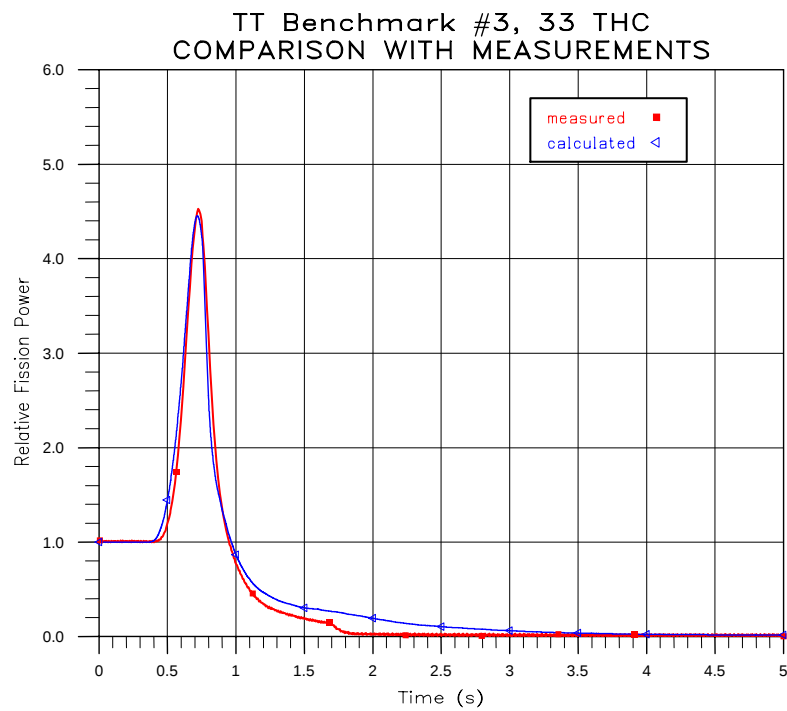


Figure 7 **Integral power history of the BWR TT benchmark**

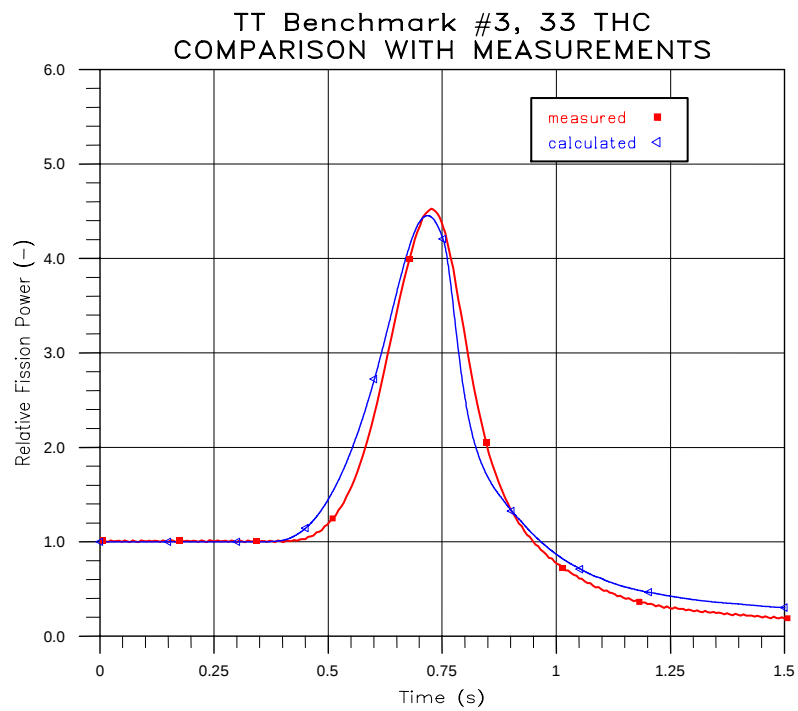


Figure 8 **Integral power history - detailed**

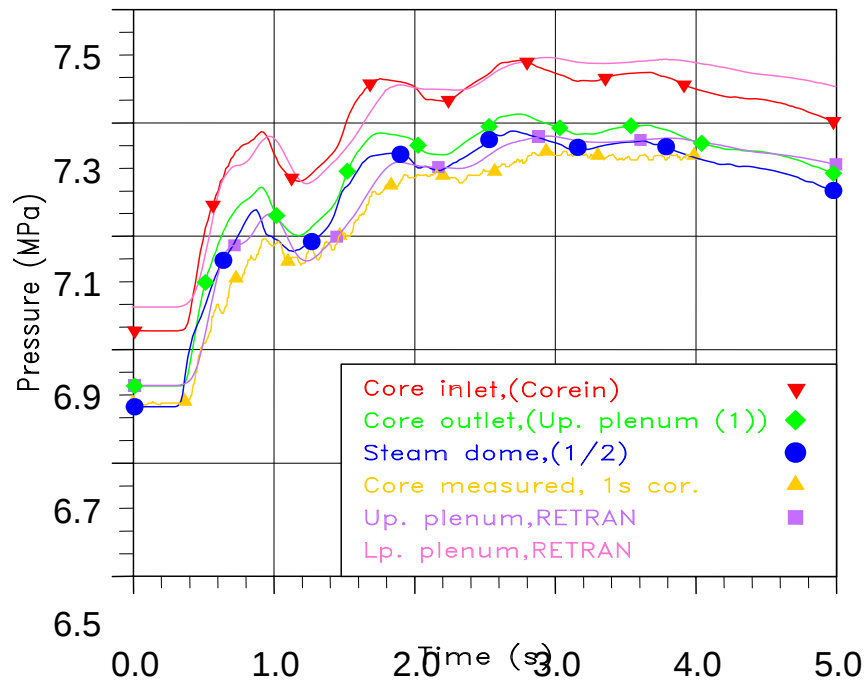


Figure 9 Comparison of pressure histories at different locations

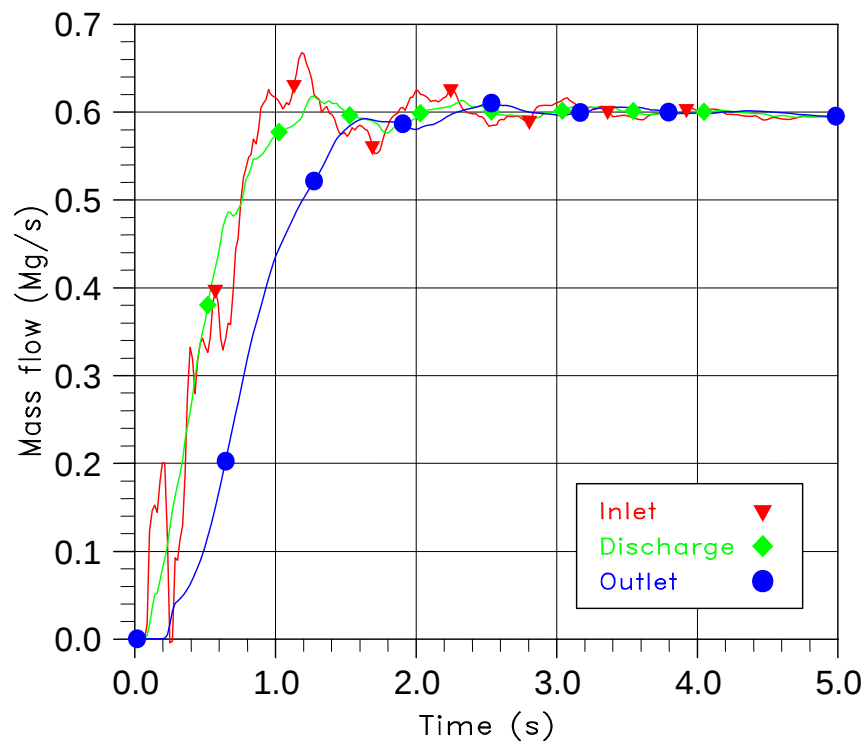


Figure 10 Total mass flow rate through the bypass valve and at the inlet and outlet of the MSL

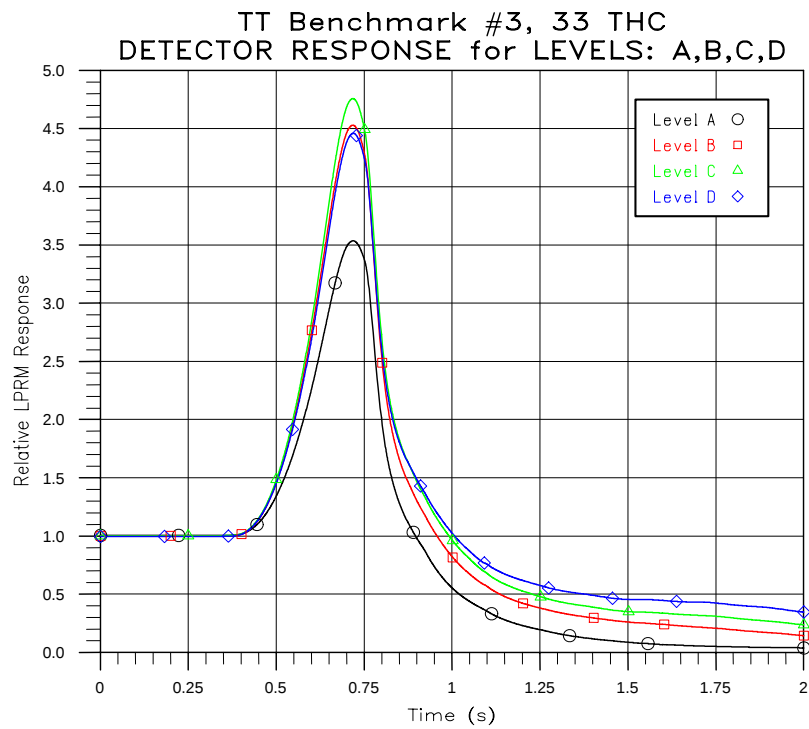


Figure 11 **Calculated LPRM responses at the specified 4 core layers**

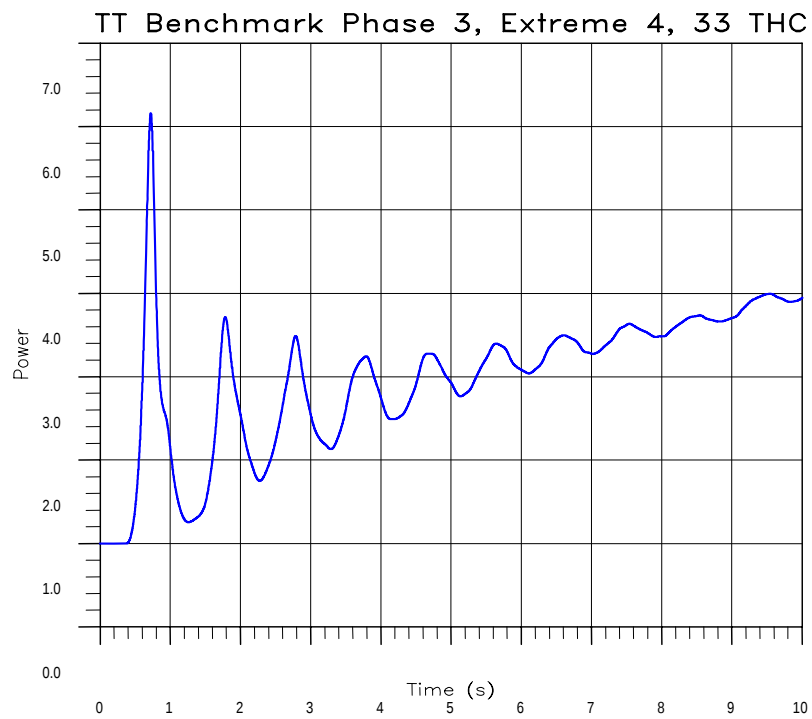


Figure 12 **Relative integral power history for extreme case 4**

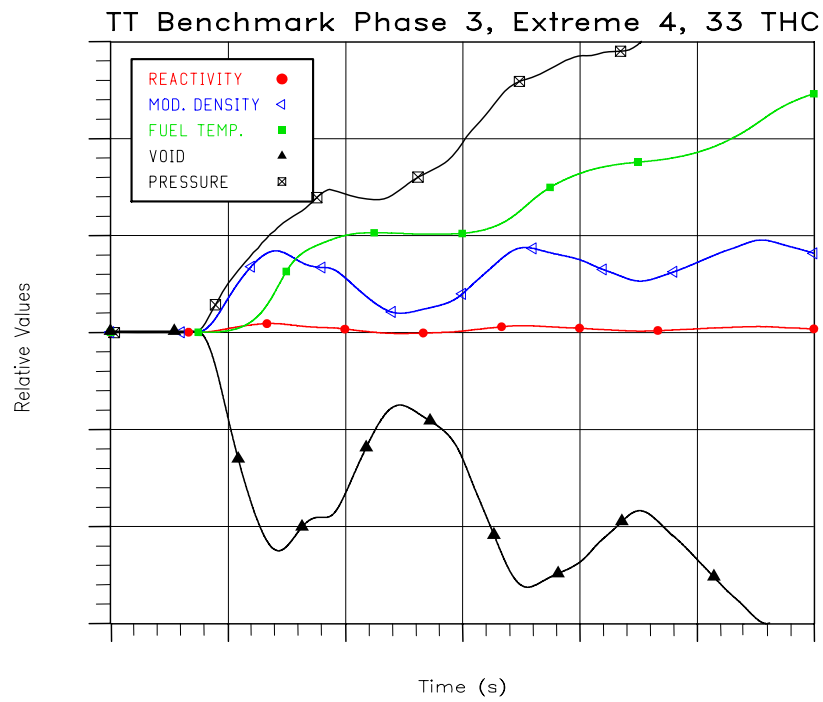


Figure 13 **Relative time histories for the main reactor parameters – detailed**

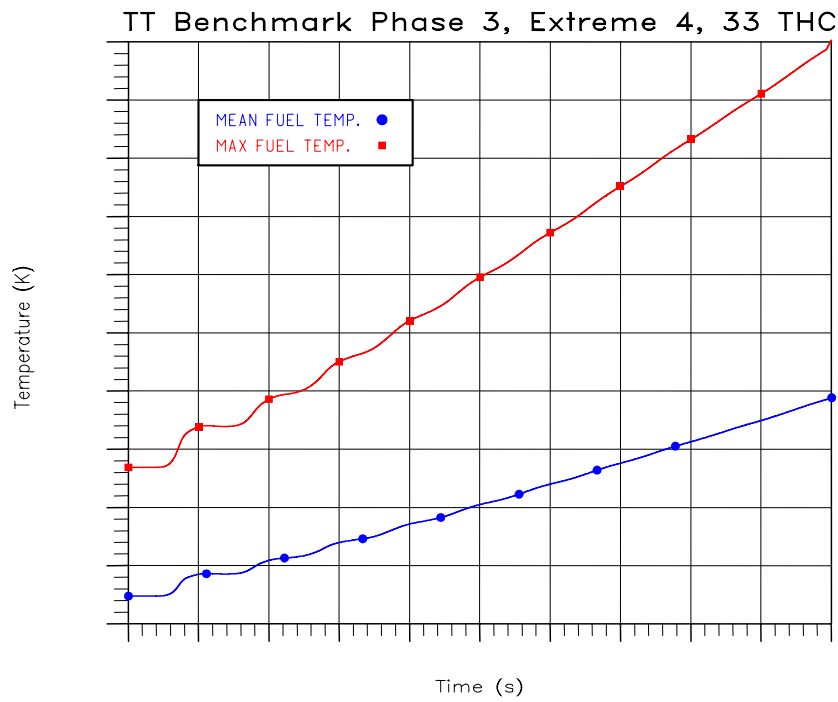


Figure 14 Maximum (local) and core mean Doppler temperature histories

Anhang 4

APPLICATION OF THE COUPLED CODE ATHLET-QUABOX/CUBBOX FOR THE EXTREME SCENARIOS OF THE OECD/NRC BWR TURBINE TRIP BENCHMARK AND ITS PERFORMANCE ON MULTI-PROCESSOR COMPUTERS

S. Langenbuch, K.-D. Schmidt and K. Velkov

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Germany

lab@grs.de; smk@grs.de; vek@grs.de

Abstract

The OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark [1] is investigated to perform code-to-code comparison of coupled codes including a comparison to measured data which are available from turbine trip experiments at Peach Bottom 2. This Benchmark problem for a BWR over-pressure transient represents a challenging application of coupled codes which integrate 3D neutron kinetics into thermal-hydraulic system codes for best-estimate simulation of plant transients. This transient represents a typical application of coupled codes which are usually performed on powerful workstations using a single CPU. Nowadays, the availability of multi-CPU is much easier. Indeed, powerful workstations already provide 4 to 8 CPU, computer centers give access to multi-processor systems with numbers of CPUs in the order of 16 up to several 100. Therefore, the performance of the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX on multi-processor systems is studied. Different cases of application lead to changing requirements of the code efficiency, because the amount of computer time spent in different parts of the code is varying. This paper presents main results of the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX for the extreme scenarios of the BWR TT Benchmark together with evaluations of the code performance on multi-processor computers.

Introduction

The main goal of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark [1] is to validate best estimate coupled code systems with integrated 3D neutron kinetics by comparing solutions with measured plant data. As an extension of the BWR turbine trip transient additional hypothetical extreme scenarios were defined for the purpose of code-to-code comparison. GRS results for the BWR TT Benchmark obtained with the coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX [2,3] of the Exercises 1 and 2 are presented in [4] and the results for Exercise 3 in [5].

The specification of the BWR TT Benchmark provides the geometric data and the operational conditions of the Peach Bottom 2 nuclear power plant. Complementary to the Exercises of the BWR TT Benchmark analyzing in three steps the reactor core and the plant behaviour, a set of hypothetical extreme cases is formulated. The first extreme case is the postulated TT transient without bypass system relief opening; the second one is TT without reactor scram initiation (ATWS) and the third is the combined scenario – turbine trip with bypass system relief failure and without reactor scram. The extreme case 4 with postulated failure of relief valves was already presented in [5]. All the extreme cases are calculated by coupled code systems with integrated 3D neutron kinetics for testing the code coupling and feedback modelling under extreme conditions.

These extreme scenarios of Exercise 3 and for comparison two calculations for Exercise 2 of the BWR TT Benchmark are used to discuss the performance of the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX on multi-CPU computers and to evaluate the capability of code parallelization. For this purpose the software standards of parallel programming are briefly reviewed. As starting point for the stepwise code parallelization a detailed analysis of code performance of ATHLET-QUABOX/CUBBOX is performed for the Benchmark calculations to identify those sections of code which are most effectively executed in parallel mode.

Plant configuration and scenarios for the extreme cases

The ATHLET model of Peach Bottom 2 NPP (Fig.1) consists of a nodalisation describing the primary circuit with two external symmetrical recirculation loops, the reactor vessel with a lower plenum, a core region with the specified 33 thermal-hydraulic channels (THC), one core bypass channel, an upper plenum, stand pipes, a separator and a steam dome. The downward flow path in the reactor vessel is modelled by an upper down comer section, where the feed water is supplied, the jet pumps and a lower down comer section with the diffusers. The flow path of the steam to the turbine is modelled by the main steam line pipe with the turbine stop valve (TSV) at the end and the connected bypass line with the turbine bypass valve (TBV). As the transient is initiated by a sudden closure of the turbine stop valve pressure wave oscillations appear on the steam line that requires a detailed description. The total length of the main steam line is 133 m. The bypass line of 74.8 m length is connected to the steam line 9 m before the TSV. The location of the three groups of relief valves (RV) and the safety relief valve (SRV) is chosen to be 10 m downstream from the reactor vessel on the main steam line. A linear discharge characteristic of the RV and SRV has been defined, for example for RV number 1 at $P=7.95$ MPa (103% of set pressure) a mass flow rate of $G=103.19$ kg/s is assumed. The core model represents the coolant flow by parallel flow channels without cross-flow. A fuel

rod model, solving the heat-conduction equations with 5 radial zones for the fuel pellet, a gap heat resistance and a single zone for the cladding, is attached to each THC. Three types of THCs are defined corresponding to 7x7 fuel assemblies and 8x8 fuel assemblies with and without flow restriction. The values of flow area, fuel rod diameter and flow resistances are determined according to the specification. In the ATHLET code the 5-equation model is used solving the fluid dynamic conservation equations. The 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX solves the neutron diffusion equations for two energy groups by a coarse mesh method based on neutron flux expansion by local polynomials. Each fuel assembly of the BWR core is represented by a single node in the X-Y plane, totally 764. The core loading of the fuel assemblies and the position of control rods correspond to the specification. In axial direction, the active core region is described by 24 nodes with one additional node for each of the top and bottom reflector. The nuclear cross-sections are calculated from the specified tables dependent on fuel temperature and coolant density. The effect of the fuel assembly bypass flow is considered using an effective coolant density correction when calculating nuclear data. The effect of the Xenon concentration on the cross-sections is taken into account as specified. No ADF corrections are considered, in consistency with the solution method of QUABOX/CUBBOX based on local neutron flux expansion. Each THC and the corresponding fuel rod is mapped to a group of fuel assemblies of the core loading as specified (Fig.2).

The hypothetical transients being analyzed is a turbine trip at 62% power with additionally postulated failures. The transient is determined by the following sequence of events. It begins at $t=0$ s with the sudden closure of the turbine stop valve, which is fully closed after 0.096 s. In extreme cases 1 and 3 the steam bypass valve remains closed, for case 2 it begins to open at 0.060 s reaching the final fully open position at 0.846 s. Reactor scram is considered only for case 1, and it takes place at the specified time of 0.75 s.

Results of the three extreme scenarios

For the extreme case 1 the ATHLET-QUABOX/CUBBOX calculation reaches the power maximum of 620 % at 0.722 s (Fig.3) before power reduction due to the scram initiation at 0.750 s. The sudden closure of the turbine stop valve causes a reduction of the steam flow, which results in a pressure increase. In addition, it initiates a pressure wave travelling along the steam line which is superposed to the pressure increase. The pressure increase is limited by the steam release through the RVs (Fig.4). The RV 1 opens at 2.8 s and remains open till 6.98 s while RV 2 and 3 open with 1 s delay after the RV 1 and stay open less than 1.4 s. After the scram the reactor remains sub-critical.

For the second extreme case (Fig.3) the power maximum (420 %) is reached at 0.718 s (like by the best estimate scenario [5]) and due to the strong negative void reactivity the power is reduced to the initial level. Due to the absence of a scram and due to the pressure increase, the power continues to oscillate at a level of 180% and decreases after depressurization at 4.5 s because of reaching the opening pressure set point of relief valves. Like in the first case, the RV 1 opens first and afterwards RV 2 opens for about 2.3 s (Fig.5). RV 3 remains closed. After

7 s the reactor power stabilises at a power level of 140 % and the reactor has still an excess reactivity of 0.0003 dk/k.

For the extreme case 3 the amplitude of the first power peak is the same as for case 1, but the absence of a scram and also the failure of opening of the bypass valves cause higher second and third power peaks compared to case 2 (Fig.3). Within a shorter time the opening pressure set points for all three relief valves are reached. RV 1, 2 and 3 remain open during the 10 s transient (Fig.6) and the power is stabilized again at a level of about 140 %.

Status of parallel programming

The approach to make simulation codes more efficient by using multi-CPU computers or parallel programming has a long history. It is accompanied by a continuous speed-up of single CPU efficiency, which made workstations and also PCs from year to year faster, contributing in this way to the speed-up of simulation codes without any programming effort. In the initial or pioneering phase of parallel programming, it was obligatory to apply dedicated software libraries to organize the initialization, the data exchange and the synchronization of multi-CPU's. In addition, the software was related to particular hardware configurations excluding the portability of codes. These conditions constituted a strong disadvantage for efficient software development.

Nowadays, the situation has changed, because the software tools for parallel programming are much mature. New standards like OpenMP and MPI have been established which support parallel programming for languages like FORTRAN90 and C, C++. The support of FORTRAN is important, because main simulation codes in the nuclear field as in other fields have been developed using this language. Both codes, the system code ATHLET as well as the 3D neutron kinetics model QUABOX/CUBBOX are written in FORTRAN. Due to regular up-dates they can be compiled by current FORTRAN90 compiler versions. The new parallel programming model is using directives in the source code which give the compiler the necessary information about the code structure and the code sections where the compiler can generate parallel processes or threads to distribute the calculation tasks on multi-CPU's. These directives support the fork and join of the program control flow as well as the definition of the private and the global data variables.

It is well known that the greatest success of parallel programming can be achieved for simulation codes fulfilling particular requirements. In general, most of the computing time should be spent in a few subroutines of the numerical solution algorithms. If these subroutines or the corresponding task is well suited for parallel execution, the computing time can be strongly reduced and a high gain factor of computing time is achieved. An example of parallelization of a discrete ordinate method is presented in [6]. The structure of coupled codes doesn't fulfil this requirement. Nevertheless, it is worth to study carefully the performance of such type of codes on multi-CPU computers, because their use will be made easier and more practical if the computing time can be further reduced.

Profiling of the coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX

Before analyzing the code performance, the approach of the code coupling is briefly described. Detailed information about coupling considerations and the definition of the interface between both codes is documented in [2]. The coupling of the fluid dynamic system code ATHLET and the 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX is based on the principle that the coolant flow in the primary circuit including the core region as well as all components like main coolant pumps and valves are modelled by ATHLET objects, and the power generation in the reactor core is calculated by QUABOX/CUBBOX solving the time-dependent neutron diffusion equations. Generally, the time-dependent solution is generated by solving the fluid dynamic conservation equations, the heat-conduction equations and the equations of ATHLET components for a time-step using the power density distribution from the begin of the time-step. After terminating the integration of ATHLET model equations, the new power density distribution for the end of the time-step is determined by solving neutron diffusion equations taking into account the coolant conditions, i.e. coolant temperature, coolant density and boron concentration, and the fuel rod temperatures as calculated by ATHLET. So both codes are coupled in a serial manner. The size of the time-step is controlled such, that the delay between thermo fluid dynamic parameters and neutron kinetics parameters is acceptable. In this coupling approach both codes remain independent as far as possible, the necessary data exchange is performed by specific interface subroutines.

The analysis of the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX in view of the computing times is performed for three examples which represent typical cases of coupled code applications. The example 1 and 2 are models of the BWR-TT core calculations of Exercise 2, modelling the thermal hydraulic feedback with 33 THC's as proposed in the specification and for comparison with 764 THC's using a 1:1 mapping between fuel assemblies of the core loading and the THC's describing the feedback. The example 3 corresponds to example 1 with 33 THC's in the core region including the whole plant model as it was applied for the extreme cases.

For these examples the relative fraction of total computing time of each subroutine is determined by profiling options of the compiler and tools evaluating the simulation run. The main results of this analysis are summarized in Table 1.

Table 1 Relative fraction of total computing time of the coupled code ATHLET-QUABOX/CUBBOX for three cases of applications

	Exercise 2 3D core model		Exercise 3 3D core model and plant model
Number of THC in the core model	33 THC	764 THC	33 THC
Number of subrou- tines for 90% frac- tion of computing time	12 subroutines, only from QUABOX- CUBBOX	50 subroutines, both QUABOX- CUBBOX and ATHLET sub- routines	16 subroutines, mainly QUABOX- CUBBOX subrou- tines, only one subroutine from ATHLET contrib- uting less than 2%
QUABOX/CUBBOX calculation of nuclear cross-sections	70.2%	29.4%	65.1%
QUABOX/CUBBOX solving neutron dif- fusion equations	17.6%	7.7%	16.0 %
Matrix decomposi- tion	9.6%	4.0%	8.6%
Coefficients of neu- tron flux approxima- tion	8.0%	3.7%	7.4%

As integral information, it is indicated how many subroutines contribute to the 90 % fraction of the total computing time. It can be seen that for both cases with 33 THCs of the feedback model, the computing time is mostly spent in QUABOX/CUBBOX subroutines solving the neutron kinetics problem. This is only slightly affected when the whole plant model is included, whereby only one ATHLET subroutine contributes more than 2% of the total computing time. In case of example 2, the core model using 764 THCs, about 50 subroutines contribute to the 90% fraction of total computing time. This great number of subroutines can be further classified: only 16 subroutines contribute more than 1%, from these, only three ATHLET subroutines have a relevant contribution in the order of 2% to 5%. The other subroutines contribute less than 1% each, mostly less than 0.6%.

It is concluded that a more detailed subdivision is only needed for the 3D neutron kinetics model QUABOX/CUBBOX. The relative fraction of computing time is determined for two main solution steps, namely 1) the calculation of nuclear cross-section values for each node from cross-section libraries which describe the dependence on feedback parameters, 2) the so-

lution of neutron diffusion equations. This second task is further divided into steps solving neutron diffusion equations by matrix decomposition and calculating coefficients of neutron flux approximation for each node. The evaluation shows: The relative fraction of time for cross-section calculation is in the order of 70% to 65% for the core models using 33 THC's, this relative fraction is reduced to about 30% for the core model using 764 THC's. The effort for solving neutron diffusion equations corresponds to 17.6% and 16% for the core model using 33 THC's, but only about 8% for the core model using 764 THC's. The analysis of computing times shows that the relative fraction of various tasks strongly varies with the application. A clearly identified task with a high contribution under all conditions is found only in the task calculating the nuclear cross-section values.

The corresponding two subroutines calculating the nuclear cross-section values in QUABOX/CUBBOX were adjusted by OpenMP directives for parallel execution. A speed-up for this part of the code by a factor of 2.5 was achieved using 4 CPUs. The advantage of the available software standards for using multi-CPU's is seen that they can be applied in a step by step approach. On the other side, the analysis performed shows the restriction by the code structure, which limit the gain of efficiency to relatively low values.

Conclusions

The presentation describes the results of the coupled code system ATHLET - QUABOX/CUBBOX for three hypothetical extreme cases of the BWR TT Benchmark. The results allow a consistent comparison of codes in view of physical effects and modelling features under severe conditions. The 3D neutron kinetics integrated in coupled codes give the possibility to calculate precisely the reactivity changes and the local parameters relevant for safety evaluations. The BWR TT Benchmark is an important contribution to the validation of coupled code systems. These typical applications were used to evaluate the code performance of ATHLET-QUABOX/CUBBOX on multi-CPU computers. The analysis demonstrated that the code performance is strongly dependent on the application problem, because the ratio of computing time for the fluid dynamic part and neutron kinetics part is varying. In most cases, the solution of neutron diffusion equations needs up to 90% of total computing time. A reduction for this neutron kinetics part is observed only for cases using a very high number of thermal hydraulic channels modelling the feedback effects in the reactor core. Therefore, the parallel programming is most effective for the neutron kinetics part. The solution steps for this part were evaluated in detail. The task of calculating the nuclear cross-sections was identified as the task requiring the highest fraction of total computing time for all examples studied. The gain factor of computing time by paralling the cross section calculation is estimated in the order of 2 to 3. Generally, the analysis shows that coupled codes like ATHLET-QUABOX/CUBBOX are not very well suited for parallel programming. Nevertheless, the new software standards allow the use of multi-CPU computers for these simulation codes with a minimum effort of programming and the gain in computing time makes the use of such coupled codes easier and more practical for safety analysis.

Acknowledgements

The work presented was performed within projects funded by the German Federal Ministry of Economics and Technology (BMWI).

References

1. J. Solis, K. Ivanov, B. Sarikaya, A. Olson, K. Hunt, Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark, **Volume 1**: Final Specifications, *NEA/NSC/DOC(2001) 1*.
2. S. Langenbuch, H. Austregesilo, P. Fomitchenko, U. Rohde, K. Velkov, Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulics Codes to 3D Neutronic Codes. *OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements*, Annapolis, U.S.A., November 5-8, 1996.
3. S.Langenbuch, K.-D.Schmidt, K.Velkov, The Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX – Model Features and Results for the Core Transients of the OECD PWR MSLB-Benchmark, *M&C*, September 1999, Madrid, Spain.
4. S.Langenbuch, K.-D.Schmidt, K.Velkov, Analysis of Exercises 1 and 2 of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, *PHYSOR 2002*, October 7-10, 2002, Seoul, Korea
5. S.Langenbuch, K.-D.Schmidt, K.Velkov, Analysis of Exercises of the OECD/NRC BWR Turbine Trip (TT) Benchmark by the Coupled Code System ATHLET-QUABOX/CUBBOX, *M&C*, Gatlinburg, April 6-11, 2003, Tennessee, USA
6. A.Pautz, S.Langenbuch, Experiences in Parallelization of the Discrete Ordinates Method Using OpenMP and MPI, A contribution to this conference.

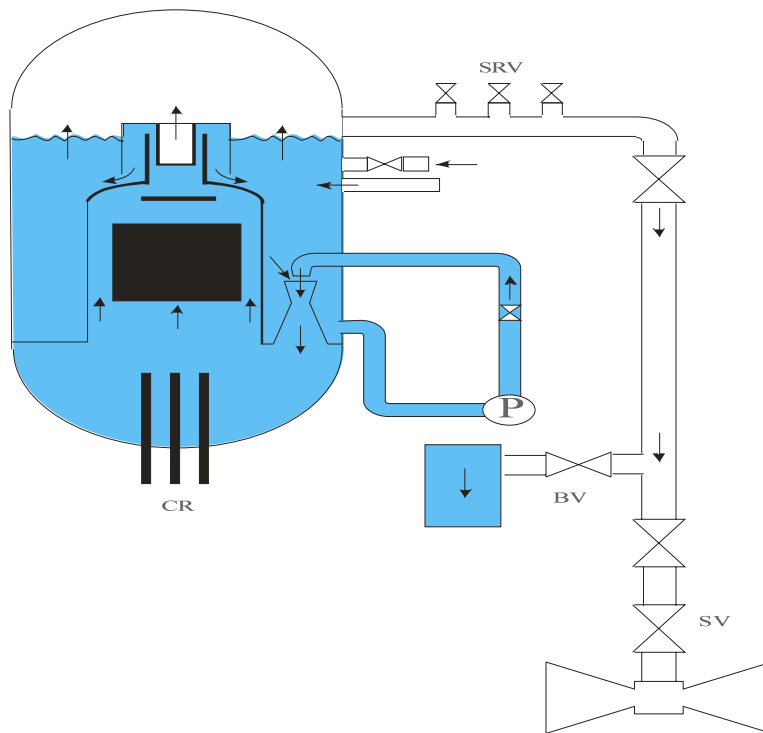


Figure1 **Scheme of BWR Peach Bottom 2 NPP**

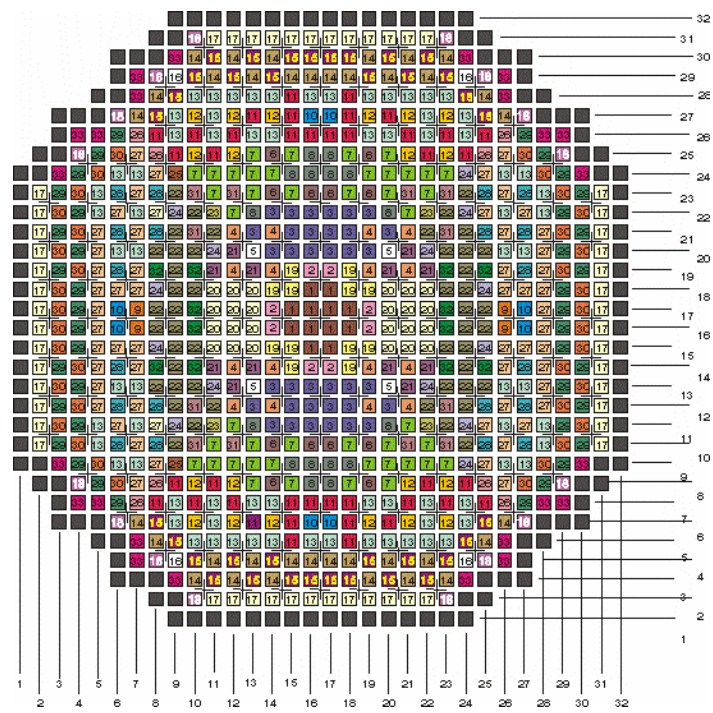


Figure 2 Specified 33 thermal-hydraulic channel mapping scheme

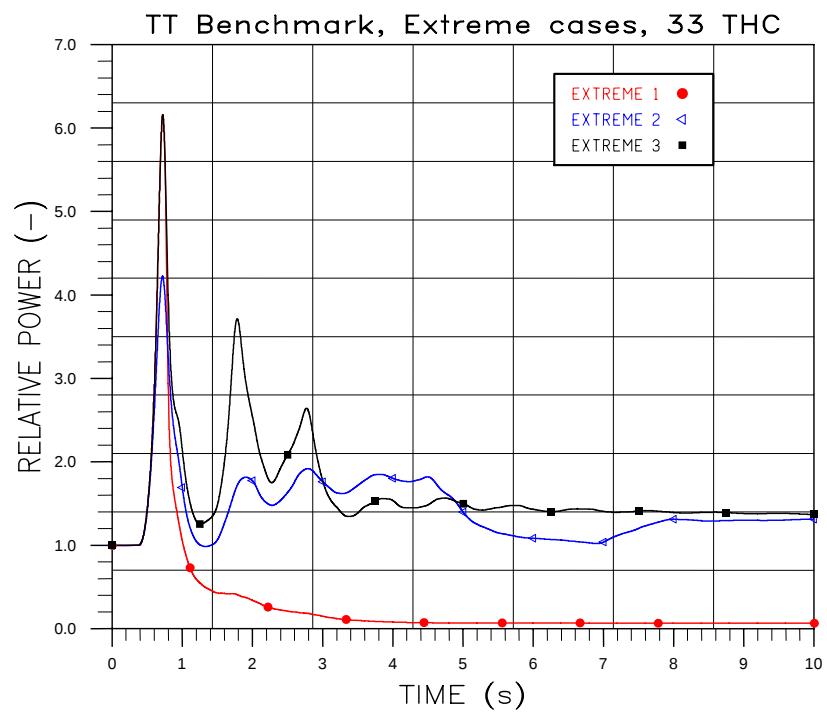


Figure 3 **Power history for extreme cases 1, 2 and 3**

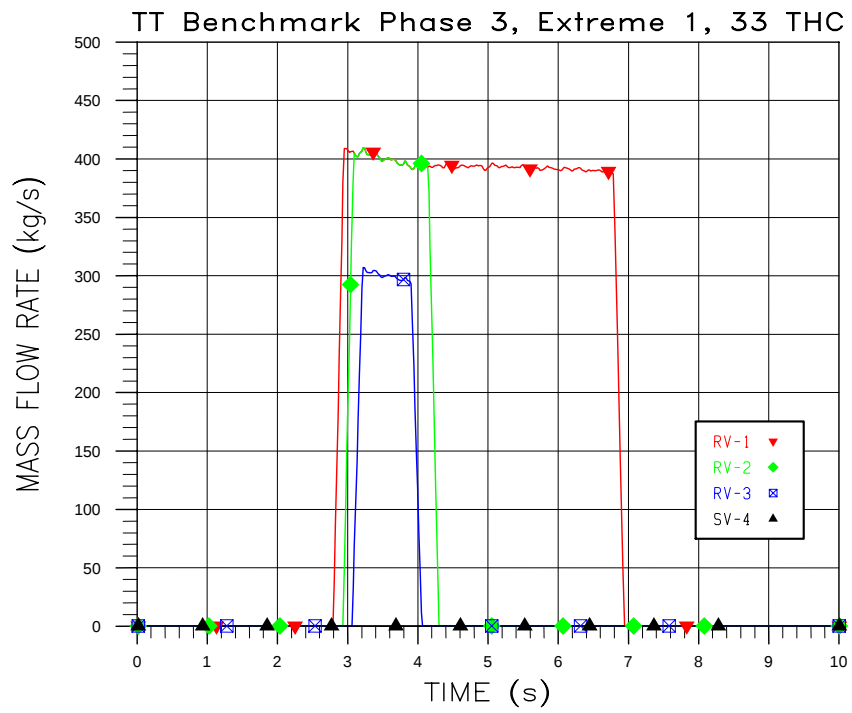


Figure 4 RV and SRV mass flow rates for extreme case 1

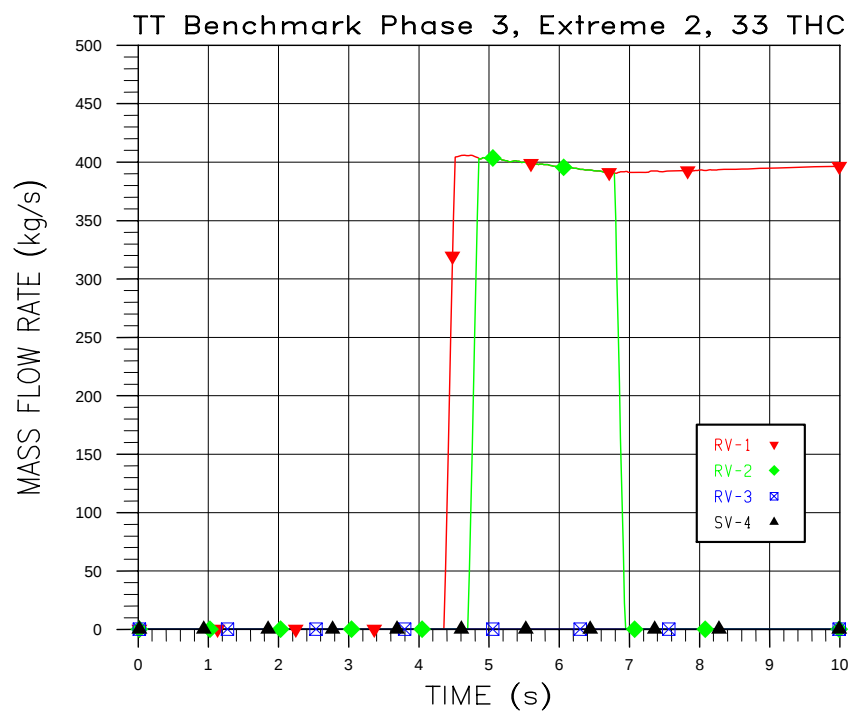


Figure 5 RV mass flow rates for extreme case 2

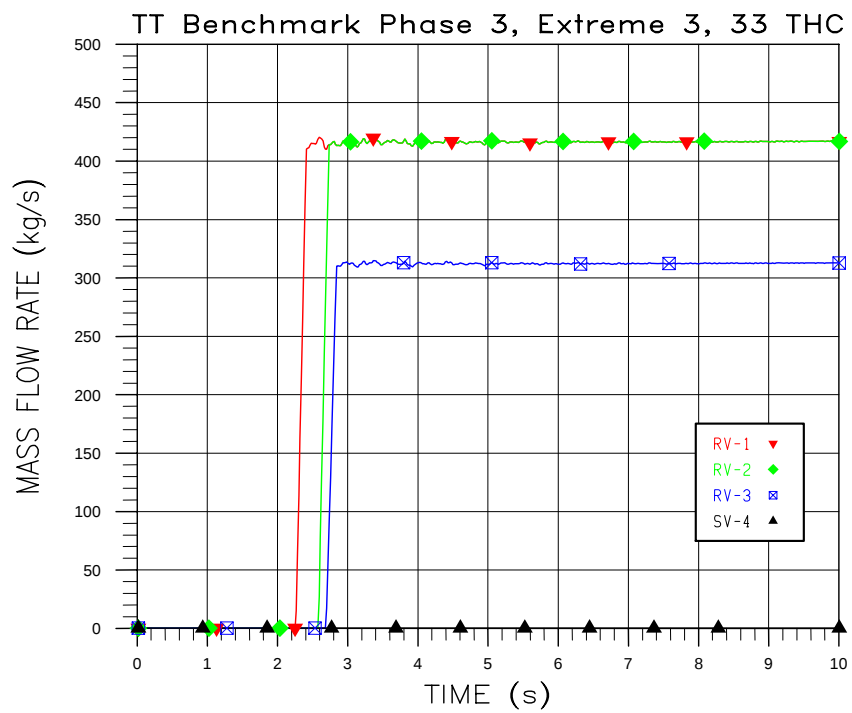


Figure 6 RV mass flow rates for extreme case 3