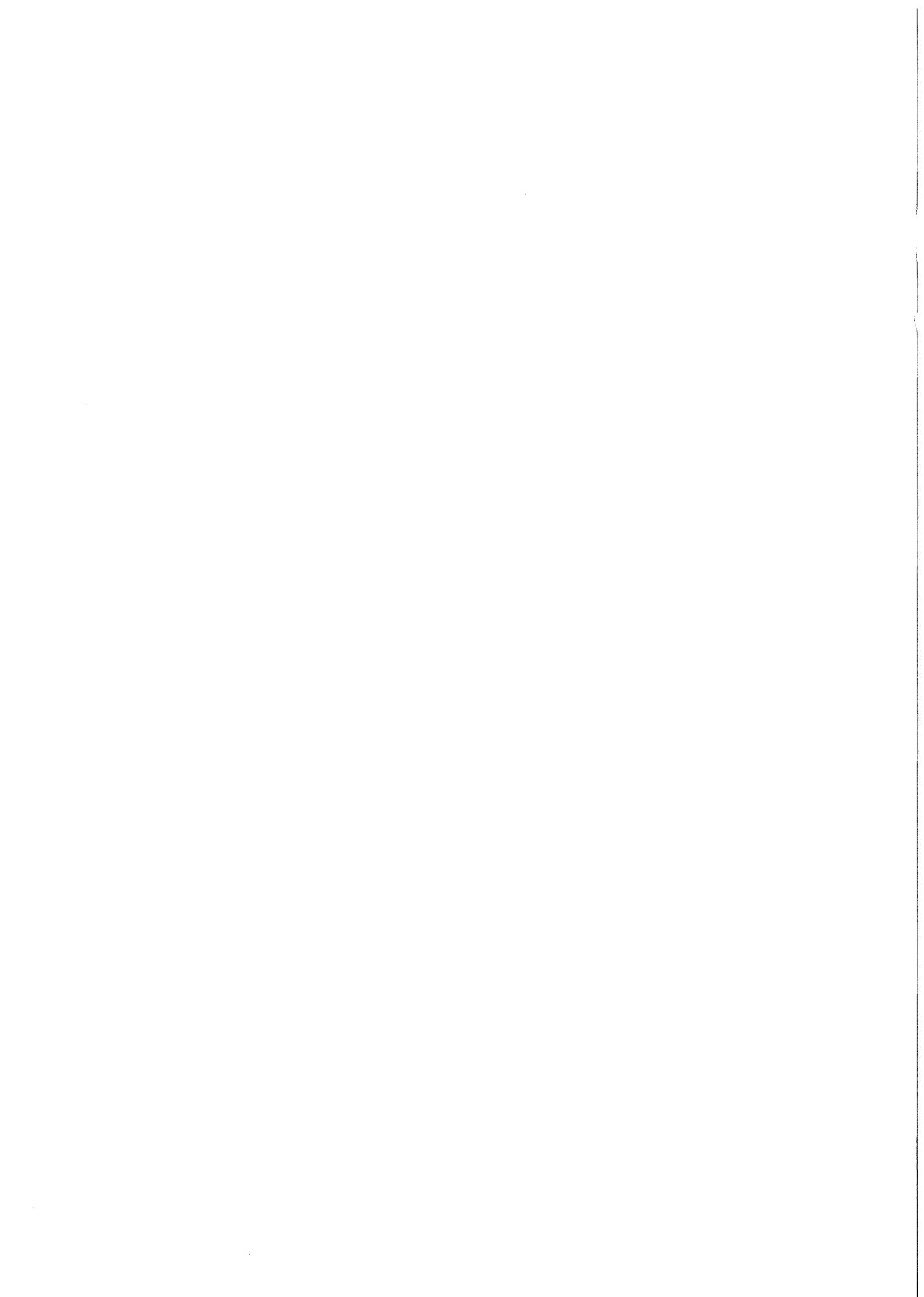


KfK 3300
Oktober 1982

Projekt Nukleare Sicherheit

Tätigkeitsbericht 1. Halbjahr 1982

Kernforschungszentrum Karlsruhe



K E R N F O R S C H U N G S Z E N T R U M K A R L S R U H E

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

KfK 3300

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

Tätigkeitsbericht 1. Halbjahr 1982

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Vorwort

Im Rahmen des Projekts Nukleare Sicherheit (PNS) arbeiten die folgenden Institute und Abteilungen der Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH zusammen:

Institut für Datenverarbeitung in der Technik	IDT
Institut für Material- und Festkörperforschung	IMF
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik	INR
Institut für Reaktorbauelemente	IRB
Institut für Reaktorentwicklung	IRE
Institut für Radiochemie	IRCH
Hauptabteilung Ingenieurtechnik	IT
Hauptabteilung Sicherheit	HS
Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik	LAF
Laboratorium für Isotopentechnik	LIT
Abteilung für Angewandte Systemanalyse	AFAS

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des PNS sind Bestandteil des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms des BUNDESMINISTERS FÜR FORSCHUNG UND TECHNOLOGIE (BMFT) und werden in Zusammenarbeit mit der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Herstellern und Betreibern, Gutachtern, Genehmigungsbehörden sowie anderen Forschungsinstitutionen durchgeführt.

Der vorliegende Tätigkeitsbericht für das 1. Halbjahr 1982 beschreibt die Fortschritte der Arbeiten des PNS, die von den Instituten und Abteilungen der KfK und den im Auftrag der KfK arbeitenden externen Institutionen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit durchgeführt werden, in KURZFASSUNGEN (deutsch und englisch). Es wird in diesen Berichten über

- durchgeführte Arbeiten
- erzielte Ergebnisse
- Ausblick auf den geplanten weiteren Fortgang

jedes einzelnen Forschungsvorhabens zusammengefaßt informiert.

Der Bericht wurde von der Projektleitung zusammengestellt.



NUCLEAR SAFETY PROJECT

FIRST SEMIANNUAL REPORT 1982

The semiannual progress report 1982/1 is a description of work within the Nuclear Safety Project performed in the first six month of 1982 in the nuclear safety field by KfK institutes and departments and by external institutions on behalf of KfK. The chosen kind of this report is that of short summaries, containing the topics

- work performed
- results obtained
- plans for future work

This report was compiled by the project management.

BERICHTSBEITRÄGE IN DEUTSCHER SPRACHE

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	<u>Seite</u>
Berichtsbeiträge in deutscher Sprache	1 - 63
Translation of the German Reports	65 - 126
06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW	
<u>PNS-Teilprojekt 4100 - Dynamische Beanspruchung von Reaktor-</u> <u>komponenten</u>	1
<u>06.01.01</u> HDR-Blowdown-Versuche zur dynamischen Bean- spruchung von Reaktoreinbauten	1
06.01.01/09A Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung PNS 4115 der HDR-Blowdown-Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von Reaktordruck- behältereinbauten	1
06.01.01/10A Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dyna- PNS 4116 mischen Verhaltens der Versuchseinbauten im Reaktordruckbehälter (RDB) des HDR im Rahmen der HDR-Blowdown-Versuche	3
<u>06.01.02</u> Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dyna- mischen Beanspruchung von RDB-Einbauten	5
06.01.02/11A Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/ PNS 4125 struktur-dynamischen Codes zur Analyse der Beanspruchung von RDB-Einbauten beim Blowdown	5
06.01.02/12A Laborversuche zur Abstützung von fluid/struktur- PNS 4126 dynamischen Rechenprogrammen zur Beschreibung der Anfangsphase bei Kühlmittelverluststörfällen	6
06.01.02/13A Mechanisches Verhalten der Kernmanteleinspannung PNS 4128 und der Core-Stützen beim Blowdown	7
06.01.15/03A Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes zur PNS 4127 Analyse der dynamischen Spannungen und Verfor- mungen von LWR-Containments	8

		<u>Seite</u>
<u>06.01.03</u>	Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren und Anwendung bei den Blowdown-Experimenten	10
06.01.03/16A PNS 4140	Entwicklung von Kondensations- und Schlupfmodellen für Zweiphasenfluß-Rechencodes	10
06.01.03/17A PNS 4137	Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren verschiedener Zweiphasenmassenstrom-Meßverfahren	11
06.01.03/18A PNS 4139	Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen	13
06.01.03/20A PNS 4136	Entwicklung von Radionuklidverfahren zur Bestimmung transienter Zweiphasenmassenströme	14
 <u>PNS-Teilprojekt 4200 - Brennelementverhalten bei Störfällen</u>		
<u>06.01.04</u>	Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems zur Beschreibung des Brennelementverhaltens	15
06.01.04/19A 20A, 21A, 22A PNS 4231.1/3 4/5	Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems zum Brennstabverhalten bei Reakstörfällen	15
<u>06.01.06</u>	Materialverhalten von Zircaloy bei Kühlmittelverluststörfällen	18
06.01.06/20A PNS 4235.1	Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy-Hüllmaterial	18
06.01.06/21A PNS 4235.2	Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei Kühlmittelverluststörfällen	19
06.01.06/22A PNS 4235.3	Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von Zircaloy-4-Hüllrohren	20
06.01.06/23A PNS 4235.4	Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA)	23

		<u>Seite</u>
<u>06.01.07</u>	Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalles	24
06.01.07/09A /10A PNS 4236.1/2	Untersuchungen zum Brennstabverhalten unter gesteuerten thermohydraulischen Randbedingungen (COSIMA-Programm)	24
<u>06.01.08</u>	In-pile-Experimente im DK-Loop des FR2	25
06.01.08/05A PNS 4237	Untersuchungen zum LWR-Brennstabverhalten in der 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalles	25
<u>06.01.09</u>	Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles	26
06.01.09/05A PNS 4238	Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden Zircaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung (REBEKA-Programm)	26
<u>06.01.10</u>	Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung	28
06.01.10/05A PNS 4239	Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA-Programm)	28
<u>06.01.16</u>	Untersuchungen zu schweren Kernschäden	30
06.01.16/11A PNS 4254	Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei langsamen Transienten und schweren Kernschäden	30
06.01.16/10A PNS 4253	Mechanisches und chemisches Verhalten von Zircaloy-4-Hüllrohren und UO ₂ -Brennstoff bei hohen Temperaturen	31
06.01.16/08A /09A PNS 4251.1/2	Out-of-pile Bündelexperimente zur Untersuchung schwerer Kernschäden	33

		<u>Seite</u>
06.01.16/07A PNS 4250	Langzeitkühlung im stark beschädigten Core (COLD)	34
<u>06.01.17</u>	Untersuchungen zum Störfallverhalten fortge- schrittener Druckwasserreaktoren (FDWR)	36
06.01.17/07A PNS 4240.1	Flut- und Deformationsverhalten eng gepackter, hexagonaler Stabbündel	36
06.01.17/08A PNS 4242.2	Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und der Spaltprodukte auf das mechanische Ver- halten von FDWR-Hüllrohren	37
06.01.17/09A PNS 4240.3	Oxidationsverhalten von Edelstahl-Hüllrohren in Wasserdampf	38
<u>PNS-Teilprojekt 4300 - Ablauf und Beherrschung von LWR-Kern- schmelzenunfällen</u>		
<u>06.01.11</u>	Reaktions-, Freisetzung- und Aerosolverhalten beim Kernschmelzen	40
06.01.11/21A PNS 4311	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spalt- produkten und Aerosolen in LWR-Containments	40
06.01.11/23A PNS 4314	Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR-Materialien beim Coreschmelzen	41
06.01.11/24A PNS 4317	Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der BETA-Experimente	42
06.01.11/25A PNS 4315	Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung von Spalt- und Aktivierungspro- dukten beim Kernschmelzen	42
<u>06.01.12</u>	Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahl- schmelzen mit Beton	45
06.01.12/20A PNS 4325	Ausbreitung von Stahlschmelzen im Beton - Bestimmung der Schmelzfrontausbreitung	45

		<u>Seite</u>
06.01.12/21A PNS 4323	Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und Beton	46
06.01.12/22A PNS 4331	Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung einer Kernschmelze mit Beton	48
06.01.12/23A PNS 4334	Modellentwicklungen zur analytischen Beschrei- bung von Kernschmelzenunfällen	49
 <u>PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und Reduktion der Strahlenbelastung</u>		
<u>06.01.14</u>	Abluftfilterung an Reaktoren	52
06.01.14/13A PNS 4414	Bestimmung der ¹³¹ I-Komponenten in der Ab- und Fortluft von Siedewasserreaktoren	52
06.01.14/14A PNS 4415	Entwicklung und Verbesserung von Abluftfil- tern für Störfallbedingungen	53
06.01.14/15A PNS 4416	Studium des Verhaltens von Schwebstofffiltern unter hoher Temperatur, Luftfeuchte und erhöhtem Differenzdruck	54
06.02.	SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUF- ARBEITUNGSANLAGEN	
 <u>PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung</u>		
<u>06.02.01</u>	Störfallanalysen für die große Wiederauf- arbeitungsanlage (WAA)	56
06.02.01/08A PNS 4513	Störfallablaufanalyse für die Abgasreinigung der großen Wiederaufarbeitungsanlage	56

06.03.	EINDÄMMUNG VON FOLGESCHÄDEN	
<u>PNS-Teilprojekt 4800 - Verhalten, Auswirkungen und Beseitigung</u>		
<u>freigesetzter nuklearer Schadstoffe</u>		
<u>06.03.01</u>	Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt	57
06.03.01/07A PNS 4812	Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt: Pu, Am und Cm	57
<u>06.03.02</u>	Untersuchung zum atmosphärischen Ausbreitungsverhalten nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich	59
06.03.02/15A PNS 4822	Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Schadstoffe im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)	59
06.03.02/16A PNS 4824	Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologische Situationen	60
06.03.02/17A PNS 4825	Untersuchung meteorologischer Fernmeßmethoden auf ihre Verwendbarkeit für Messungen in der atmosphärischen Grenzschicht	60
06.03.02/18A PNS 4826	Modellierung des weiträumigen Schadstofftransports	61
<u>06.03.03</u>	Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten	63
06.03.03/09A /10A PNS 4831/32	Anwendung des Unfallfolgenmodells der Deutschen Risikostudie auf aktuelle Problemstellungen	63

<u>Content</u>	<u>Page</u>
Translation of the German Reports	65 - 126
06.01. SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS	
<u>PNS-Subproject 4100 - Dynamic Loads and Strains of Reactor Components under Accident Conditions</u>	65
<u>06.01.01</u> HDR-Blowdown-Experiments on Dynamical Loadings on Reactor Internals	65
06.01.01/09A Design, Precomputation and Evaluation of the PNS 4115 HDR-Blowdown Experiments on Dynamical Loadings and Deformations of Reactor-Pressure-Vessel Internals	65
06.01.01/10A Experimental Data Acquisition and Processing PNS 4116 of the Dynamic Behavior of the Pressure Vessel Test Internals in the HDR-Blowdown Experiments	67
<u>06.01.02</u> Development and Verification of Codes for Dynamic Stress Analysis of Reactor Components	69
06.01.02/11A Development and Verification of Coupled Fluid- PNS 4125 Structure Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of Reactor Vessel Internals during LOCA	69
06.01.02/12A Laboratory Experiments for Validation and PNS 4126 Enhancement of Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial Phase of LOCA	70
06.01.02/13A Mechanical Response of the Core Barrel Clamping PNS 4128 and the Control Rod Guide Tubes during Blowdown	71
06.01.15/03A Development and Verification of Codes for PNS 4127 Analysis of Dynamic Stresses and Deformations of LWR-Containments during LOCA	72

		<u>Page</u>
<u>06.01.03</u>	Development of Two Phase Mass Flow Measurement Techniques and Application at Blowdown Experiments	74
06.01.03/16A PNS 4140	Development of Condensation- and Slipmodels of Two-Phase-Flow Computer Codes	74
06.01.03/17A PNS 4137	Joint Test Rig for Tests and Calibration of Different Methods of Two-Phase Mass Flow Measurements	75
06.01.03/18A PNS 4139	Experimental Facility for Nonsteady State Two-Phase Flows	77
06.01.03/20A PNS 4136	Development of Radionuclide Methods for Measuring Transient Two-Phase Mass Flows	78
<u>PNS-Subproject 4200 - Fuel Behavior under Accident Conditions</u>		79
<u>06.01.04</u>	Development and Assessment of a Fuel Behavior Code System	79
06.01.04/19A 20A, 21A, 22A PNS 4231.1/3 4/5	Development and Verification of a Code System for Fuel Rod Analysis under Accident Conditions	79
<u>06.01.06</u>	Material Behavior of Zry-4 under LOCA Conditions	82
06.01.06/20A PNS 4235.1	Investigations of the Mechanical Behavior of Zircaloy Cladding Material	82
06.01.06/21A PNS 4235.2	Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding Tubes under LOCA Conditions	83
06.01.06/22A PNS 4235.3	Investigations on the Influence of Oxide Fuel and Fission Products on the Mechanical Properties of Zry Cladding Tubes under LOCA Conditions	84
06.01.06/23A PNS 4235.4	Burst Tests on Zircaloy Cladding Tubes under Combined Mechanical and Chemical Load	87

XIII

		<u>Page</u>
<u>06.01.07</u>	Fuel Rod Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA	88
06.01.07/09A /10A PNS 4236.1/2	Investigation on the Fuel Rod Behavior under Controlled Thermal Hydraulic Boundary Conditions (COSIMA-Program)	88
<u>06.01.08</u>	In-pile Experiments in the DK-Loop of the FR2 Reactor	89
06.01.08/05A PNS 4237.1	Investigations on the Fuel Rod Behavior in the 2nd Heatup Phase of a LOCA	89
<u>06.01.09</u>	Fuel Rod Behavior in the Refill and Reflood Phases of a LOCA	90
06.01.09/05A PNS 4238	Investigations of the Interaction between Ballooning Zircaloy Claddings and the Emergency Core Cooling (REBEKA-Program)	90
<u>06.01.10</u>	Influence of Coolant Channel Blockages upon Emergency Core Cooling in the Reflood Phase of a LOCA	92
06.01.10/05A PNS 4239	Flooding Experiments with Blocked Arrays (FEBA-Program)	92
<u>06.01.16</u>	Investigations on Severe Core Damage	94
06.01.16/11A PNS 4254	Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding during Anticipated Transients and Severe Core Damage	94
06.01.16/10A PNS 4253	Mechanical and Chemical Behavior of Zry-4-Cladding and UO ₂ Fuel under Severe Core Damage Transients	95
06.01.16/08A /09A PNS 4251.1/2	Out-of-pile Bundle Experiments for Severe Fuel Damage Investigations (CORA-Program)	97
06.01.16/07A PNS 4250	Long Term Coolability of Severely Damaged Cores (COLD-Program)	98

		<u>Page</u>
<u>06.01.17</u>	Investigations on the Accident Behavior of Advanced Pressurized Water Reactor (FDWR)	100
06.01.17/07A PNS 4240.1	Flooding and Deformation Behavior of Closely Packed Hexagonal Fuel Rod Bundles	100
06.01.17/08A PNS 4240.2	Examinations on the Fuel Rod Behavior of Advanced Pressure Water Reactors during Accident Conditions	101
06.01.17/09A PNS 4240.3	Oxidation Behavior of Stainless Steel Cladding Tubes in Steam	102
<u>PNS-Subproject 4300 - Investigation and Control of LWR Core-Meltdown Accidents</u>		103
<u>06.01.11</u>	Reaction Behavior, Activity Release and Transport of Fission Products during Core-Meltdown	103
06.01.11/21A PNS 4311	Investigations on the Interactions of Fission Products Aerosols in LWR-Containments	103
06.01.11/23A PNS 4314	Constitution and Reaction Behavior of LWR Materials at Core Melting Conditions	104
06.01.11/24A PNS 4317	Material Investigations in the Framework of the BETA Experiments	105
06.01.11/25A PNS 4315	Experiments on Fission and Activation Product Release during Core Meltdown	105
<u>06.01.12</u>	Investigation on the Interaction of Steel Melts and Concrete	108
06.01.12/20A PNS 4325	Erosion of Concrete by Steel Melts - Investigation of the Melt Front Velocity	108
06.01.12/21A PNS 4323	Experiments on the Interaction of Steel Melts and Concrete	109

		<u>Page</u>
06.01.12/22A PNS 4331	Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction of a Core Melt with Concrete	111
06.01.12/23A PNS 4334	Development of Models for the Analytical Description of Core Meltdown Accidents	112
<u>PNS-Subproject</u>	<u>4400 - Improvement of Fission Product Retention and Reduction of Radiation Load</u>	115
<u>06.01.14</u>	Offgas Filters in Nuclear Power Stations	115
06.01.14/13A PNS 4414	Determination of the Iodine Species in the Exhaust Air of Boiling Water Reactors	115
06.01.14/14A PNS 4415	Development and Improvement of Exhaust Air Filters for Accident Conditions	116
06.01.14/15A PNS 4416	Investigations into the Behavior of HEPA- Filters at High Temperature, High Humidity and Elevated Differential Pressure	117
06.02	SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF REPROCESSING PLANTS	119
<u>PNS-Subproject</u>	<u>4500 - Safety of the Reprocessing</u>	119
<u>06.02.01</u>	Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant	119
06.02.01/08A PNS 4513	Incident Analysis of the KfK Prototype Dissolver Offgas Cleaning System for the Large Reprocessing Plant: Application of a Barrier Model to the Facility Facility PASSAT	119

		<u>Page</u>
06.03	MITIGATION OF CONSEQUENCES	120
<u>PNS-Subproject</u>	<u>4800 - Behavior, Impact and Removal of Released Nuclear Pollutants</u>	120
<u>06.03.01</u>	Investigation of the Physical and Chemical Environmental Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular Biological Effectiveness	120
06.03.01/07A PNS 4812	Investigation of the Physical and Chemical Environmental Behavior of Radionuclides Characerized by a Particular Biological Effectiveness: Pu, Am, Cm	120
<u>06.03.02</u>	Investigations on the Spreading Behavior of Nuclear Pollutants in the Short Range and the Mesoscale	122
06.03.02/15A PNS 4822	Investigation of the Atmospheric Dispersion of Radioactive Pollutants in the Mesoscale (> 15 km)	122
06.03.02/16A PNS 4824	Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological Situations	123
06.03.02/17A PNS 4825	Investigation of Remote Sensing Methods with Respect to their Suitability to Measure Meteorological Parameters in the Atmospheric Boundary Layer	123
06.03.02/18A PNS 4826	Modelling of Long-Range Transport of Pollutants	124
<u>06.03.03</u>	Investigation of the Radiologic Impact of Reactor Accidents under Probabilistic Aspects	126
06.03.03/09A /10A	Application of the Consequence Model of the German Reactor Safety Study on Actual Problems	126

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4100 - Dynamische Beanspruchung von Reaktorkomponenten
unter Störfallbedingungen

06.01.01 HDR-Blowdown-Versuche zur dynamischen Beanspruchung von
Reaktoreinbauten

06.01.01/09A Auslegung, Vorausberechnung und Auswertung der HDR-Blowdown-
PNS 4115 Experimente zur dynamischen Belastung und Beanspruchung von
Reaktordruckbehältereinbauten.

(A. Ludwig, G. Enderle, M. Geiß, F. Katz, H. Knüppel,
E.G. Schlechtendahl, U. Schumann; IRE)

Durchgeführte Arbeiten

Zu den HDR-Versuchen V31/V31.1 wurden weitere Nachrechnungen mit FLUX durchgeführt, die vor allem den Einfluß der Zweiphasigkeit im oberen Plenum und des Randdruckes klären sollten. Bei der einen Rechnung wurde die Verdampfung simuliert, indem nach Unterschreitung des Sattedampfdruckes ab 91 ms die Schallgeschwindigkeit im oberen Plenum sprunghaft herabgesetzt wurde. Bei der zweiten Rechnung wurde statt des mit DRIX berechneten Druckes der bei V 31.1 gemessene Druckverlauf im Blowdownstutzen als Randbedingung verwendet.

Aus den Nachrechnungen zu V31 wurden die optimalen Parameter für die Voraussrechnungen zum -schärferen- Blowdownversuch V32 bestimmt. Für diesen Versuch, der als "Deutsches Standardproblem Nr. 5" ausgeschrieben war, wurden zwei Voraussrechnungen durchgeführt, wobei im einen Fall die Berechnung der Stutzenströmung mit DRIX und der Vorgänge im RDB mit FLUX quasi-simultan erfolgte und die Kontinuität im Grenzbereich beider Modelle nach jedem Zeitschritt erzwungen wurde ("strenge Kopplung"), während bei der zweiten Rechnung der zuvor mit DRIX berechnete Druckverlauf im Stutzen als Randbedingung für das FLUX-Modell diente ("schwache Kopplung").

Der Versuch V33 ging von gleichen thermodynamischen Anfangsbedingungen aus wie V32, jedoch war der Stutzenquerschnitt an der Mündung durch eine Blende auf ein Viertel reduziert. Dieser Versuch wurde mit DRIX und FLUX (schwache Kopplung)

vorausberechnet.

Beim Versuch V34 waren isotherme Anfangsbedingungen im RDB eingestellt, jedoch war der Kernmantel am oberen Flansch nicht eingespannt, und die Spiele zwischen den Anschlagpratzen am unteren Kernmantelende und der RDB-Wand waren so verringert worden, daß ein Anschlagen während des Blowdowns erwartet werden konnte. Zur Vorbereitung dieses Versuchs wurden in Zusammenarbeit mit PHDR die Kaltspiele der Anschlagpratzen und die Einbaulage des Kernmantels festgelegt. Daneben wurden Parameterstudien für verschiedene Spiele sowie eine Vorausrechnung, basierend auf den erwarteten Anfangsbedingungen, mit FLUX durchgeführt. Nach dem Versuch wurden Nachrechnungen vorgenommen, bei denen die Anfangsbedingungen dem experimentellen Befund angepaßt und das Anschlagmodell so erweitert wurde, daß auch plastische Deformationen berücksichtigt wurden.

Erzielte Ergebnisse

Bei den Versuchen V31.2, V32 und V33 konnten bis jetzt keine detaillierten Vergleiche zwischen Rechen- und Meßergebnissen vorgenommen werden. Zu V31.2 und V32 liegen jedoch die Versuchsprotokolle vor, die einen qualitativen und grob quantitativen Vergleich ermöglichen. Demnach unterscheiden sich die Meßergebnisse von V31.2 kaum von denen aus V31 und V31.1, so daß die Resultate der Nachrechnungen für V31 mit FLUX auch mit diesem Versuch gut übereinstimmen dürften. Die Rechnungen mit und ohne Berücksichtigung der Verdampfung im oberen Plenum hatten die experimentellen Werte eingegrenzt und etwa gleich gut wiedergegeben. Die Verwendung des gemessenen Stutzendruckes als Randbedingung brachte keine merkliche Änderung der FLUX-Ergebnisse, was die Gültigkeit des DRIX-Modells bestätigt.

Bei V32 wurden offensichtlich die Vorgänge während der unterkühlten Phase gut vorausberechnet; etwa ab 120 ms nach Blowdownbeginn verursacht aber das Aufsieden des Wassers im Behälterinneren eine zunehmende Divergenz zwischen Meß- und Rechenergebnissen, die auch durch das grobe Verdampfungsmodell nicht ganz ausgeglichen werden konnte.

Bei V33 wurden die experimentellen Ergebnisse noch nicht ausgewertet. Die Vorausrechnungen bestätigen jedoch den bereits früher erhobenen Befund, daß eine Reduktion des Bruchöffnungsquerschnitts auch beim HDR keine hierzu linear proportionale Reduktion der Belastungsgrößen für die RDB-Einbauten mit sich bringt. Bei der Auswertung des Versuchs V34 (lose Kernmantellagerung, Anschläge am unteren Kernmantelende) zeigt sich, daß die vorgesehenen Anfangsbedingungen (insbesondere die Spiele) im Versuch nicht realisiert worden waren. Deshalb

konnte die Vorausrechnung für kinematische Größen (z.B. Verschiebungen) keine Übereinstimmung mit den Versuchsergebnissen erbringen, wogegen die Druckdifferenzen nahezu ideal vorausgesagt wurden. Darüber hinaus waren beim Anschlag des Kernmantels an der RDB-Wand die Effekte merklicher plastischer Verformungen (vermutlich an den Anschlagpratzen) festzustellen, die bei der Vorausrechnung nicht modelliert worden waren. Die Nachrechnungen mit den experimentellen Anfangsbedingungen und einem einfachen Plastifizierungsmodell für die Anschläge ergaben insgesamt eine gute Übereinstimmung.

Geplante Weiterarbeit

Die Auswertung der Versuche V31.2 bis V34 bezüglich der vom IRE eingesetzten Rechenmodelle wird zu Ende geführt, einschließlich etwa erforderlicher Nachrechnungen. Die Ergebnisse werden dokumentiert.

06.01.01/10A Meßtechnische Erfassung und Auswertung des dynamischen Ver-
PNS 4116 haltens der Versuchseinbauten im Reaktordruckbehälter (RDB)
 des HDR im Rahmen der HDR-Blowdown-Versuche
 (J. Kadlec, F.Eberle, G.Lang, P.Philipp, R.Scharnowell; IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Über die Auswertung der HDR-Snapbackversuchsreihe V59 wurde ein Bericht fertiggestellt, der außer den extrahierten Eigenfrequenzen, Eigenschwingungsformen und modalen Dämpfungsquotienten des HDR-Modellkernbehälters auch den mathematischen Aufbau des für die Auswertung entwickelten Rechenprogramms EVA enthält /1/. Die Kalibrierung der piezoelektrischen Beschleunigungsaufnehmer für die Versuchsreihen V31.2 - V34 und V59.4 - V59.6 wurde abgeschlossen und die Aufnehmer entsprechend eingesetzt. Es zeigte sich, daß die vom Aufnehmerhersteller angegebenen Empfindlichkeiten etwa 2 - 3% höher liegen als die bei unserer Kalibrierung festgestellten Werte, was auf die nicht mehr relevante Kalibrierungseinrichtung der Herstellerfirma zurückzuführen ist. Ein neu entwickelter Wegaufnehmerprototyp wurde statisch und dynamisch kalibriert. Die Kalibrierungsergebnisse sind zufriedenstellend.

Geplante Weiterarbeit

Inangriffnahme der modeanalytischen Auswertung der Blowdown-Versuchsreihe V31.2 bis V34 und der Snapback-Versuchsreihe V59.4 - V59.6. Nachkalibrierung der bei diesen Versuchsreihen eingesetzten Weg- und Beschleunigungsaufnehmer.

Literatur:

/1/ F.Eberle, J.Kadlec:

Extraction of eigenfrequencies, mode shapes and critical damping ratios of HDR core barrel mockup from step relaxation response signals measured in the HDR snapback test series V59, KfK 3408.

06.01.02 Entwicklung und Verifizierung von Codes zur dynamischen Beanspruchung von RDB-Einbauten

06.01.02/11A Weiterentwicklung und Verifizierung von fluid/struktur-
PNS 4125 dynamischen Codes zur Analyse der Beanspruchung von RDB-
Einbauten beim Blowdown

(J. Benner, T. Isozaki, F. Katz, H. Knüppel, A. Ludwig;
E.G. Schlechtendahl, U. Schumann; IRE)

Durchgeführte Arbeiten

- Erstellung der ersten funktionsfähigen FLUX-Version eines Modells für die Fluid-Struktur-Wechselwirkung des Reaktorkerns mit dem Wasser und den anderen RDB-Komponenten auf der Basis der Homogenisierungstheorie. Diese Version trägt die Bezeichnung FLUX 5.
- Verbesserungen an FLUX hinsichtlich der Vorausrechnungen der HDR-Experimente. Hierzu gehört insbesondere ein Kernbehälter-Modell, bei dem die Endringe als elastisch (und nicht starr) behandelt werden. Diese Erweiterung erfolgt auf der Basis von CYLDY3. Als weitere Erweiterung wurde eine Methode zur Behandlung ideal plastischer Anschläge in FLUX bereitgestellt.
- Umstellung des von LANL über das Projekt PHDR übernommene Programm KFIX auf IBM-Anlagen.
- Modellierung von Rohrabzweigungen (T-Stützen) mit DRIX2D.
- Modellierung eines Prallplattenexperiments von JAERI mit DRIX2D.

Erzielte Ergebnisse

- In der neuen Version FLUX 5 ist nun ein Modell zur Beschreibung der Reaktorkernbewegungen enthalten. Es besteht aus zwei Teilmodellen; eines beschreibt Strömungen durch ein Bündel linear-elastischer zylindrischer Stäbe (Brennstäbe, Kernstützen); das zweite modelliert die Strömung durch eine steife Platte mit einem regelmäßigen Muster von Löchern (Raste und Gitterplatte). Einige erste Rechenergebnisse mit FLUX 5 liegen vor. Sie wurden mit den Ergebnissen des älteren FLUX-Modells verglichen, bei dem die Kernmasse durch einen Massering repräsentiert wurde. Es zeigen sich deutliche Unterschiede. Das Kernmodell scheint einen Teil der kinetischen Energie in Form von inneren Relativbewegungen der Brennstäbe zu absorbieren. Die Ergebnisse werden wesentlich von den Parametern für das linear-elastische Abstandshalter-Modell beeinflusst.

- Die Berücksichtigung der Elastizität der Endringe des Kernbehälters führte zu zusätzlichen Eigenlösungen ab einer Grundfrequenz von ca. 80 Hz. Auf die Blowdown-Rechenergebnisse hat diese Elastizität bisher keine wesentliche Auswirkung. Bei Versuchen mit Anschlägen (Punktlast am Ring) dürfte hier ein merklicher Effekt vorliegen.
- Plastische Anschläge konnten erfolgreich simuliert werden. Hierbei wird ein linear-elastisches Materialverhalten bis zur Streckgrenze und dann ideale Plastifizierung angenommen. Mit diesem einfachen Modell konnte das HDR-Experiment V34 gut nachgerechnet werden.
- Das Programm KFIX wurde auf IBM-Anlagen umgestellt. Die IBM-Version wurde PHDR wieder zugestellt. Sie wurde inzwischen im Rahmen des Deutschen Standardproblems Nr. 5 eingesetzt.
- Die Modellierung einer Rohrabzweigung mit DRIX2D (T-Stützen) erwies sich als schwierig. Im Bereich der auftretenden Rezirkulation erwies sich das eingebaute Turbulenzmodell als unzureichend.

Geplante Weiterarbeit

Der Kernmantel-Version FLUX 5 wird weiter ausgetestet und stellenweise bezüglich Rechenaufwand optimiert. Sodann werden weitere Parameterstudien durchgeführt. Die Berechnungen zum japanischen Prallplattenexperiment werden durchgeführt.

06.01.02/12A Laborversuche zur Abstützung von fluid/struktur-dynamischen
PNS 4126 Rechenprogrammen zur Beschreibung der Anfangsphase bei Kühlmittelverluststörfällen
(E. Wolf, K.H. Lang; E. Erb; IRE)

Durchgeführte Arbeiten

Mit der Einzelzelle wurden bei veränderter Innenpendelgeometrie Versuche zur Untersuchung des Spalteinflusses auf die Trägheitskopplung und die Dämpfung durchgeführt. Variiert wurde das Fluid bzw. die Fluidichte (Vakuum, Luft, Wasser) im Spalt und die Systemrückstellung.

Eine erste Version der Bündelgeometrie (16 Stäbe, 10 \emptyset) wurde erstellt und in dem bestehenden kreiszylindrischen Außenrohr der Einzelzelle einem Funktionstest unterworfen. Die Zeichnungen für die zweite Version der Bündelgeometrie (49 Stäbe, \emptyset 10) mit rechteckigem Außenrohr wurden erstellt und mit der Ferti-

gung der Teile begonnen.

Erzielte Ergebnisse

Die nur teilweise ausgewerteten Versuche mit der veränderten Innenpendelgeometrie zeigen qualitative Übereinstimmung mit den früheren Versuchen. Aussagen zum Spalteinfluß sind erst nach der vollständigen quantitativen Auswertung möglich.

Die Erprobung mit der Erstversion der Bündelgeometrie verlief erfolgreich und hat wertvolle Hinweise zur Einzelstab- und Bündelauf Lagerung ergeben, die in die Konstruktion der Zweitversion eingeflossen sind.

Geplante Weiterarbeit

Die Versuche mit der geänderten Innenpendelgeometrie werden quantitativ ausgewertet. Die Zweitversion der Bündelgeometrie wird fertiggestellt, und mit den Versuchen wird begonnen. Eine geeignete Meßtechnik dazu wird erstellt.

06.01.02/13A Mechanisches Verhalten der Kernmanteleinspannung und
PNS 4128 der Core-Stützen beim Blowdown
(B. Dolensky, G. Hailfinger, R. Krieg;IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Zur Ermittlung der elastischen Verformungen der Kernmanteleinspannungen wurden Rechnungen mit einem speziell entwickelten Stülp-Modell und mit einem Finite-Element-Modell durchgeführt. Die Übereinstimmung der Ergebnisse ist befriedigend. Zur Ermittlung der plastischen Verformungen der Kernmanteleinspannungen wurden weitere Rechnungen mit einem Finite-Element-Modell durchgeführt. Es ergaben sich starke Verformungskonzentrationen am Übergang zwischen Kernmantel und oberem Einspannflansch. Diese Ergebnisse haben jedoch vorläufigen Charakter.

Die Belastungs- und Spannungsanalysen für die Core-Stützen wurden abgeschlossen. Der Vergleich zweidimensionaler Rechnungen mit und ohne Fluid-Kompressibilität bestätigte, daß bei Ermittlung der maximalen Beanspruchung die Kompressibilität vernachlässigt werden kann. Weitere zweidimensionale Rechnungen mit unterschiedlichen Annahmen zeigten außerdem, daß Variationen der Bruchöffnungszeit und gewisse Vereinfachungen der Stützenanordnung geringen Einfluß auf die Ergebnisse haben. Zwischenergebnisse der zweidimensionalen Rechnungen wurden unter Ausnutzung der Flachwasseranalogie experimentell überprüft. Eine drei-

dimensionale Rechnung ergab maximale Beanspruchungen, die sowohl in den Stützen selbst als auch in den kronenartigen Füßen meist nur geringe plastische Verformungen verursachen. Der Vergleich zwischen zwei- und dreidimensionalen Rechnungen ergab schließlich Hinweise, wie auch eine zweidimensionale Untersuchung für quantitative Aussagen zur Core-Stützen-Beanspruchung herangezogen werden kann. Eine detaillierte Veröffentlichung zu diesen Arbeiten wurde fertiggestellt.

Geplante Weiterarbeit

Genauere Untersuchungen der plastischen Dehnungskonzentrationen an der Übergangsstelle zwischen Kernmantel und oberem Einspannflansch.

06.01.15/03A Weiterentwicklung und Verifizierung von Codes zur Analyse
PNS 4127 der dynamischen Spannungen und Verformungen von LWR-
Containments
(F. Eberle, B. Göller, G. Hailfinger, J. Kadlec, E. Wolf,
R. Scharnowell; IRE)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Bei den Untersuchungen zur quasistatischen Innendruckbeanspruchung von DWR-Containments wurden verschiedene Stoffgesetze eingesetzt. Zur Überprüfung der Rechenergebnisse und zur genaueren Ermittlung des tatsächlichen Stoffverhaltens unter mehrachsiger Beanspruchung wurden entsprechende Versuche konzipiert. Es ist vorgesehen, mehrere dünnwandige, an einem verstärkten Rand eingespannte Membranen durch einseitige Druckbeaufschlagung erheblich zu verformen.

Bei den Untersuchungen zum dynamischen Verhalten dünnwandiger Kugelschalen wurde der Einfluß von Wandstärkenschwankungen behandelt. Zur Durchführung von Rechnungen wurde ein entsprechendes Programm entwickelt. Die Vorbereitungen zur Durchführung entsprechender Versuche wurden weiter vorangetrieben. Sie sollen an einer dünnwandigen, formengenauen Kugelschale erfolgen, die spanabhebend hergestellt wird. Nach der inzwischen aufgestellten detaillierten Fertigungsplanung beträgt der Kugelschalendurchmesser etwa 1200 bis 1300 mm und die Wandstärke 1 mm mit einer Schwankungsbreite von höchstens 0,1 mm.

Bei den modalanalytischen Untersuchungen an dünnwandigen Zylinderschalen wurden Vorbereitungen für weitere Experimente getroffen. Die Messungen werden

jetzt an einer liegenden, teilweise mit Wasser gefüllten Zylinderschale durchgeführt werden.

Geplante Weiterarbeit

Erweiterung der Untersuchungen zur quasi-statischen Innendruckbeanspruchung von DWR-Containments auf realistischere Geometrien und Stoffgesetze. Weitere Vorbereitung und Durchführung der zugehörigen Experimente.

Weiterführung der Untersuchungen zum dynamischen Verhalten dünner Kugelschalen unter Berücksichtigung von Imperfektionen. Herstellung der formgenauen Kugelschale für entsprechende Experimente.

! !
Durchführung von Rechnungen und Experimenten für die liegende, teilweise wassergefüllte Zylinderschale.

06.01.03 Entwicklung von Zweiphasen-Massenstrom-Meßverfahren und
Anwendung bei den Blowdown-Experimenten

06.01.03/16A Entwicklung von Kondensations- und Schlupfmodellen
PNS 4140 für Zweiphasenfluß-Rechencodes
(M. Wadle; IRE)

Durchgeführte Arbeiten

Zur Verifizierung der Rechencodes und Überprüfung neu einzuführender Modelle (Kondensation und Schlupf) sollen entsprechende Diffusor-/Düsenexperimente durchgeführt werden. Die bisher im KfK vorhandene Düsenmeßeinrichtung (KfK-Düse) mußte dazu in erheblichem Maße modifiziert werden.

Basierend auf Vorausrechnungen mit dem Code DUESE, in den eine Strömungsbilderkarte nach Mandhane eingearbeitet wurde, wurde eine Versuchsmatrix erstellt und der Termin für die erste Experiment-Serie für Juli 82 anberaumt. Dies war möglich durch termingerechten Abschluß der Um- bzw. Neukonstruktion verschiedener Teststreckenteile.

Den gewünschten Kondensationseffekt erreicht man durch Invertieren der bisherigen Strömungsrichtung (Diffusor- statt Düsenbetrieb). Die quantitative Berechnung der Länge des Wirbels kann nur ein zweidimensionales Rechenprogramm liefern. Deshalb wurde der im IRE entwickelte Code DRIX 2D auf das Problem angewendet. Im IRE steht außerdem die dreidimensionale HDR-Version des LANL-Codes KFIX zur Verfügung. Dieses Programm wurde der zweidimensionalen Diffusorgeometrie angepaßt und das in der 3D-Version nicht mehr vorhandene Reibmodell eingebaut. KFIX soll als weiteres Rechenprogramm zur Nachrechnung der Kondensationsversuche herangezogen werden und außerdem Ergebnisse für das Totwassergebiet liefern.

Erzielte Ergebnisse

Der Umbau der Teststrecke wurde abgeschlossen und die Instrumentierung erheblich verbessert. (Höhere Signalqualität, Erweiterung der 6-Strahl-Dichtemeßeinrichtung auf 8 Strahlengänge (\emptyset 80), Einbau einer traversierbaren Pitotsonde zur Vermessung des Totwassers, ab August eine weitere 6-Strahl-Dichtemeßeinrichtung (\emptyset 16 mm)). Das Rechenprogramm DUESE liefert auch in der neuen Strömungsrichtung plausible Ergebnisse. Erste Kondensationsmodelle wurden getestet.

Die Anwendung von DRIX 2D war bisher leider noch nicht erfolgreich. Im Moment wird noch versucht, mit den Rechenprogrammen den Wirbel quantitativ zu erfassen.

Geplante Weiterarbeit

Im Juli 82 sind die ersten Wasser-Dampfversuche im stationären IRB-Kreislauf terminiert. Mit verschiedenen Kondensations- und Schlupfmodellen sollen diese Versuche nachgerechnet werden. Im Herbst 82 sind dann weitere Experimente auch mit Tracer-Schlupfmessung angesetzt.

In Abhängigkeit von den Versuchsergebnissen ergeben sich weitere Modifikationen der Testeinrichtung.

06.01.03/17A Gemeinsamer Versuchsstand zum Testen und Kalibrieren
PNS 4137 verschiedener Zweiphasenmassenstrom-Meßverfahren
 (J. Reimann, H. John; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Die Arbeiten konzentrierten sich auf die Teststreckengeometrie . Es wurden Luft-Wasser-Experimente bei 5 bar mit Schichtenströmung im horizontalen Rohr bei nach unten gerichtetem Abzweig durchgeführt.

Erzielte Ergebnisse

Bei hohem Flüssigkeitsspiegel der Schichtenströmung strömt nur Wasser aus dem Abzweig. Bei Absenken des Flüssigkeitsstandes bzw. Erhöhen des Abzweigstromes \dot{m}_b kommt es zum Luftmitriß. Der Beginn des Luftmitrisses wird durch folgende Beziehung beschrieben:

$$h_b^{2,5} (g\rho_1(\rho_1 - \rho_g))^{0,5} / \dot{m}_3 = 1,35$$

Die Abb. 1 und 2 zeigen die Leckmassenstromdichte G_3 und den Gasgehalt X_3 für Werte $h < h_b$. Die Meßergebnisse liegen in guter Näherung auf einer Kurve unabhängig vom Abzweigdurchmesser und der Druckdifferenz zwischen Zustrom und Abzweigaustritt.

Geplante Weiterarbeit:

Luft-Wasser- sowie Dampf-Wasser-Experimente mit den Teststreckengeometrien

a) $D = d = 50$ mm und b) $D = 50$ mm.

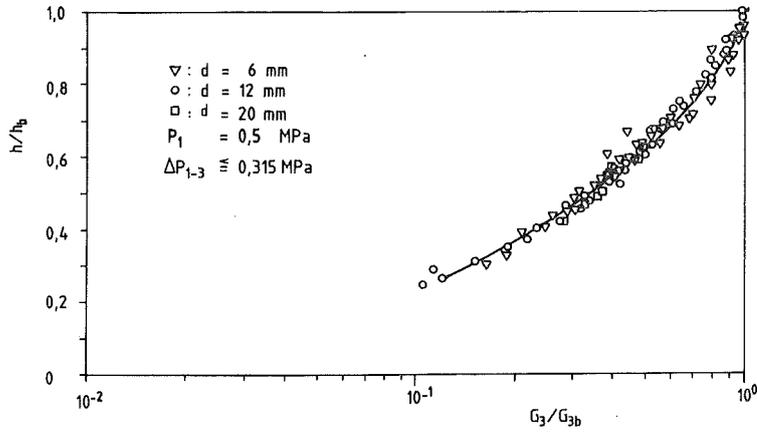


Fig. 1 Break Mass Flux Ratio G_3/G_{3b} as a Function of Dimensionless Interface Level h/h_b

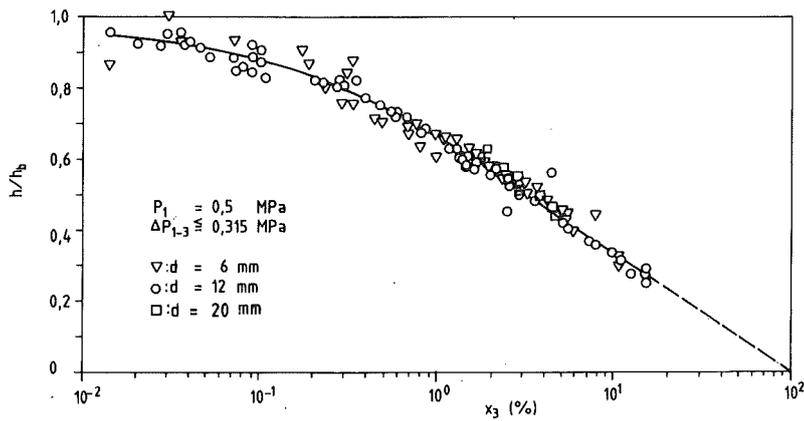


Fig. 2 Break Entrance Quality x_3 as a Function of Dimensionless Interface Level h/h_b

06.01.03/18A Versuchsstand für instationäre 2-Phasen-Strömungen
PNS 4139 (H. John, J. Reimann; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Die elektrischen Komponenten der Regel- und Referenzmeßtechnik des Kreislaufes (Thermoelemente, Druck- und Differenzdruck-Transmitter) wurden montiert.
- Die gesamte elektrische Verdrahtung für die Regel- und Referenztechnik bis zur Meßzelle, zur Schaltwarte und zur Datenverarbeitung (PDP 11/03) wurde fertiggestellt.
- Die Gamma-Densitometer-Teile wurden gefertigt. Mit der Montage wurde begonnen.
- Eine Kreislaufdruckprobe und ein Blowdown bei reduziertem Druck wurden durchgeführt.
- Eine Vorausberechnung der Blowdown-Werte, die für die realistische Kreislauf-Geometrie nach RELAP4/Mod6 (Update 4) vom IRE durchgeführt wurde, bestätigte die erwarteten Massenströme und Blowdown-Zeiten in guter Annäherung.

Erzielte Ergebnisse

Die erfolgreiche Druckprobe und ein erster Blowdown (bei 30 bar) bestimmten den Abschluß der Aufbauphase des Kreislaufes.

Geplante Weiterarbeit

- Austesten des Kreislaufes durch eine Reihe von Blowdown-Funktionstests mit schrittweiser Inbetriebnahme der Datenverarbeitung.
- Aufnahme des Experimentierbetriebes.

06.01.03/20A Entwicklung von Radionuklidverfahren zur Bestimmung
PNS 4136 transienter Zweiphasenmassenströme
 (R. Löffel; LIT)

Durchgeführte Arbeiten

Die mechanischen und elektronischen Komponenten zur Instrumentierung der DUESE wurden fertiggestellt und installiert. Sie wurde gegenüber der DUESE I (1979) um eine 6-Strahl-Meßanlage am kleinen Rohrquerschnitt (16 mm Innendurchmesser) erweitert.

Die für das LOBI-Projekt Ispra bestimmte 6-Strahl-Dichtemeßanlage zur Bestimmung der Strömungsform und des Voidfaktors von Wasser/Luft- und Wasser/Dampf-Strömungen in der Wasser/Luft-Teststrecke sowie im Blowdown-Loop von RS 109 wurde im 2. Quartal nach Ispra geliefert, kann jedoch aus terminlichen Gründen erst im Oktober installiert werden.

Eine weitere Dichtemeßanlage zur Bestimmung des Ausströmvorganges von flüssigem UO_2 wurde an das Projekt FARO (ebenfalls Ispra) ausgeliefert.

Erzielte Ergebnisse

Da die Experimente an der DUESE erst im Juli beginnen, liegen hierzu noch keine Ergebnisse vor. Die Inbetriebnahme der Dichtemeßanlage beim FARO-Projekt verlief erfolgreich.

Geplante Weiterarbeit

- Installation und Inbetriebnahme der Radiotracer-Geschwindigkeits-Meßanlage sowie der 6-Strahl-Dichtemeßanlage im "Instationären Loop" des IRB (Institut für Reaktorbauelemente im KfK)
- Inbetriebnahme einer 6-Strahl-Dichtemeßanlage beim LOBI-Projekt.

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4200 - Brennelementverhalten bei Störfällen

06.01.04 Entwicklung und Verifizierung eines Codesystems
zur Beschreibung des Brennelementverhaltens

06.01.04/19A Entwicklung und Verifizierung eines Code-Systems
20A, 21A, 22A zum Brennstabverhalten bei Reaktorstörfällen
PNS 4231.1/3 (J. Hackenbroich, U. Marek, R. Meyder, S. Raff; IRE
4/5 S. Peck, EG&G-IRE, H. Borgwaldt, G. Jacobs, G. Willerding; INR
S. Malang, K. Rust; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Auf Anfrage der NEA Data Bank, Paris, wurden Arbeiten zur Unterstützung der Implementierung von SSYST-2 in der NEA Computer Program Library durchgeführt. Hierunter fielen die Demonstration der Kopplung von SSYST-2 mit zwei Primärsystem-Codes RELAP4/MOD6 und NORCOOL.

Planmäßig fortgesetzt wurden die Arbeiten zur Erhöhung der Code-Zuverlässigkeit und zur Bereinigung und Restrukturierung des Systemkerns von SSYST-3. Ferner die Entwicklung des Preprocessors PREPRO zur Vereinfachung und globalen Prüfung von SSYST-Eingaben.

Das Kriechberstmodell NORA2 ist in die Moduln STADEF und ZIRKOX integriert worden. Da bei diesem Einbau einige kleinere Änderungen unvermeidbar waren, ist noch eine kurze Testphase erforderlich. Der Modul ZIRKOX wurde so erweitert, daß jetzt auch die beidseitige Oxidation des Dampfrohres der ESSI Experimente der HIT berücksichtigt werden kann.

Mit dem im vergangenen Jahr fertiggestellten Rechenprogramm MULTRAN zur Beschreibung der Zr-H₂O-Oxidationskinetik wurde die in verschiedenen Experimenten bei Temperaturen von über 1580° beobachtete Unterteilung der Oxidschicht in kubisches und tetragonales Oxid modelliert. Zur Nachrechnung von Experimenten, bei denen die Hüllrohre bis zum Schmelzpunkt gebracht werden, wurde eine Version des SIMTRAN-Programmes erstellt, mit der auch die Brennstofftemperatur berechnet werden kann.

Mit der Erstellung der Eingabebeschreibung für SSYST-3 wurde begonnen.

Zum besseren Verständnis der ESSI-Versuchsserie wurde mit Nachrechnungen begonnen.

Bei der Entwicklung des 3D Schalenmodells für die Hüllrohrdeformation sind die ersten Zeitschritte der plastischen Deformation berechnet worden. Derzeit noch vorhandene Schwierigkeiten beruhen in der Genauigkeit der Bestimmung der Koeffizienten der Ansatzfunktionen für die finiten Elemente, insbesondere bei kleinen Deformationen.

Die KfK-Version des Systemprogramms RELAP4/MOD6 (Update 4) wurde an GKSS und die NEA Data Bank weitergegeben.

Die CDC-Version des 2-Phasen-Systemprogramms RELAP5/MOD1 (Cycle 14) wurde im CYBERNET implementiert und für Rechnungen zum CSNI-Standardproblem Nr. 13 (LOFT L2-5 Prediction) benutzt.

Die KfK von JAERI übergebene IBM-Version von RELAP5/MOD1 (Cycle 1) wurde implementiert und an 20 Sample-Problemen getestet. Zur Handhabung des Programms wurde der sog. Preprocessor des SIMMER-Programms von LASL herangezogen und modifiziert. Der RELAP5-Quellcode wurde für den Preprocessor aufbereitet. Mit dem Updating auf Cycle 14 wurde begonnen.

Erzielte Ergebnisse

Das Berstkriterium von NORA2 wurde anhand der mittleren Umfangsdehnung in der Versagensebene isothermer Rohrberstexperimente aufgestellt. Beim Versagen in inerter Atmosphäre ergibt dabei die Abhängigkeit von der mittleren Dehngeschwindigkeit und von der Temperatur ein komplexes Verhalten der Berstdehnung. So steigt in den reinen Phasen α und β die Enddehnung mit zunehmender Dehngeschwindigkeit an, während im Zweiphasen-Mischgebiet gerade die entgegengesetzte Tendenz auftritt.

Eine Untersuchung dieses Verhaltens bei lokaler Anwendung des NORA2 Kriechberstmodells ergab, daß das komplexe Verhalten zum großen Teil durch Dehnungslokalisierung infolge von Imperfektionen der Geometrie und der Temperatur hervorgerufen wird. Bei Vorgabe einer lokalen Versagensdehnung von ca. 200 % bis 300 %, die nur schwach von der Temperatur abhängig ist, ergeben sich bei der Annahme von Wandstärkeschwankungen am Umfang, die innerhalb der Fertigungstoleranz liegen bzw. bei der Annahme von Temperaturschwankungen am Umfang im Rahmen der Meßgenauigkeit, die oben beschriebenen Tendenzen in der Versagensdehnung. Die Umfangsdehnung ergibt sich demnach im wesentlichen durch die Sensitivität der Dehngeschwindigkeit bei geringen Änderungen in der Spannung bzw. in der Temperatur, wie sie am Probenumfang stets auftreten.

Der von GRS übernommene Flutcode REFLUX und der von S. Malang entwickelte fortgeschrittene Zry-Oxidationscode MULTRAN sind jetzt unter SSSYST einsetzbar. Die weitergehende Verkopplung mit den anderen in SSSYST realisierten Physik-Modulen

ist in Arbeit.

Rechnungen mit MULTRAN zeigten eine sehr gute Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen von Cathcart (1000 - 1550°C), Urbanic (1550 - 1940°C) und Baker (über 1940°C). Die Spezialversion von SIMTRAN ermöglicht die Untersuchung des Einflusses eines Temperaturgradienten in der Hüllrohrwand auf die Oxidationskinetik, insbesondere die Quantifizierung der Differenz zwischen Oberflächentemperatur und Grenzflächentemperatur Oxid/Metall, welche bis zu etwa 50 K betragen kann.

Für RELAP4/MOD6 (Update 4) wurde eine Bibliothek erstellt, die eine schnelle Inbetriebnahme des Programms ermöglicht.

Bei der Implementierung der CDC-Version von RELAP5/MOD1 (Cycle 14) mußten die Plotprogramme zunächst ausgespart bleiben. Außerdem sind Restartläufe noch nicht möglich. Ergebnis der Sample-Rechnungen mit der RELAP5-IBM-Version von JAERI: Der Code läuft trotz den eingebrachten Korrekturen noch nicht zuverlässig und weist ernste Mängel auf. Daher sind neben dem Updating Codeverbesserungen notwendig. Das RELAP5-Plotsystem läuft ohne erkennbare Fehler.

Geplante Weiterarbeit

Freigabe des Systemkerns von SSYST-3 mit dem Eingabe-Preprocessor PREPRO. Volle Implementierung der Moduln REFLUX und MULTRAN. Entwicklung einer verallgemeinerten Ablaufsteuerung für SSYST.

Fortführung der Arbeiten an dem 3D Schalenmodell.

Abschluß der Dokumentation von SSYST-3.

Modellierung der Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr bezüglich des Sauerstoffprofils in der Wand in MULTRAN.

Aufrüstung der IBM-Version von RELAP5/MOD1 auf den Stand von Cycle 14.

- 06.01.06 Materialverhalten von Zircaloy bei Kühlmittelverlust-
 störfällen
- 06.01.06/20A Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy-
PNS 4235.1 Hüllmaterial
 (M. Bocek, C. Petersen, H. Schneider; IMF II)

Durchgeführte Arbeiten

- Zerstörende Nachuntersuchungen an vorbestrahlten in-pile verformten Hüllrohren der G-Serie.
- Nachrechnungen von Kriechberstversuchen im Hinblick auf Berstzeit und Berstdehnung.

Erzielte Ergebnisse

- Die Auswertung von zerstörenden Nachuntersuchungen der G-Serie (35 000 MWd/t) Vorbestrahlung mit anschließender in-pile Verformung) wurde weitergeführt. Unterschiede bezüglich der mechanischen Eigenschaften gegenüber nicht vorbestrahlten Versuchen der A- und B- Serien und vorbestrahlten Versuchen der F-Serie konnten bisher noch nicht festgestellt werden.
- Die Nachrechnungen der Berstzeit und der Berstdehnung anhand von Berstdaten aus Kriechberstversuchen des Instituts für Reaktorbauelemente (IRB) der KfK führte nur mit Hilfe der Larson-Miller Extrapolationsmethode für die Berstzeit zu annehmbaren Ergebnissen. Die Berstdehnung konnte analog dazu mit der modifizierten Larson-Miller Extrapolationsmethode mit befriedigenden Ergebnissen nachgerechnet werden.

Geplante Weiterarbeit

- Abschluß des Versuchsprogramms der FABIOLA-Anlage zur Verifizierung von temperaturtransienten Berstversuchen.
- Abschluß der Auswertung von zerstörenden Nachuntersuchungen an in-pile und out-of-pile geborstenen Zircaloy-4-Hüllrohren.
- Abschluß verifizierter Berstkriterien mit verbessertem Konstantensatz aus FABIOLA-Experimenten für Zircaloy-4-Hüllrohre.

06.01.06/21A Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei
PNS 4235.2 Kühlmittelverluststörfällen
(S. Leistikow, G. Schanz; IMF-II)

Durchgeführte Arbeiten

Die Ergebnisse der Nachuntersuchung der Brennstäbe der F-Serie (22000 MWd/t_U) wurden in einem Abschlußbericht zusammengestellt.

Die G-Serie (35 000 MWd/t_U) wurde fortgeführt.

Erzielte Ergebnisse

Für den vorbestrahlten Zustand (Brennstab G1.6) ist im Hüllrohrgefüge und in der geringfügigen äußeren und inneren Oxidation kein Einfluß des höheren Abbrandes im Vergleich zu Stab F6 nachweisbar. Nach der Transiente ergibt sich für die bisher ausgewerteten Stäbe eine mäßige Hüllrohroxidation, die mit früheren Befunden vergleichbar ist. Wie auch bei der F-Serie ist das vereinzelte Auftreten hellgrau bis weiß gefärbten dickeren Oxids (bis ca. 30 µm) an eng begrenzten Stellen zu beobachten. Die defekte Oxidstruktur, die übermäßiges Wachstum ermöglichte, ist nach REM-Untersuchung durch Rissigkeit und schichtförmiges Abblättern gekennzeichnet. Das Versagen des Hüllrohrs wird auch durch diesen lokalen (Breakaway)-Effekt nicht beeinflusst. Die Oxidation der Hüllrohr-Innenseite ist auf den Berstbereich begrenzt, wo die vermutlich defekte ZrO₂-Schicht in der Regel dicker als außen ist.

Die nach dem Gefüge des Zircaloy abgeschätzten lokal erreichten Maximaltemperaturen sind tendenziell etwas höher als die direkten Thermolement-Meßwerte. Nach der Art der Befestigung werden für die Version A höhere und für die Version B geringe TE-Korrekturen verwendet; nach der Gefügeanalyse scheint diese Korrektur im Fall A zu hoch (entsprechend früheren Ergebnissen), im Fall B jedoch eher zu gering zu sein.

Die aufgenommenen Mikrohärteprofile werden durch Oxidation, Dehnung und erreichte Temperatur bestimmt. Die Mittelwerte über die Rohrwand streuen insgesamt im Bereich von ca. 220 - 270 MHV25, verglichen mit ca. 300 MHV25 für den vorbestrahlten Zustand. Niveau und Härteabnahme während der Transiente entsprechen der F-Serie.

Aus der bisherigen Auswertung hat sich kein wesentlicher Einfluß des Abbrandes ergeben.

Geplante Weiterarbeit

Abschluß der Auswertung der Brennstäbe der G-Serie.

06.01.06/22A Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffes und von
PNS 4235.3 Spaltprodukten auf die mechanischen Eigenschaften von
 Zircaloy-4-Hüllrohren
 (P. Hofmann, H. Eckstein, J. Spino, H. Zimmermann, J. Burbach,
 H. Metzger; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

- Zeitstandexperimente mit Jod enthaltenden Zircaloy-4-Hüllrohren unter Schutzgas im Temperaturbereich 500 - 900°C zur Bestimmung der Zircaloy/Jod-Reaktionsprodukte.
- Bruchmechanische Beschreibung von Jod induzierten Spannungskorrosionsrissen in vorgekerbten Zircaloy-Hüllrohren bei 500 bis 700°C.
- Bestimmung der Hüllrohrinnenkorrosion während einer LOCA-Transiente.

Erzielte Ergebnisse

- Die Experimente zu diesem Gebiet wurden im Berichtszeitraum abgeschlossen und die Versuchsergebnisse dokumentiert /1/. Die chemische Umgebung, die zum Versagen der Zircaloy-Hüllrohre infolge jodinduzierter Spannungsrißkorrosion führt, wurde charakterisiert. Das in die Proben eingesetzte Jod wird voll-

- ständig in gasförmige und feste Zirkonjodide umgewandelt. Bei den kritischen Jodkonzentrationen, die zum verformungsarmen Versagen der Rohrproben führen, wird das Jod hauptsächlich in kondensierte Zirkonsubjodide ($J/Zr \lesssim 0,4$) umgewandelt. Nur ein kleiner Teil des Jods bleibt als ZrJ_4 in der Gasphase. Für die Rißausbreitung ist unter den untersuchten Versuchsbedingungen allein die ZrJ_4 -Gasphase verantwortlich. Für den Temperaturbereich 550 bis 800°C wurden daher die kritischen ZrJ_4 -Partialdrücke ermittelt. Sie variieren zwischen 0,005 bar bei 550°C und 0,043 bar bei 800°C.

- Das Versagensverhalten der Zircaloy-Hüllrohre infolge jodinduzierter Spannungsrißkorrosion wird im wesentlichen durch zwei Prozesse bestimmt:
 - (a) plastische Kriechverformung in der gesamten Hüllrohrwand, die überwiegend während der Rißbildungsphase (Inkubationszeit) stattfindet;
 - (b) Rißausbreitung, die durch die temperaturabhängige Transportgeschwindigkeit und Adsorptionsneigung des Jods im Rißspalt beeinflusst wird. Die temperaturabhängige Kombination der beiden Prozesse, sowie zusätzliche lokale plastische Deformationen in der Umgebung der Rißfront, besonders bei 600°C, bestimmen das Verformungs- und Standzeitverhalten der Rohrproben. Das beobachtete Versagensverhalten hinsichtlich der Standzeit jodenthaltender Zry-4-Hüllrohre von 500 bis 700°C kann mit dem elastisch-plastischen Bruchmechanikmodell CEPREFAME beschrieben werden. Es enthält eine empirisch gefundene Berechnungsmethode für die Inkubationszeit (als relativer Anteil der Standzeit), sowie ein elastisch-plastisches Modell zur Beschreibung des Rißwachstums infolge Jod-SRK. Die gesamte Lebensdauer des Hüllrohres setzt sich additiv zusammen aus der Inkubationszeit für die Rißbildung und der Rißwachstumszeit. Als Abbruchkriterium des stabilen SRK-Rißwachstums dient die plastische Instabilität des Restquerschnittes vor der Rißfront. Die Inkubationszeit ist eine temperaturabhängige Funktion der Tiefe der Oberflächenschädigung und der Belastung. Sie beträgt zwischen 40 und 90% der Standzeit. Das elastisch-plastische Rißwachstumsmodell ist eine modifizierte Form des K_I -Konzeptes der linear-elastischen Bruchmechanik. Die Erweiterungen beinhalten die Berücksichtigung einer plastischen Verformungszone vor der Rißfront, die eine rechnerische Vergrößerung der Rißtiefe bewirkt, sowie einen dynamischen Korrekturfaktor der Rißgeometrie, der im wesentlichen eine Funktion der momentanen rechnerischen (= effektiven) Rißtiefe ist.

Die Rechenergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten bei 500, 600 und 700°C. Die Rißgeschwindigkeit ist bei allen drei Temperaturen eine eindeutige Potenzfunktion der Spannungsintensität vor der Rißspitze mit einem Exponenten von 4,9. Die Standzeit von jodenthaltenden as-received Hüllrohren kann mit CEPFRAME bis auf einen Faktor 2 und besser abgeschätzt werden. Die Anwendung des Modells bei Temperaturen kleiner als 500°C ist prinzipiell möglich. Wegen zunehmender Streuung der Versuchsdaten, der Gefügeumbildung durch Rekristallisation und der zunehmenden Bedeutung der Kriechverformung ist die Anwendung von CEPFRAME durch eine Temperaturobergrenze von etwa 650°C beschränkt. Das Modell erscheint geeignet in Rechenprogrammen zur Beschreibung des LWR-Brennstabverhaltens bei Störfällen implementiert zu werden.

- Die Nachuntersuchungen an den vorbestrahlten LWR-Brennstäben der G-Serie (Abbrand: 35000 MWd/t_U) wurden begonnen. Im Hinblick auf die Hüllrohrinnenkorrosion ergibt sich dabei ein ähnliches Bild wie bei den vorbestrahlten Brennstäben mit 20 000 MWd/t_U Abbrand, d.h. eine Hüllrohrinnenkorrosion erfolgt hauptsächlich in der Umgebung der Berststelle durch den eindringenden Wasserdampf. Zum Teil ist die Oxidschicht auf der Hüllrohrinnenseite dicker als die auf der Außenseite. Ein Einfluß von Spaltprodukten, insbesondere Jod, auf das Verformungs- und Berstverhalten des Zircaloy-4-Hüllrohres konnte bisher nicht eindeutig festgestellt werden.

Geplante Weiterarbeit

- Spannungsrißkorrosionsexperimente mit jodenthaltenden Zircaloy-Rohrproben in Gegenwart von UO₂: Bestimmung der kritischen Jodkonzentration.
- Nachbestrahlungsuntersuchungen und Bestimmung der Spaltgasfreisetzung an LOCA-getesteten Brennstäben.

Literatur

/1/ P. Hofmann, J. Spino:

"Chemical aspects of iodine-induced SCC failure of Zircaloy-4 tubing above 500°C", erscheint demnächst im Journal of Nuclear Materials.

06.01.06/23A Berstversuche an Zircaloy-Hüllrohren unter kombinierter
PNS 4235.4 mechanisch-chemischer Beanspruchung (FABIOLA)
(L. Schmidt, H. Lehning, D. Piel; IMF III)

Durchgeführte Arbeiten

Die Berstversuche an Zircaloy-4-Hüllrohren unter Heißstabbedingungen
- hochheizen des Hüllrohres bis zum Bersten bei konstanter Innendruckbelastung -
wurden weitergeführt. Die Versuchsreihe mit kleiner Aufheizrate (ca. 2 K/s)
wurde in Angriff genommen.

Die Temperaturverläufe werden pyrometrisch an einem Umfangspunkt der Hülle
gemessen. Zur Ermittlung der azimutalen Temperaturunterschiede werden für
jede Versuchsreihe spezielle Meßanordnungen mit Thermoelementen eingesetzt.

Erzielte Ergebnisse

Die Versuchsreihe mit kleiner Aufheizrate von ca. 2 K/s ergab die gleiche Ab-
hängigkeit zwischen Bersttemperatur und Berstdruck wie bereits bei vorange-
gangenen Versuchsreihen mit mittleren Aufheizraten. Auch die Berstdehnungen
über der Bersttemperatur haben wie bei den vorangegangenen Experimenten ein
Maximum im Übergangsbereich zum Zweiphasenbereich des Zircaloy 4 hin.

Bei der jetzt angelaufenen Testserie mit ca 20 K/s wurde bisher eine ähnliche
Tendenz festgestellt. Allerdings scheint sich abzuzeichnen, daß die Berst-
dehnungen geringere Werte erreichen.

Geplante Weiterarbeit

- Abschluß der Versuchsserie unter Heißstabbedingungen.
- Durchführung von Kriechberstexperimenten (Plateauversuche).
- Auswertung und Dokumentation der Versuchsergebnisse.

- 06.01.07 Brennstabverhalten in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverlustrstörfalles
- 06.01.07/09A Untersuchungen zum Brennstabverhalten unter gesteuerten
/10A thermohydraulischen Randbedingungen (COSIMA-Programm)
- PNS 4236.1/2) (G. Class, R. Meyder, E. Stratmanns; IRE
K. Hain, T. Vollmer, F. Brüderle;IT)

Durchgeführte Arbeiten

Wegen der Stilllegung der zentralen CALAS-Rechenanlage mußte die Meßwerterfassung und Versuchssteuerung für COSIMA von einem dezentralen Rechner übernommen werden. Der hardware-mäßige Anschluß an den Rechner und die Erprobung der software-Ausrüstung für die Meßwerterfassung und Komponentensteuerung wurden vorgenommen.

Der Fluidodynamik-Code DRUFAN-02 der GRS wurde übernommen und auf der IBM 3033/168 des KfK implementiert. Mit der Bearbeitung von COSIMA-Rechenfällen mit DRUFAN wurde begonnen.

Erzielte Ergebnisse

Nach der Umrüstung der Meßwerterfassung und Komponentensteuerung steht die Versuchsanlage gegen Ende des Berichtszeitraumes für den Experimentierbetrieb wieder zur Verfügung. Ein erster Rechenfall mit DRUFAN wurde zum Laufen gebracht.

Geplante Weiterarbeit

- Zum Problemkreis Pellet-Relocation sind noch Blowdown-Versuche zu fahren, die die Abhängigkeit vom inneren Leervolumen des Stabes klären (Versuch mit aufgeweitetem Hüllrohr, bzw. der Einsatz eines Heizers mit kleinerem Durchmesser).
- Experimente, die den Unterschied im Pellet-Relocations-Verhalten zwischen Al_2O_3 und ThO_2 -Pellets aufzeigen sollen.
- Der Einfluß der Abstandshalter auf die Thermohydraulik ist in Versuchen mit unterschiedlicher Abstandshalterposition abzuschätzen.
- Durchführung einiger Hydraulikversuche (mit abgeschalteter Stabheizung) zur Unterstützung der thermohydraulischen Analyse.
- Durchführung und Vergleich von Versuchsnachrechnungen mit den Codes RELAP4/Mod6 und DRUFAN-02.

06.01.08 In-pile-Experimente im DK-Loop des FR2

06.01.08/05A Untersuchungen zum LWR-Brennstabverhalten in der
PNS 4237 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverluststörfalles

(G. Harbauer, H. Hespeler, E. Karb, W. Legner,
W. Leiling, M. Prüßmann, L. Sepold, K.H. Wagner; IT)

Durchgeführte Arbeiten

Bis auf drei Teststäbe (Serie BSS und E) wurde die Nachbestrahlungsuntersuchung der Stäbe abgeschlossen. Die Auswertung der Versuchserien BSS und E läuft zur Zeit.

Erzielte Ergebnisse

Die weitere Auswertung der Versuchsdaten und der Nachuntersuchung der Prüflinge in den heißen Zellen hat die bisherigen Ergebnisse bestätigt: (1) Es wurde kein Einfluß der nuklearen Parameter auf die Versagensmechanismen der Brennstabhülle gefunden. (2) Die bei Vorbestrahlung Leistungsreaktor-typisch gerissenen Brennstofftabletten fallen bei radialer Hüllrohrdehnung auseinander. Bei größerer Verformung der Hülle ergibt sich durch nachrutschende Tablettenbruchstücke auch eine axiale Verlagerung des Brennstoffs. (3) Der Deformationsvorgang scheint durch das Auseinanderfallen der Brennstofftabletten nicht beeinflußt worden zu sein.

Geplante Weiterarbeit

Abschluß des Forschungsvorhabens Ende 1982.

06.01.09 Brennstabverhalten in der Wiederauffüll- und Flutphase
eines Kühlmittelverluststörfalles

06.01.09/05A Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen aufblähenden
PNS 4238 Zircaloy-Hüllen und einsetzender Kernnotkühlung
(REBEKA-Programm)
(K. Wiehr, F. Erbacher, H.J. Neitzel; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Einzelstabversuche unter He- und Wasserdampfatosphäre mit Temperatur-
plateau.
- Korrektur des Berstkriteriums bezüglich des Oxidationseinflusses auf
die Berstspannung.
- 7x7 Stabbündelversuche mit Fluten durchgeführt und Versuchsauswertung
begonnen.

Erzielte Ergebnisse

Um den Einfluß der Oxidation auf die Berstspannung im Berstmodell überprüfen zu können, wurden weitere Einzelstabexperimente bei konstanter Hüllrohrtemperatur und konstantem Innendruck während der Verformung in He- und Dampfatosphäre durchgeführt. Aufgrund der Ergebnisse wurde das Berstmodell geändert und damit die Übereinstimmung der experimentellen und theoretischen Ergebnisse verbessert.

Das Bündelexperiment REBEKA 5 mit Fluten (7x7-Anordnung) wurde durchgeführt. Alle 49 Brennstabsimulatoren waren mit Zircaloyhüllen versehen und mit Innendruck beaufschlagt. Der äußere Ring von Stäben war in diesem Experiment verformungsfähig, um eine maximale mechanische Wechselwirkung zwischen den Stabhüllen zu ermöglichen. Die zu untersuchenden Fragen waren, ob intensive Stabzu-Stab-Wechselwirkung, ein stufenloses, cosinusförmiges, axiales Leistungsprofil und/oder die Bündelgröße selbst die Dehnungen bzw. die Kühlkanalversperrung vergrößern können.

Versuchsablauf: Innendruck 70 bar He bei stationärer Bündeltemperatur von 145°C (Systemdruck 4 bar). Aufheizgeschwindigkeit ≈ 7 K/s von 145 bis 765°C. Während der Aufheizphase abwärtsgerichtete Dampfströmung von 2 m/s. Flutbeginn bei

765°C Hüllrohrtemperatur mit etwa 3 cm/s kalter Flutrate.

Die Verformung beginnt etwa 15 Sekunden vor Flutbeginn bei maximalen Innendrücker von 85 bar, Hüllrohrtemperaturplateau während der Flutphase etwa 795°C, Bersten bei etwa 68 bar und 800°C in früher Flutphase. Zeitintervall des Berstens der inneren 25 Stäbe: 25 Sekunden. Äußerer Ring der Zr-Hüllen verformte unter azimutalen Temperaturverteilungen und wird bei Vergleich mit REBEKA-3 nicht berücksichtigt.

Die mittlere maximale Berstdehnung der inneren 5x5-Stäbe beträgt 52%, die der inneren 3x3 48%; die maximale Kühlkanalversperrung 52%. Trotz etwas höherer erklärlicher maximaler Berstdehnung in REBEKA 5 ist die Kühlkanalversperrung mit 52% identisch mit REBEKA 3. Die REBEKA 5 - Ergebnisse stehen mit dem bisherigen Erkenntnisbild in Einklang. Trotz beträchtlicher mechanischer Wechselwirkung der Stäbe untereinander und des stufenlosen cosinusförmigen Leistungsprofils trat keine Vergrößerung der Kühlkanalversperrung auf. Es konnte kein Einfluß der Bündelgröße auf die Dehnung und die Kühlkanalversperrung gefunden werden.

Geplante Weiterarbeit

- Einzelstabversuche zur Weiterentwicklung des Berstkriteriums, vor allem im hohen Temperaturbereich.
- Theoretische Arbeiten zum Berstkriterium.
- 7x7-Stabbündelversuch als NRU-Referenzversuch.

- 06.01.10 Auswirkung von Kühlkanalblockaden auf die Kernnotkühlung
- 06.01.10/05A Flutexperimente mit blockierten Anordnungen (FEBA-Programm)
- PNS 4239 (P. Ihle, H. Schneider, K. Rust; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Vergleich der Ergebnisse aller Versuchsserien mit umströmten Teilblockaden im 25-Stab-Bündel (Serien I bis VI) und Auswertung insbesondere hinsichtlich der Kühlwirkung des Wasseranteils in der Zweiphasenströmung bei Flutbeginn. Transfer der Meßdaten aus den Serien I bis IV an die USNRC/RSR-Datenbank bei EG&G, Idaho Falls und an Firma Westinghouse, Pittsburgh, USA.

Erzielte Ergebnisse

Die Flutexperimente mit blockierten Anordnungen zum Kühlmittelverluststörfall eines DWR haben gezeigt, daß die Notkühlung selbst bei einer störfallbedingten Blockade von bis zu 90% in mehreren benachbarten Kühlkanälen eines Reaktorbrandelementes noch eine ausreichende Wärmeabfuhr gewährleistet. Solche extremen Querschnittsverengungen sind bei Experimenten zur Hüllrohrverformung in Stabbündeln während der Wiederauffüll- und Flutphase nicht annähernd erreicht worden (REBEKA-Programm). Die in Verformungsexperimenten gefundenen ballonartigen Aufblähungen wurden in den Flutexperimenten durch 180 mm lange Hülsen ähnlicher Form simuliert und auf neun benachbarte Stäbe aufgesetzt. Im sogenannten konservativen Sinn wurden alle Hülsen in der gleichen Bündelebene angeordnet (koplanar), um bei den jeweils angenommenen Verformungsgraden maximale Versperrung der betroffenen Kühlkanäle zu erreichen. Zusammengefaßt ergeben sich dabei folgende Kühlungsmechanismen:

Innerhalb eines blockierten Bereichs im Bündel haben die Hüllrohre von der 'Pelletsäule' abgehoben. Sie sind dadurch von der Wärmequelle thermisch teilweise entkoppelt und werden trotz reduzierten Kühlmitteldurchsatzes auf tiefere Temperaturen gebracht als unverformte Hüllrohre. Die Zentraltemperatur der Stäbe unter den abgehobenen Hüllrohren bzw. den Hülsen liegt jedoch etwas höher als im unblockierten Bündelteil (50 bis 100 K zum Zeitpunkt des Temperaturmaximums), da die Wärmeabfuhr aus dem blockierten Bündelteil aufgrund des dort reduzierten Kühlmitteldurchsatzes leicht verzögert wird.

Nach einer 90%-Blockade ergeben sich kurzzeitig Temperaturerhöhungen von bis zu 50 K an den Hüllrohroberflächen. Bei Blockadegraden von 60% und weniger sind die Hüllrohrtemperaturen auch nach der Blockade jedoch niedriger als im unblockierten Bündelteil. Im Gegensatz zur 90%-Blockade übertrifft hier der Kühlungs-

effekt durch Turbulenzerhöhung und Tropfenzerstäubung an der Blockade den Effekt der Kühlmitteldurchsatzreduktion. Diese Aussage gilt auch für zwei in axialer Richtung aufeinanderfolgende koplanare Blockaden der o.g. Formen mit zwischenliegendem Abstandshalter. Folglich sind in blockierten Bündelbereichen tiefere Hüllrohrtemperaturen zu erwarten als in unblockierten Bündeln, solange der Blockadegrad mehrerer benachbarter Kühlkanäle in einer Ebene 60% nicht nennenswert überschreitet.

Geplante Weiterarbeit

Nach Abschluß der noch ausstehenden Versuchsserien, die vorwiegend Modellentwicklern dienen, (alle Unterkanäle im 25-Stab-Bündel zu 62% bzw. 90% blockiert), werden die Ergebnisse dokumentiert und die Meßdaten für den Transfer aufbereitet. Danach wird das Vorhaben abgeschlossen.

- 06.01.16 Untersuchungen zu schweren Kernschäden
- 06.01.16/11A Oxidationsverhalten von Zircaloy-Hüllrohren bei langsamen
PNS 4254 Transienten und schweren Kernschäden
 (S. Leistikow, A.E. Aly, H.v. Berg, G. Schanz; IMF II)

Durchgeführte Arbeiten

Hochtemperatur-Oxidationsversuche an Zircaloy-4-Hüllrohrabschnitten in Wasserdampf bei 1 350 - 1 600°C. Messung der Oxidationskinetik und der oxidationsinduzierten Hüllrohrverformung. Auswertung durch Metallographie, Härtemessungen und Fraktographie. Mittels 50 Versuchen konnten in den folgenden Temperatur/Zeit-Bereichen

<u>Reaktionstemperatur</u>	<u>Reaktionsdauer</u>
T(°C)	t(min)
1350	1-60
1400	2-40
1450	2-40
1500	2-30
1550	2-15
1600	2-7

die folgenden Ergebnisse erzielt werden.

Erzielte Ergebnisse

Im gesamten Temperaturbereich ist es möglich, den eingetretenen Stoffumsatz durch eine parabolische Zeitfunktion zu beschreiben. Die gebildeten Oxidschichten sind bis zum Totalkonsum haftfest und damit schützend. In der Arrhenius-Auftragung der parabolischen Reaktionsgeschwindigkeitskonstanten gegen die reziproke absolute Temperatur finden die Ergebnisse Anschluß an die bisherigen Untersuchungen bei Temperaturen <1300°C. Die bei 1550°C auftretende Diskontinuität der linearen Funktion ist der ZrO₂-Umwandlung von der tetragonalen in die kubische Struktur zuzuschreiben. Die starke Versprödung der dem ZrO₂ benachbarten α-Zr(O)-Phase wird durch den typischen Spröbruch des oxidierten Rohmaterials angezeigt. Mikrohärtmessungen zeigten die Sauerstoffkonzentrationsprofile in der α-Zr(O)- und umgewandelten β-Phase. Dimensionsmessungen ermöglichten die Erfassung radialer und axialer Dehnungen, die unter dem Einfluß fortschreitender Oxidation auftraten.

Geplante Weiterarbeit

Ergänzende Messungen im Temperaturbereich 600 - 1 600°C während maximal 25 Stunden. Versuchsauswertung und Dokumentation.

06.01.16/10A Mechanisches und chemisches Verhalten von Zircaloy-4-Hüll-
PNS 4253 rohren und UO_2 -Brennstoff bei hohen Temperaturen
(P. Hofmann, Ch. Braun, D. Kerwin-Peck, G. Gausmann,
H. Metzger, E. Nold; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

- UO_2 /Zry-Reaktionsexperimente mit ca. 100 mm langen Brennstababschnitten zwischen 1 400°C und dem Schmelzpunkt von Zircaloy-4 (ca. 1 720°C) in Argon.
- Untersuchungen zum Benetzungsverhalten von geschmolzenem Zircaloy-4 gegenüber UO_2 im Temperaturbereich 1 800 bis 2 200°C in Schutzgas.
- Studium der chemischen Wechselwirkungen zwischen flüssigem Zircaloy und festem UO_2 .

Erzielte Ergebnisse

Die vorläufigen Versuchsergebnisse wurden in einem Bericht zusammengefaßt /1/. Das Ausmaß der chemischen Wechselwirkungen zwischen UO_2 und Zircaloy hängt entscheidend von den Kontaktverhältnissen an der UO_2 /Zry-Phasengrenze ab. Nur bei guten Kontaktbedingungen zwischen dem Brennstoff und Hüllmaterial finden ausgeprägte chemische Wechselwirkungen statt. Das Zircaloy reduziert das UO_2 unter Bildung von sauerstoffstabilisiertem α -Zr(O) und metallischem Uran. Das Uran diffundiert bzw. penetriert in das α -Zr(O) unter Bildung einer (U,Zr)-Legierung. Das Wachstum der α -Zr(O)-Phase erfolgt nach einem parabolischen Zeitgesetz. Die Reaktionsraten können daher in einem Arrhenius-Diagramm dargestellt werden. Parallel zu den kinetischen Untersuchungen wurde der Sauerstoffgradient im Hüllmaterial ermittelt (AES, EMPA). Wenn das α -Zr(O) umgewandelt ist, verschwindet der Sauerstoffgradient und die (U,Zr)-Schicht wandelt sich aus energetischen Gründen in (U,Zr)-Kavernen um.

Das Benetzungsverhalten von flüssigem Zircaloy gegenüber UO_2 hängt - neben der Temperatur - vom Sauerstoffgehalt der Zircaloy-Schmelze ab. Mit zunehmendem Sauerstoffgehalt nimmt die Benetzung zu. Gleichzeitig vergrößert sich die Kontaktfläche zwischen dem geschmolzenen Zircaloy und dem UO_2 . Die gleiche Menge Zircaloy kann daher mit zunehmendem Sauerstoffgehalt das UO_2 scheinbar schneller

chemisch auflösen. Die maximale Löslichkeit von UO_2 in geschmolzenem Zircaloy hängt von der Temperatur und dem Sauerstoffgehalt der Schmelze ab. Sauerstoffarmes Zircaloy kann mehr UO_2 lösen als sauerstoffreiches /2/.

Das UO_2 wird durch flüssiges Zircaloy chemisch aufgelöst. Je nach Sauerstoffgehalt der Schmelze und Temperatur bildet sich entweder eine homogene (U,Zr,O)-Schmelze oder ein flüssig/fest-Phasengemisch, bestehend aus einer (U,Zr,O)-Schmelze, in der $(U,Zr)O_2$ -Partikel als feste Phase dispergiert vorliegen. Beim Abkühlen zerfällt die Schmelze in α -Zr(O) und eine (U,Zr)-Legierung /2/.

Geplante Weiterarbeit

- UO_2 /Zry-Reaktionsexperimente unter oxidierenden Bedingungen.
- Ermittlung der Auflösungsgeschwindigkeit von festem UO_2 durch flüssiges Zry in Abhängigkeit der Temperatur.

Literatur

/1/ P. Hofmann, D.K. Kerwin:

"Preliminary results of UO_2 /Zry experiments under Severe Fuel Damage Conditions",

IAEA Specialists Meeting on Water Reactor Fuel Element Performance, Preston, England. March 14-19, 1982

/2/ P. Hofmann, D. Kerwin-Peck, P. Nikolopoulos:

"Physical and chemical phenomena associated with the dissolution of solid UO_2 by molten Zircaloy-4",

6th International Conference on Zirconium in the Nuclear Industry, 28 June - 1 July 1982, Vancouver, Canada

06.01.16/08A Out-of-pile Bündelexperimente zur Untersuchung
/09A schwerer Kernschäden
PNS 4251.1/2 (S. Hagen, A. Grünhagen, H. Malauschek, K.P. Wallenfels,
K. Hain, F. Brüderle, Th. Vollmer; IT/CP)

Durchgeführte Arbeiten

Die Untersuchungen zum Einfluß der exothermen Reaktionsenergie auf den Temperaturanstieg wurden fortgesetzt. In einer Serie von 6 Experimenten wurde unser üblicher Brennstabsimulator, umgeben von einem zusätzlichen Zircaloyrohr, innerhalb einer 10 cm starken Keramikfaser-Isolierung ($ZrO_2 + Al_2O_3$) aufgeheizt. Durch Variation des Anstiegs der elektrischen Leistung wurde der anfängliche Temperaturanstieg zwischen 5 und $0,3^\circ C/sec$ verändert. Hiermit sollte der Einfluß des ursprünglichen Temperaturanstiegs auf die Temperatureskalation bestimmt werden.

Die Entwurfs- und Konstruktionsarbeiten für die Haupt-Komponenten der CORA-Versuchsanlage wurden weitergeführt und mit deren Fertigung begonnen. In Vorversuchen wurden Detailentwürfe des Heizstabkonzeptes bei hohen Temperaturen erprobt und für einen 1:1 Versuch des Heizstabes eine Versuchseinrichtung entworfen. Mit ihrer Hilfe sollen u.a. die endgültigen Daten am Simulatorheizstab für die Transformatorauslegung festgeschrieben werden. Ein Gutachten über die Sicherheit der Anlage bei einer unterstellten Dampfexplosion wurde eingeholt. Das gewählte Sicherheitskonzept wurde durch dieses Gutachten erhärtet.

Erzielte Ergebnisse

Die Experimente zur Untersuchung der Temperatureskalation bei variablem anfänglichem Temperaturanstieg zeigten in allen Fällen eine deutliche Zunahme des Temperaturanstiegs. Der maximal erreichte Gradient lag bei diesem Versuch bei ca. $6^\circ C/sec$. In allen Fällen blieb die maximale Temperatur unter $2100^\circ C$. Die Begrenzung der Reaktionsenergie erfolgt durch Abfließen des geschmolzenen Zircalloys und nach unserer Vermutung durch Ausbildung einer Wasserstoffschicht auf der Oberfläche des Zirkonoxids.

Geplante Weiterarbeit

Das Temperatureskalationsverhalten wird in weiteren Einzelstab- und Bündel- experimenten untersucht. Durch Vergleich der Ergebnisse von Versuchen in Wasserdampf und Ar/O₂-Gemischen mit verstärkter axialer Temperaturmessung soll der mögliche Einfluß einer Wasserstoffschicht untersucht werden.

Die Arbeiten zur Erstellung der CORA-Anlage werden auf der konstruktiven Seite sowie mit der Abwicklung von Fertigungs- und Beschaffungsvorgängen weitergeführt.

06.01.16/07A Langzeitkühlung im stark beschädigten Core (COLD)
PNS 4250 (G. Hofmann, H. Schneider, IRB)

Durchgeführte Arbeiten

Die wichtigsten Ergebnisse der Durchführungsstudie wurden in /1/ zusammengefaßt. In einer Versuchsserie aus 111 Dryout-Versuchen wurde die Abhängigkeit der Dryout-Wärmestromdichte von der Betthöhe weiter untersucht. Daneben wurden diese Versuche bezüglich des Ortes, an dem die erste trockene Stelle im Bett auftritt, ausgewertet. Zur analytischen Beschreibung dieses Ortes wurde ein Rechenprogramm entwickelt und mit den Experimenten verglichen.

Erzielte Ergebnisse

Zur geometrischen Charakterisierung des am schlechtesten kühlbaren Zustandes eines stark beschädigten Kerns reichen die vorhandenen Anhaltspunkte zum Brennstabversagen bei hohen Temperaturen noch nicht aus. Auch die Kühlbarkeit definierter Schüttungen läßt sich noch nicht zuverlässig aussagen, so daß hier grundlegende Arbeiten insbesondere für den Fall des gleichzeitigen Kühlmittelangebotes von oben und unten erforderlich erscheinen, um eine rechnerische Modellierung zu ermöglichen. Ein Vergleich des in /2/ beschriebenen Modells mit den experimentellen Ergebnissen für Bodeneinspeisung durch Naturkonvektion zeigte erhebliche Unterschiede. Für die nur von oben mit Kühlmittel versorgte Schüttung aus 3 mm-Kugeln wurde, anders als im letzten Berichtszeitraum aufgrund weniger Experimente vermutet, keine Abhängigkeit der Dryout-Wärmestromdichte von der Betthöhe für Betthöhen > 250 mm gefunden. Es zeigte sich jedoch, daß längeres Sieden auch bei den relativ großen Teilchen eine geringfügige geometrische Umorientierung in der Schüttung und damit eine deutliche Verschiebung des Dryout nach oben verursachen kann. Die Auswertung der Experimente mit von oben gespeisten Schüttungen ergaben ein neues Verständnis des Dryout als das

Ende eines hydraulisch transienten Vorgangs, der aus einer zeitabhängigen Sättigungsänderung im Bett besteht und zeitlich vor dem ersten Auftreten von Überhitzungen liegt. Es wurde ein quasistationäres Rechenmodell entwickelt, das diesen Vorgang beschreibt und mit dem sich der Ort berechnen läßt, an dem die erste Überhitzung im Bett auftritt. Modell und Experiment führen zu ähnlichen Ergebnissen.

Geplante Weiterarbeit

Da eine Schwäche existierender Dryout-Modelle insbesondere in der Beschreibung des Druckverlustes der zweiphasigen Strömung im Bett zu liegen scheint, sollen die geplanten Experimente mit Betten bis zu 1 m Höhe auf diesen Gesichtspunkt ausgerichtet werden. Dabei werden Schüttungen mit kombinierter Flüssigkeitsversorgung von oben und unten im Mittelpunkt stehen.

Literatur

/1/ G. Hofmann, H. Schneider:

"Langzeitkühlung im stark beschädigten Core"

PNS-Jahresbericht 1981, KfK 3250 (1982)

/2/ R.J. Lipinski:

Bottom-Fed Deep Debris Bed

Adv. Reactor Safety Research Quarterly Rep., Jan.-Mrch. 81,

NUREG/CR 2238 (1982)

- 06.01.17 Untersuchungen zum Störfallverhalten fortgeschrittener
Druckwasserreaktoren (FDWR)
- 06.01.17/07A Flut- und Deformationsverhalten eng gepackter, hexagonaler
PNS 4240.1 Stabbündel
 (F.J. Erbacher, H.J. Neitzel, P. Schöffner, He. Schmidt,
 E. Vogel, K. Wiehr; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Fertigung von elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren mit cosinusförmigem axialen Leistungsprofil.
- Entwicklung und Erstellung einer Prüfvorrichtung zur Messung des lokalen elektrischen Widerstandes des Heizelements (Beurteilung des axialen Leistungsprofiles)

Erzielte Ergebnisse

Die Arbeiten im Berichtszeitraum konzentrierten sich auf den Umbau der Prüfstände (Stromversorgung, Regelung, Teststrecken, Datenerfassung) sowie die Fertigung der Brennstabsimulatoren. Es konnten daher keine Versuche durchgeführt werden.

Geplante Weiterarbeit

- Fertigung von Brennstabsimulatoren.
- Zusammenbau und Instrumentierung des 6ler Versuchsbündels.
- Berstversuche an verkürzten Einzelstäben zur Deformation von Stahlhüllrohren mit und ohne Wendelrippen.
- Bündelversuch mit Fluten an 6ler Stabbündel mit Zircaloy-Hüllrohren.

06.01.17/08A Untersuchungen zum Einfluß des Oxidbrennstoffs und der Spalt-
PNS 4242.2 produkte auf das mechanische Verhalten von FDWR-Hüllrohren
(P. Hofmann, J. Burbach, H. Metzger; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

Einaxiale Zugversuche mit korrodierten 1.4970-Flachproben im Temperaturbereich
400 bis 1 000°C.

Erzielte Ergebnisse

Es wurden Flachzugproben aus dem austenitischen Stahl 1.4970 durch Uranoxid,
dem die Spaltprodukte Cs, J und Te zugefügt waren, bei 650°C korrodiert.
Nach der Korrosion wurden Zugversuche durchgeführt und die veränderte Belast-
barkeit der korrodierten gegenüber den unkorrodierten Proben mit der gemesse-
nen Reaktionszone korreliert. Um die Änderung der mechanischen Eigenschaften
des Stahles infolge Korrosion quantitativ beschreiben zu können, wurden ein
Wirkungskoeffizient und ein Duktilitätsfaktor definiert. Der Wirkungskoeffi-
zient und der Duktilitätsfaktor wurden in Abhängigkeit von der mechanisch-
thermischen Vorbehandlung des Stahles, der Reaktivität des Korrosionsmediums,
der Korrosionstiefe, der Prüftemperatur und der Verformungsgeschwindigkeit be-
stimmt. Wie die Versuchsergebnisse zeigen, trägt die Reaktionszone in den meisten
Fällen noch zur Festigkeit der korrodierten Proben bei. Die Duktilität des korro-
dierten Hüllmaterials wird jedoch stets negativ beeinflusst /1/.

Geplante Weiterarbeit

- Untersuchung der chemischen Wechselwirkungen zwischen rostfreiem Stahl und
 UO_2 oberhalb 1 000°C.
- Zeitstandexperimente mit 1.4970-Rohrproben, die in geringen Mengen simulier-
te Spaltprodukte enthalten.

Literatur

/1/ L. Schäfer, P. Hofmann:

"Zugeigenschaften des austenitischen Stahles 1.4970 nach Korrosion mit
 UO_{2+x} und Spaltprodukten",
Jahrestagung Kerntechnik 1982, Mannheim, 4.-6. Mai 1982, S. 525-528.

06.01.17/09A Oxidationsverhalten von Edelstahl-Hüllrohren
PNS 4240.3 in Wasserdampf

(S. Leistikow, Z. Zurek, G. Schanz; IMF II)

Durchgeführte Arbeiten

Vergleichende Untersuchungen über die Kinetik der Wasserdampf-Oxidation von Rohrabschnitten des Werkstoffs Nr. 1.4970 und Zircaloy 4 von SNR-resp. LWR-Abmessungen bei 600 - 1 300°C bis zu max. 6 Stunden. Nachuntersuchungen durch Gravimetrie, Metallographie und Mikroanalytik.

Erzielte Ergebnisse

Die Untersuchungen zeigten für den Stahl ein durchweg parabolisches Verhalten der Gewichtszunahme (Sauerstoffaufnahme) als Funktion der Zeit. Demgegenüber gibt es beim Zircaloy nach anfänglich kubisch / parabolischem Wohlverhalten im Temperaturgebiet 600 - 800°C sowie bei 1 000°C den bekannten Übergang zu einer breakaway-bedingt beschleunigten, linearen Sauerstoffaufnahme. Der Vergleich der Reaktionsgeschwindigkeit von Stahl und Zircaloy zeigt für Zircaloy bei hohen Temperaturen etwa 40 % höhere Werte. Dieser Prozentsatz ist jedoch etwa derjenige, um den die Auslegungswandstärke für das schwächere Material höher zu liegen hat. Daraus folgt, daß unter der Voraussetzung der oxidativen Schädigung der Rohrmaterialien in den hier gewählten Wandabmessungen (Stahl: 500 µm, Zircaloy 4: 725 µm) ein zeitlich und temperaturabhängig ähnlicher Wandkonsum aufgrund von gravimetrischen Messungen berechnet werden konnte.

Tatsächlich zeigen metallographische Untersuchungen, daß die Sauerstoff-Diffusion dem Totalkonsum um einiges vorausseilt. So kam es beim Zircaloy schon nach der Aufnahme von 50 % der für den Totalkonsum erforderlichen Sauerstoffmenge, beim Stahl schon nach Werten um 80 %, zur vollständigen Durchdringung der Wandung.

Die zur vollständigen Oxidation führenden Reaktionen bei 1 200 - 1 300°C hatten beachtliches Schwellen der Rohrwandung zur Folge:

Beim Stahl wuchs der äußere und verminderte sich der innere Durchmesser, beim Zircaloy wuchsen beide. Die Oxidationsprodukte werden jetzt einer genaueren Analyse unterzogen.

Geplante Weiterarbeit

Oxidationskinetische Untersuchungen am ferritischen 12%Cr-Stahl Werkst. Nr. 1.4914.

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4300 - Ablauf und Beherrschung von LWR-Kernschmelzen-
unfällen

06.01.11 Reaktions-, Freisetzungs- und Aerosolverhalten
beim Kernschmelzen

06.01.11/21A Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten
PNS 4311 und Aerosolen in LWR-Containments
(H. Bunz, M. Koyro, W. Schöck; LAF I)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Die Version NAUA-Mod4 des Rechencodes wurde fertiggestellt. Sie zeichnet sich durch größere Flexibilität aus, so daß verschiedenartige Fälle ohne Eingriff in das Programm gerechnet werden können. Dies gilt insbesondere für die Eingabe der Quellfunktionen und der thermodynamischen Randbedingungen. Auch ist es jetzt möglich, Mehrcompartmentrechnungen in einem Rechenjob durchzuführen.

Die Version Mod4 wurde Ende März 1982 an die USNRC übergeben; dabei fand ein Benutzerworkshop in Palo Alto, CA, statt, an dem zahlreiche Vertreter von Organisationen in den US teilnahmen.

Die Rechnungen zur FK 2 wurden abgeschlossen. Es ergab sich ein Gesamtrückhaltungsfaktor für Aerosole von 140 im Vergleich zu 4 der DRS. Der Fortschritt wurde durch Mitberücksichtigung des Aerosolabbaus im Ringraum und im Hilfsanlagegebäude erzielt.

Die Planung für das Demonstrationsexperiment zum natürlichen Aerosolabbau wurde begonnen. Eine Aufteilung der Arbeitspakete unter Battelle, Frankfurt, KWU, EIR und KfK/LAF I wurde vorgenommen. KfK/PNS wird zusammen mit GRS/FB die organisatorische Koordinierung abwickeln. Die Vorplanung der Aerosolmeßtechnik und der Aerosolerzeugung wurde abgeschlossen. Vorbereitende Arbeiten laufen an. Daneben wird die Versuchsplanung mit allen Beteiligten weiter diskutiert.

Geplante Weiterarbeit

Die Arbeiten für das Demonstrationsexperiment haben Vorrang. Je nach Erfordernis werden daher die anderen Arbeiten zurückgestellt.

06.01.11/23A Konstitution und Reaktionsverhalten von LWR-Materialien
PNS 4314 beim Coreschmelzen
 (H. Holleck, A. Skokan, E. Nold, G. Reiser,
 G. Schlickeiser; IMF)

Durchgeführte Arbeiten

Differentialthermoanalytische Untersuchungen im System U-Zr-O im Temperaturbereich von 1 500 bis 2 000°C.

Erzielte Ergebnisse

Die in früheren isothermen Untersuchungen ermittelte eutektische Temperatur im quasibinären Teilsystem U- α -Zr(O) konnte durch die DTA-Untersuchungen mit leichten Abweichungen bestätigt werden. Die Auswertung der Schmelzproben zur Überprüfung der eutektischen Zusammensetzung in diesem Teilsystem ist noch nicht abgeschlossen.

Geplante Weiterarbeit

- Fortführung der Konstitutionsuntersuchungen im System U-Zr-O.
- Untersuchungen zur Freisetzung von Komponenten und Verbindungen in der Betonwechselwirkungsphase.
- Untersuchungen an abgebrannten LWR-Brennstoffen zum Reaktions- und Freisetzungsverhalten.

06.01.11/24A Materialkundliche Untersuchungen im Rahmen der
PNS 4317 BETA-Experimente
(A. Skokan, V. Schauer, H. Janzer, Ch. Braun; IMF I)

Durchgeführte Arbeiten

Erweiterte theoretische Abschätzung von thermochemischen Daten der für die Wechselwirkung Kernschmelze-Schwerbeton (eisenoxidhaltig) relevanten chemischen Reaktionen, u.a. auch Betrachtung der Metalloxidation durch CO_2 .

Experimentelle Voruntersuchungen zur analytischen Bestimmung der Gaszusammensetzung.

Erzielte Ergebnisse

Die für den Code "WECHSL" benötigten thermochemischen Daten aller relevanten Reaktionen wurden erarbeitet und zusammengestellt. Hierfür wurden die Reaktionen zwischen Zr, Cr, Fe einerseits und H_2O , CO_2 und Fe_3O_4 andererseits berücksichtigt. Experimentelle Ergebnisse liegen noch nicht vor.

Geplante Weiterarbeit

- Experimentelle Untersuchungen zur Wechselwirkung von Schwerbeton mit metallischer Kernschmelze.
- Materialkundliche Untersuchungen an thermitischen Schmelzproben.

06.01.11/25A Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung
PNS 4315 von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen
(H. Albrecht, K. Nolte, V. Prech, K.H. Simon, H. Wild;IRCH)

Durchgeführte Arbeiten

Es wurden 5 Freisetzungsexperimente durchgeführt; im einzelnen ging es dabei um:

- a) Eine verbesserte Bestimmung des Freisetzungsverlaufes von Ru als Funktion der Temperatur und der Zeit (die bisherigen Ergebnisse lagen im Bereich der Nachweisgrenze und waren daher nur als obere Grenzwerte anzusehen).

- b) Die Freisetzung der Spaltprodukte Ce, Zr und Nb im Temperaturbereich 2400 - 2700°C.
- c) Die Freisetzung der Elemente Zr, Nb, Sn, Cr, Sb, Fe und Co aus dem Hüllrohr (Zircaloy) im Temperaturbereich 2400 - 2700°C.
- d) Die Freisetzung der Spaltprodukte Te, Sb und Ru während der Wechselwirkung der Corium-Schmelze mit Beton in Luft. Die Schmelze befand sich dabei zunächst in einem ZrO₂-Tiegel; dieser brach bei 2400°C nach unten durch, wodurch die Schmelze mit dem Beton in Kontakt kam. Sie wurde anschließend noch für 6,2 min induktiv nachbeheizt.
- e) Das Freisetzungsverhalten von CsJ im Temperaturbereich 1200 - 2000°C.

Erzielte Ergebnisse

- a) Nach 6,5 min bei 2450°C betrug die integrale Ru-Freisetzung in Wasserdampf nur 0,0003%, was einer Freisetzungsrate von < 0,0001% pro min bei 2400°C entspricht. Dieser Wert liegt um eine Größenordnung niedriger als bisher angenommen.
- b) In beiden Versuchen lag die Schmelzguttemperatur für 2 min $\geq 2600^{\circ}\text{C}$ und für ca. 0,5 min bei $2750 \pm 100^{\circ}\text{C}$. Dabei wurde offensichtlich die Siedetemperatur der metallischen Schmelzgut-Bestandteile überschritten, denn am Beginn der Transportstrecke waren Schmelzenspritzer zu finden, die sonst nicht auftraten, die nun aber eine stark überhöhte Freisetzung vortäuschen. Der aerosolförmige Anteil der Freisetzungserzeugnisse, der bis zu den Meßfiltern transportiert wurde, war dagegen um bis zu drei Größenordnungen kleiner. Die folgende Tabelle enthält die gemessenen Freisetzungswerte in (%), wobei für jedes Element auch angegeben ist, ob es sich um die Freisetzung aus dem Brennstoff (B) oder aus der Hülle (H) handelt.
- c)

<u>Element</u>	<u>Transportstrecke</u>	<u>Meßfilter</u>
Ce (B)	0,55	0,05
Zr (H)	0,86	0,0012
Zr (B)	0,97	0,0015
Nb (H)	3,69	0,022
NB (B)	2,01	0,007
Sn (H)	17,0	17,8
Sb (H)	16,0	17,7
Cr (H)	10,1	2,06
Fe (H)	4,96	1,64
Co (H)	5,76	1,33

- d) Die Ergebnisse deuten darauf hin, daß zu Beginn der Wechselwirkung Schmelze/Beton bei den untersuchten Elementen keine drastische Änderung der Freisetzungsraten eintritt. Im Vergleich zu Versuchen in einer Wasserdampf-Atmosphäre war die integrale Freisetzung für Te und Sb niedriger, für Ru dagegen deutlich höher. Die quantitative Auswertung ist noch nicht abgeschlossen.
- c) Nach einer etwas höheren Freisetzung von J im Temperaturbereich von 1200 bis 1400°C zeigen J und Cs bis etwa 2000°C die gleichen Freisetzungsraten. Das läßt darauf schließen, daß das im Fissium enthaltene CsJ bis weit über seinen Siedepunkt (1280°C) stabil bleibt und auch als solches freigesetzt wird.

Geplante Weiterarbeit

- Weitere Versuche zur Freisetzung während der Schmelze/Beton-Wechselwirkung,
- systematische Untersuchungen zum chemischen Verhalten von J, Cs und Te während und nach der Freisetzung.

06.01.12 Untersuchungen zur Wechselwirkung von Stahlschmelzen
mit Beton

06.01.12/20A Ausbreitung von Stahlschmelzen im Beton -
PNS 4325 Bestimmung der Schmelzfrontausbreitung
(S. Hagen, A. Grünhagen, H. Malauschk, K.P. Wallenfels; IT)

Durchgeführte Arbeiten

Im Berichtszeitraum wurde die Erprobung des Meßverfahrens für die Bestimmung der Temperaturverteilung und der Schmelzfrontausbreitung fortgesetzt. Hierfür wurden die üblichen Thermit-Schmelzversuche durchgeführt: Mit 100 kg Thermit in Tiegeln von US-Geometrie (100 cm hoch, 60 cm \emptyset ; Kaverne: 50 cm Tiefe, 40 cm \emptyset) und 300 kg in BETA-Geometrie (300 cm hoch, 110 cm \emptyset ; Kaverne: zylindrischer unterer Bereich 38 cm \emptyset , 75 cm Tiefe; konischer oberer Bereich 38 cm \emptyset + 83 cm \emptyset , 70 cm Tiefe).

Es wurde die Verwendbarkeit von Thermoelementen (Ni-Cr-Ni mit Inconel-Mantel) von 0,5 mm Durchmesser erprobt. Der Querschnitt ist bei diesen Thermoelementen gegenüber den 1 mm starken um den Faktor 4 geringer. Dies bringt einen deutlichen Vorteil in bezug auf höhere Wärmeleitfähigkeit des TE's im Vergleich zum Beton. Ferner wurde die Verwendung von Lichtleitern für die Bestimmung der Schmelzfrontausbreitung erprobt. Hierfür wurde die Stirnfläche der Lichtleiter verschieden tief in den Beton einbetoniert. Der Lichtleiter signalisiert die Ankunft der Lichtfront. Dieses Verfahren wird nicht durch Induktionsfelder beeinflusst.

Erzielte Ergebnisse

Die Versuche mit 0,5 mm Thermoelementen in US- und BETA-Tiegeln haben gezeigt, daß diese sehr dünnen Mantelthermoelemente mit Erfolg in großen Betoneinheiten positioniert werden können.

Der Vergleich der Schmelzfrontausbreitung mit Lichtleitern und Thermoelementen hat gezeigt, daß auch die Lichtleiter für die Schmelzfrontausbreitung geeignet sind. Die Schwankungen in der Zeitbestimmung sind größer als beim Thermoelementverfahren. Die Unabhängigkeit vom Induktionsfeld läßt es aber als Ersatzverfahren verwendbar erscheinen.

Geplante Weiterarbeit

Die vorgesehenen Verfahren sollen an Tiegeln erprobt werden, die den späteren endgültigen BETA-Tiegeln entsprechen.

06.01.12/21A Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen
PNS 4323 und Beton

(D. Perinič, M. Hespeler, B. Kammerer, U. Kirchhof,
H. Lukitsch, A. Mack, N. Paroth, H. Wleklinski; IT)

Durchgeführte Arbeiten

- Konzipierung, Planung und Bau der Versuchsanlage BETA für Experimente zur Wechselwirkung zwischen Stahlschmelzen und Beton.
- Entwicklung und Beschaffung der Anlagenmeßtechnik.
- Planung, Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Vorversuchen.
- Koordination der Baumaßnahmen einschl. des Genehmigungsverfahrens.

Erzielte Ergebnisse

Die Anlagenkomponenten sind zum größten Teil geliefert und werden bei KfK bis Montagebeginn zwischengelagert.

Zur Erprobung der Thermitgießanlage wurde bei der Lieferfirma ein Abgießversuch mit 1000 kg Thermitmasse durchgeführt. Aufgrund der Ergebnisse kann die Thermitgießanlage ohne größere Modifikationen in die BETA eingebaut werden.

Die Spezifikation für die Abgasstrecke wurde erstellt. Von den angeschriebenen Firmen liegen 2 Angebote vor. Aus Kostengründen wurde das vorliegende Konzept des Abgassystems verworfen. Anstatt zwei Abgasleitungen mit einer Sicherheitsarmatur wurde im neuen Konzept nur eine Abgasleitung ohne Sicherheitsorgan vorgesehen. Diese Leitung muß jedoch aus Sicherheitsgründen einen freien Strömungsquerschnitt von 400 mm \emptyset haben.

Die Tiegelaufnahme wurde konstruiert und die Montagefolge festgelegt.

Die Tiegelform einschl. Transporteinrichtungen wurden fertiggestellt und abgenommen.

Die Erstellung der Fertigungsunterlagen und die TÜV-Prüfung für die Tauchsondenanlage sind abgeschlossen. Die Anlage befindet sich in der Fertigung.

Die Tiegelwaage wurde vom AN umgebaut, um die geforderte Meßgenauigkeit zu erreichen. Die Abnahme erfolgte am 9.6.1982.

Aufgrund der Meßergebnisse beim 1 000 kg Thermitversuch wurde ein Zweifarbenpyrometer für die Gießstrahltemperaturmessung ausgewählt und beschafft.

Schaltpläne für die Instrumentierung der BETA-Versuche sind entworfen. Die Bestückung des Schaltwartenpultes wurde festgelegt und der Beschaffungsvorgang wurde eingeleitet. Verschiedene Meßeinrichtungen (Druck, Durchfluß, Tiegelüberwachung) wurden beschafft und getestet.

Im Berichtszeitraum wurden zur Entwicklung der Meßtechnik und der Tiegeltechnologie drei BETA-Vorversuche durchgeführt, zwei davon im Maßstab 1:1.

Bei Versuch M102 waren Tiegel und Abdeckhaube im BETA-Maßstab bzw. Volumen ausgeführt. Das Abgas wurde über eine 10 m lange temperaturngeschützte Leitung abgeführt. Die feuerfeste Auskleidung der Abgasstrecke machte bei der Herstellung besondere Schwierigkeiten, deshalb verzögerte sich auch die Anlieferung um ca. ein halbes Jahr. Ziele des Versuchs waren die Erprobung der Tiegelbewehrung, der Tiegelbruchüberwachung, der Haubendruckmessung, des Periskopkühlers mit Quotientenpyrometer, zweier Periskopattracten, der feuerfesten Abgasstreckenauskleidung und der Gasmessung der Firma KWU Erlangen. Die Versuchsauswertung konnte noch nicht durchgeführt werden.

Versuch US5 diente nach vorangegangenen Kaltversuchen der Erprobung einer Thermitdosiereinrichtung. Damit sollte durch Nachrieseln des Thermitpulvers die Schmelze länger flüssig gehalten werden. Es wurden deshalb 10 kg im Tiegel gezündet und 75 kg Thermitpulver aus dem Behälter nachgerieselert. Die Anordnung hat sich bewährt.

Bei Versuch M103 wurden ca. 100 kg Thermitpulver im Tiegel gezündet und ca. 900 kg Thermitpulver sollten aus der bei Versuch US5 getesteten Thermitdosiereinrichtung mit Behälter nachrieseln. Der Versuch begann wie geplant, aber nachdem ca. 120 kg Thermitpulver nachgerieselert waren, setzte sich die Dosiereinrichtung zu. Ursache war der aus dem Tiegel austretende Wasserdampf, der im Thermitpulverbehälter kondensierte. Der Versuch muß wiederholt werden.

Nach Erteilung der Teilgenehmigung für alle Rohbauten konnten die Bauarbeiten planmäßig in der 7. KW 1982 beginnen. Durch unvorhergesehene Schwierigkeiten bei der Grundwasserhaltung für die beiden Gruben (Induktor, Kondensatorbatterien) mußten alle Folgetermine um bis zu 3 Wochen verschoben werden. Seither bewegen sich die Bautätigkeiten in den festgesetzten Zeitvorgaben. Zum Ende des Berichtszeitraumes werden die Rohbauarbeiten weitgehend abgeschlossen sein. Inzwischen wurde von der Behörde sowohl die Bau- als auch die wasserrechtliche Genehmigung erteilt.

Geplante Weiterarbeit

Weiterverfolgung der beschriebenen Arbeiten.

06.01.12/22A Hydrodynamische und thermische Modelle zur Wechselwirkung
PNS 4331 einer Kernschmelze mit Beton
 (M. Reimann, S. Stiefel; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Erweiterung von WECHSL für Schwerbeton
- Berechnungen für die schwedische SWR-Anlage Barsebäck
- Programmierarbeiten für das PNS-Jodmodell.

Erzielte Ergebnisse

Der Rechencode WECHSL wurde erweitert, um auch das Aufschmelzen von Schwerbeton mit einem beträchtlichen Gewichtsanteil von Fe_3O_4 berücksichtigen zu können. Die in die metallische Schmelze eintretenden Fe_3O_4 -Tröpfchen bewirken eine direkte Aufoxidation der Komponenten der metallischen Schmelze in der Reihenfolge Zr, Cr, Fe, Ni unter Bildung von FeO. Daneben wurden durch die aus dem Beton freigesetzten Gase H_2O und CO_2 die Metallkomponenten Zr, Cr, Fe unter Bildung von H_2 und CO oxidiert. Diese brennbaren Gase werden durch das Fe_3O_4 , das durch die oxidische Schicht der Kernschmelze erschmolzen wird, zum Teil wieder zu H_2O und CO_2 unter Bildung von FeO umgewandelt.

Durch die Verwendung von Fe_3O_4 -haltigem Schwerbeton kann die Abgabe der brennbaren Gase H_2 und CO von der Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter reduziert werden. Außerdem wird die metallische Schmelze im Verlauf des ersten Tages der Betonwechselwirkung vollständig in oxidische Komponenten überführt.

Für die schwedische SWR-Anlage Barsebäck wurden im Rahmen des FILTRA-Projektes Berechnungen zum Kernschmelzenunfall durchgeführt. Nach Versagen des RDB fließt die Kernschmelze in eine Betonkaverne ab und tritt mit einer Stahltür in Kontakt. Mit einer vereinfachten Version von SYMROT wurde Krustenbildung, instationäre Wärmeleitung in der Kruste und der Stahltür und schließlich das Aufschmelzen der Stahltür behandelt. Es wurden Standzeiten der Stahltür von wenigen Sekunden ermittelt.

Nach dem Einfließen der Kernschmelze in die Kondensationskammer wurde die Betonzerstörung mit WECHSL berechnet, wobei die Schmelze mit Wasser überschichtet ist. Es bilden sich rasch massive Krusten an der Unterseite der metallischen Phase aus, die die Betonzerstörung in vertikaler Richtung behindern, so daß die Schmelze sich bevorzugt in radialer Richtung ausbreitet.

Bei Begrenzung der Schmelze durch radiale Ausmauerung mit hochschmelzendem Material tritt ein pulsierendes Erstarren und Wiederaufschmelzen der Metallkruste auf.

Geplante Weiterarbeit

Entwicklung von physikalischen Modellen.

Voraus- und Nachrechnung von Simulationsexperimenten.

Weitere Berechnungen für die Auswirkung eines KSU.

06.01.12/23A Modellentwicklungen zur analytischen Beschreibung
PNS 4334 von Kernschmelzenunfällen
 (H. Alsmeyer, K. Dres; IRB)

Durchgeführte Arbeiten

- Experimente zum Strömungs- und Wärmeübergangsverhalten in simulierten Kernschmelzen bei Existenz von Krusten.
- Aufbau und Erprobung eines Modellexperiments zur Untersuchung der Krustenbildung in 2-komponentigen Schmelzen bei Nachwärmesimulation.

Erzielte Ergebnisse

In der späten Phase des KSU sind die Bildung und das Verhalten von Krusten der erstarrenden metallischen und oxidischen Komponenten von großer Bedeutung. Neben der außerordentlich starken Rückwirkung auf den Wärmeübergang aus der Schmelze an den Beton bei Vorhandensein von Krusten ist zu erwarten, daß die Gasproduktion deutlich vermindert wird. Insbesondere kann mit einer Reduzierung der Wasserstoffbildung gerechnet werden, da die Einstellung des chemischen Gleichgewichts bei der Wasserdampfproduktion/Metalloxidation durch die wesentlich langsamer ablaufende Gas-Feststoffreaktion behindert ist.

Die Modellexperimente untersuchen den Wärmeübergang bei Vorliegen von Krusten. Dabei wird - basierend auf früheren experimentellen Arbeiten - angenommen, daß Krusten, die sich über horizontalen Flächen bilden, Löcher zum Abströmen der aus dem Beton freigesetzten Gas enthalten. Hingegen sind senkrechte Wände von einer gasundurchlässigen Kruste bedeckt. Das Gas entweicht hier zwischen Kruste und aufschmelzendem Beton. Die Modellexperimente, die zuerst mit Wasser als Modellflüssigkeit für eine niederviskose Schmelze durchgeführt werden, zeigen, daß der flächengemittelte Wärmeübergang in weiten Grenzen unabhängig von der Zahl der gasenden Löcher ist und allein vom Gasstrom abhängt. Bei horizontalen Krusten ist die Wärmeübergangszahl proportional zu $Re^{0,4}$, wo Re mit dem Gasvolumenstrom gebildet ist und unabhängig von der treibenden Temperaturdifferenz. Der Wärmeübergang an eine senkrechte Kruste, die unter den genannten Bedingungen in Kontakt mit einer gasdurchströmten Flüssigkeit steht, stimmt praktisch mit dem Wärmeübergang an die horizontale Fläche überein. Dies bedeutet, daß der Wärmeübergang dominant durch die Rührwirkung der Gasblasen über der Kruste bestimmt wird, wogegen der Ablösevorgang der Gasblasen für den flächengemittelten Wärmeübergang von untergeordneter Bedeutung ist.

Die zur Zeit laufenden Experimente mit hochviskosen Flüssigkeiten klären den Einfluß der Prandtl-Zahl auf den Wärmeübergang, so daß Übertragung der Experimente auf die verschiedenen Komponenten der Kernschmelze möglich wird.

Zur Klärung der Krustenbildungsprozesse in der späten Phase eines Kernschmelzenunfalls wurde ein Versuchsstand für Modellexperimente aufgebaut. Dabei simuliert Trockeneis den gasfreisetzenden Beton, Wasser und überschichtetes

Öl die Kernschmelze mit metallischer bzw. oxidischer Phase. Durch Anordnung eines Heizgitters in der Ölschicht gelingt die Simulation von Nachwärme in der Oxidphase. Die ersten Untersuchungen zeigen, daß mit diesem Experiment bei hinreichend großer Geometrie das Krustenverhalten über lange Zeiträume studiert werden kann, wobei die Nachwärmeleistung als Parameter zu handhaben ist.

Geplante Weiterarbeit

- Fortführung der Wärmeübergangsmessungen bei gasdurchströmten Kusten.
- Untersuchung der Krustenbildung und Krustenstabilität bei nachbeheizten mehrkomponentigen Schmelzen.

06.01. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON KKW

PNS-Teilprojekt 4400 - Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und
Reduktion der Strahlenbelastung

06.01.14 Abluftfilterung an Reaktoren

06.01.14/13A Bestimmung der ^{131}I -Komponenten in der Ab- und
PNS 4414 Fortluft von Siedewasserreaktoren
(H. Deuber; LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

Kontinuierlicher Betrieb von diskriminierenden Iodsammlern in der Kaminfortluft und den folgenden Hauptabluftströmen eines Siedewasserreaktors (SWR4):

- Reaktorgebäudeabluft
- Reaktorgebäudeabluft (Aufbereitungstrakt)
- Betriebsgebäudeabluft
- Digestorien- und Gloveboxabluft
- Maschinenhausabluft

Zeitweiser Betrieb von diskriminierenden Iodsammlern in den folgenden Abluftströmen:

- Stopfbuchsabsaugung
- Ringspaltabsaugung
- Abgas

Erzielte Ergebnisse

Die in der Kaminfortluft und in den Hauptabluftströmen erzielten Ergebnisse entsprechen den im ersten Meßhalbjahr gefundenen Werten:

In der Kaminfortluft war der Anteil des radiologisch entscheidenden elementaren ^{131}I geringer als der des organischen ^{131}I . Die Reaktorgebäudeabluft war die Hauptquelle für das in die Umgebung freigesetzte elementare ^{131}I .

bei einer Teilchengröße zwischen 1 und 10 μm erreicht. ($n \geq 97\%$)

Geplante Weiterarbeit

Zu 1: Die Arbeiten werden mit neuen Eingangsdaten fortgesetzt sobald diese belastbar aus laufenden Arbeitsprogrammen anfallen.

Zu 2: Die Untersuchungen an Metallfaserfiltern werden unter Variation von Druck und Feuchte und Kombination des Einflusses von Druck, Temperatur und Feuchte weitergeführt. Die Ganzmetall-Vorfilter werden weiter auf teilchengrößenspezifische Abscheidegrade und Masseneinspeicherungsfähigkeit bei unterschiedlichen Fasern ausgewertet.

06.01.14/15A Studium des Verhaltens von Schwebstofffiltern unter
PNS 4416 hoher Temperatur, Luftfeuchte und erhöhtem Differenzdruck
(V. Rüdinger, T. Tran Anh; LAF II)

Durchgeführte Arbeiten

1. Verbesserung der Feuchtemeßtechnik und Untersuchung des Druckverlustes von Schwebstofffiltern unter hoher relativer Feuchte:

Zum Verhalten von Schwebstofffiltern der Klasse S unter der Einwirkung von hoher Feuchte wurden drei weitere Dauertests durchgeführt. Dabei wurden zwei im praktischen Betrieb auf etwa 600 Pa vorbeladene Schwebstofffilter in konventioneller Faltung mit Holzrahmen und ein neues Filterelement mit Metallrahmen für erhöhte Temperaturen mit Luft bis 100 % r.F. und zum Versuchsende mit Nebeltröpfchen beaufschlagt.

2. Prüfung der Belastbarkeit von Schwebstofffiltern gegenüber erhöhtem Differenzdruck unter Raumluftbedingungen:

Eine dritte Versuchsserie zur Prüfung der mechanischen Belastbarkeit von handelsüblichen und modifizierten Schwebstofffilterelementen am Los Alamos National Laboratory wurde vorbereitet.

3. Planung und Bau einer Prüfanlage zur kombinierten Beanspruchung von Schwebstofffiltern durch erhöhten Differenzdruck, hohe rel. Feuchte und/oder hohe Temperatur:

Die Detailplanung der Prüfanlage BORA wurde begonnen. In diesem Rahmen erfolgt eine Überarbeitung der Konstruktion mit dem Ziel der weiteren Reduktion der Kosten.

Erzielte Ergebnisse

Zu 1: Bei den beladenen Filtern stieg der Druckverlust bei Nennvolumenstrom auf etwa 1500 Pa an. Das Einsprühen von Wassertröpfchen erhöhte den Druckverlust auf etwa 6 kPa und verursachte das Versagen der Filter. Beim unbeladenen Metallrahmenfilter ergab sich ein niedrigerer Druckverlust bei 100 % r.F.. Die Beaufschlagung mit Nebeltröpfchen führte ebenfalls zu einem sprunghaften Anstieg des Druckverlustes. Aufgrund seiner Konstruktion trat das Versagen bereits bei 3,5 kPa ein. Die Schadensformen beider Filtertypen entsprechen denen der Belastbarkeitstests bei hoher Strömungsgeschwindigkeit. Die Schadenseintritte lagen jedoch bei etwa den halben Differenzdrücken.

Geplante Weiterarbeit

- Das neue Verfahren zur Prüfung des Abscheidegrades unter Störfallbedingungen wird bei Umgebungsbedingungen erprobt und mit Standardprüfverfahren verglichen.
- Die Untersuchung des Differenzdruckverhaltens von Schwebstofffiltern bei hohen Feuchten wird weitergeführt.
- Die Durchführung der 3. Testserie am Prüfstand des LANL ist für das 3. Quartal vorgesehen.
- Die Realisierung der Prüfanlage BORA wird in Angriff genommen.

06.02. SICHERHEIT UND UMGEBUNGSSCHUTZ VON WIEDERAUFARBEI-
TUNGSANLAGEN

PNS-Teilprojekt 4500 - Sicherheit der Wiederaufarbeitung

06.02.01 Störfallanalysen für die große Wiederauf-
arbeitungsanlage (WAA)

06.02.01/08A Störfallablaufanalyse für die Abgasreinigung
PNS 4513 der großen Wiederaufarbeitungsanlage
(K. Nagel, H. Wenzelburger, G. Weber, S. Fenyi; IDT)

Durchgeführte Arbeiten

- Es wurde ein Freisetzungsbäum für das von PSE I vorgeschlagene simulative Freisetzungsmodell der Anlage PASSAT erstellt.
- Es wurden Fehlerbäume zum TOP-Ereignis Ausfall einer Barriere der Anlage PASSAT erstellt.
- Die physikalischen Abhängigkeiten aufgrund experimenteller Ergebnisse wurden dargestellt.

Erzielte Ergebnisse

- Die Transportzellen der Barrieren Naßabscheider, Schwebstofffilter und Jodfilter der Anlage PASSAT wurden entsprechend dem zugrunde liegenden Rechenprogramm programmiert.
- Es wurden zwei Freisetzungspfade des Freisetzungsbäum entsprechend den Schadstoffströmen Jod bzw. Aerosolen ausgewählt und detailliert untersucht.
- Im analytischen Freisetzungsmodell wurde für eine Einzelbarriere die Verteilungsfunktion der Schadstoffmenge zu einem beliebigen Zeitpunkt berechnet:
 - a) wenn die Schadstoffmenge linear und allgemeiner
 - b) monoton zunimmt.

Geplante Weiterarbeit

- Verfeinerung der physikalischen Modelle für die Filter von PASSAT.
- Berechnung weiterer Freisetzungspfade aus dem Freisetzungsbäum für PASSAT-
- Anwendung des analytischen Ein-Barrierenmodells auf die Filter von PASSAT.

06.03. EINDÄMMUNG VON FOLGESCHÄDEN

PNS-Teilprojekt 4800 - Verhalten, Auswirkungen und Beseitigung
freigesetzter nuklearer Schadstoffe

06.03.01 Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens
biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt

06.03.01/07A Untersuchung des physikalischen und chemischen Verhaltens
PNS 4812 biologisch besonders wirksamer Radionuklide in der Umwelt
Pu, Am und Cm
(H. Schüttelkopf, G. Hefner, J. Hiller, M. Pimpl; HS)

Durchgeführte Arbeiten

- Die Analysenverfahren für Pu, Am und Cm wurden für alle aus dem Gewächshaus zu erwartenden Pflanzenmaterialien überprüft und optimiert.
- Die Emissionen von Pu mit Abgas und Abwasser aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe wurden monatlich gemessen.
- Versuche zur Erhöhung der Mobilität von Pu, Am und Cm in Erdzylindern wurden weitergeführt.
- Vorbereitende Arbeiten für die Messung von Transferfaktoren im Gewächshaus wurden durchgeführt.
- Arbeiten zur konventionellen Bodenanalytik wurden weitergeführt.

Erzielte Ergebnisse

- Insgesamt 20 Bodenkerne von 30 cm Durchmesser und 80 cm Länge wurden ungestört aus 9 verschiedenen landwirtschaftlich wichtigen Bodenflächen entnommen. Diese wurden an der Oberfläche mit Pu, Am und Cm kontaminiert und anschließend ca. 6 Monate mit Lösungen solcher Komplexbildungsmittel gesossen, die biologisch abbaubar sind. Dadurch soll erreicht werden, daß die Aktiniden in tiefere Erdschichten verdrängt werden und die oberste, für die Landwirtschaft relevante Schicht, dekontaminiert wird.

- Zur Pflanzenaufzucht auf kontaminierten Böden können die in der Landwirtschaft und im Gartenbau üblichen Arbeitstechniken nicht verwendet werden. Es wurde deshalb mit Pflanzungen auf nicht kontaminiertem Boden begonnen, um spezielle Techniken des Pflanzenausbaus zu erarbeiten, die später für kontaminierte Böden eingesetzt werden können.

Geplante Weiterarbeit

Die Messung der Freisetzungen aus der WAK und die Bestimmung der Aktinidenkonzentration in der Umgebung der WAK werden fortgesetzt. Neben der Durchführung von Laborexperimenten zur Erhöhung der Mobilität von Aktiniden im Boden wird mit der Messung von Transferfaktoren begonnen. Die Arbeiten zur konventionellen Bodenanalytik werden fortgeführt und vertieft.

- 06.03.02 Untersuchung zum atmosphärischen Ausbreitungsverhalten
nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich
- 06.03.02/15A Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver
PNS 4822 Schadstoffe im regionalen Bereich (über 15 km Entfernung)
(W. Hübschmann, P. Thomas, S. Vogt; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Vom 12. bis 17. Mai 1982 wurde eine Tetroonflugkampagne durchgeführt. Es wurden 5 Flüge vom Rohrbacher Hof (Ostseite der Rheinebene bei Bruchsal) bei NO-Wind, 3 Flüge von Minfeld (Westseite in der Pfalz) bei SW-Wind mit Radar verfolgt. Bei allen acht Flügen wurden Transponder verwendet und infolgedessen Flugweiten von 50 bis 80 km erreicht, bei Flughöhen von 400 m im Mittel. Damit erfüllten die Transponder die in sie gesetzten Erwartungen. Vier der acht Transponder wurden zurückgesandt.

Erzielte Ergebnisse

Die 29 Tetroonflüge der PUKK-Meßkampagne im September/Okttober 1981 wurden teilweise ausgewertet. Aus einer der aufeinanderfolgenden Flugserien wurde der horizontale Ausbreitungsparameter σ_y berechnet; die Steigung der Kurve - sie beschreibt die Zunahme der Breite einer Abluftfahne - entspricht etwa derjenigen bei Kategorie D, wie sie für kürzere Entfernungen im KfK und für größere Entfernungen auch von anderen Institutionen ermittelt wurde.

Geplante Weiterarbeit

Sobald die vollständigen Meßdaten der PUKK-Kampagne vorliegen, werden die gemessenen Trajektorien mit den aus dem Windfeld ermittelten verglichen.

Es werden Informationen über solche Radargeräte gesammelt, die mit Transpondern arbeiten können. Diese Informationen dienen der möglichen Auswahl eines zu beschaffenden Radars.

06.03.02/16A Ausbreitungsmodelle für besondere meteorologische
PNS 4824 Situationen
 (W. Hübschmann, K. Nester; HS)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Ein geplanter Ausbreitungsversuch mit SF₆ als Tracer, der mit Unterstützung des JRC Ispra (Probeauswertung) durchgeführt werden sollte, mußte wegen zu ungünstiger Wetterlage während der vorgesehenen Zeit aufgegeben werden.

Die Ausbreitungsversuche, welche bei sehr labiler Wetterlage (Kategorie A z.T. Schwachwindlage) durchgeführt worden sind, konnten mit dem bisherigen Rechenmodell (gerade, horizontale Fahnenachse) nicht zufriedenstellend ausgewertet werden. Nach einem Vorschlag von Lamb wurde ein anderes Modell entworfen und programmiert. Dabei wird der Tatsache Rechnung getragen, daß bei Konvektionsbewegungen der Luft die langsamen Abwärtsbewegungen längere Zeit auf die Tracerfahne wirken als die schnelleren Aufwärtsbewegungen. Dadurch deformiert sich die Abluftfahnenachse. Für die Kategorie A-Versuche konnte eine zufriedenstellende Anpassung an die Meßwerte der Tracerkonzentration erzielt werden.

Geplante Weiterarbeit

Die Auswertungen mit dem Modell nach Lamb werden fortgesetzt. Grundlage bilden die bereits durchgeführten Ausbreitungsversuche mit 60 und 100 m Quellhöhe.

06.03.02/17A Untersuchung meteorologischer Fernmeßmethoden auf ihre
PNS 4825 Verwendbarkeit für Messungen in der atmosphärischen
 Grenzschicht
 (W. Hübschmann, R. v. Holleuffer-Kypke, P. Thomas; HS)

Durchgeführte Arbeiten

Zwei Doppler-SODAR-Geräte wurden in der Nähe des Meßmastes betrieben. Das SODAR-R (Sendefrequenz 1600 Hz) ist seit November 1981 im laufenden Betrieb. Es hat sich auch unter winterlichen Verhältnissen bewährt. Der Betrieb verlief ohne wesentliche Störungen. Das SODAR B1 ist seit Ende Dezember 1981 im Dauerbetrieb mit einer Sendefrequenz von 3200 Hz. Die höhere Frequenz bewirkt einen gegenüber 1600 Hz verringerten Meßhöhenbereich. Dieses SODAR soll künftig mit einer Abtaueinrichtung versehen werden, um winterliche Beeinträchtigungen des Betriebes zu vermeiden.

Erzielte Ergebnisse

Probleme der Aufstellung von SODAR-Geräten konnten identifiziert werden. Von schallreflektierenden Wänden (Gebäude) sollte ein gewisser Mindestabstand eingehalten werden. Wald in der Nähe des Aufstellungsortes erzeugt u.U. diffuse Festechos und kann daher die Meßwerte der unteren Meßhöhen beeinflussen.

Geplante Weiterarbeit

Es ist eine einjährige Meßkampagne vorgesehen. Die Meßwerte werden mit denen des 200 m hohen Meßmastes verglichen.

06.03.02/18A Modellierung des weiträumigen Schadstofftransports
PNS 4826 (G. Halbritter, G. Neumann-Hauf; AFAS)

Durchgeführte Arbeiten

Die Implementierung des Programmsystems MESOS an der Rechenanlage der KfK wurde abgeschlossen. Das Programmsystem besteht aus zwei Teilprogrammen: dem "Puff Development Module (PDM)" und dem "Population Exposure Module (PEM)". Das Programm PDM bestimmt auf der Grundlage der meteorologischen Datenbasis die Trajek-toren und berechnet die vertikale Ausbreitung der aufeinanderfolgenden Einzel-emissionen in diskreten Zeitschritten. Die "Geschichte" der Einzelemissionen wird gespeichert, wie Schadstoffkonzentration in der Atmosphäre in Bodennähe und Schadstoffablagerung durch trockene Ablagerung und Ablagerung mittels Nie-derschlag. Aus der Geschichte der Einzelemissionen bestimmt das Programm PEM flächenbezogene Immissionsgrößen für verschiedene vorzugebende Zeitintervalle.

Erzielte Ergebnisse

Die Datenbasis für das Jahr 1973 sowie das Programmsystem MESOS wurden am Rechner der KfK implementiert. Zusätzliche Programme zur statistischen Auswer-tung der Ergebnisse wurden erstellt.

Geplante Weiterarbeit

Die Reproduktion der vom Imperial College im Auftrag der KfK durchgeführten Rechnungen mit dem implementierten Programm und seiner Datenbasis ist abzuschließen. Es werden vergleichende Rechnungen mit MESOS und den Ausbreitungsprogrammen aus UFOMOD durchgeführt. Ein Vergleich der errechneten Immissionen aufgrund kurzzeitiger unfallbedingter Freisetzungen in unterschiedlichen Entfernungen von der Quelle wird Aufschluß über die Verwendbarkeit der Programme im Rahmen von Risikostudien geben. Eine Analyse der die Unterschiede verursachender Faktoren wird zeigen, ob MESOS als Referenzprogramm für das Ausbreitungssystem in UFOMOD dienen kann.

- 06.03.03 Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen
 unter probabilistischen Gesichtspunkten
- 06.03.03/09A Anwendung des Unfallfolgenmodells der Deutschen Risikostudie
 10A auf aktuelle Problemstellungen
- PNS 4831/32 (A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt; INR
 W. Hübschmann, S. Vogt; HS, F. Horsch; PNS-PL)

Durchgeführte Arbeiten und erzielte Ergebnisse

Aufbauend auf einer früheren Studie wurde eine überarbeitete Risikoabschätzung zu Unfällen durch Flugzeugabsturz auf die Brennelement-Fertigungsanlage ALKEM durchgeführt.

Für die durch die Enquete Kommission des Deutschen Bundestages initiierte SNR-Studie wurden die Unfallfolgenabschätzungen vorgenommen. Der Unfallfolgenteil der Jülicher HTR-Studie wurde ebenfalls von KfK/PNS bearbeitet.

Geplante Weiterarbeit

Seit Januar 1982 wird die Phase B der Deutschen Risikostudie bearbeitet.

TRANSLATION OF THE GERMAN REPORTS

06.01. SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR
POWER PLANTS

PNS-Subproject 4100 - Dynamic Loads and Strains of Reactor Components
under Accident Conditions

06.01.01 HDR-Blowdown-Experiments on Dynamical Loadings
on Reactor Internals

06.01.01/09A Design, Precomputation and Evaluation of the HDR-Blowdown
PNS 4115 Experiments on Dynamical Loadings and Deformations of
Reactor-Pressure-Vessel Internals
(A. Ludwig, G. Enderle, M. Geiß, F. Katz, H. Knüppel,
E.G. Schlechtendahl, U. Schumann; IRE)

Work performed

Some more post-test calculations of the HDR experiments V31/V31.1 have been performed with FLUX in order to investigate mainly the effects of two-phase flow in the upper plenum in a single step at time 91 ms, when the pressure has dropped below the saturation pressure. In another calculation, the measured pressure time history inside the blowdown nozzle was used as a boundary condition instead of the corresponding results of a preceding DRIX-calculation.

From the post-test calculations for V31 the optimal parameters for pre-test calculations of the - more severe - blowdown experiment V32 have been determined. Two pre-calculations have been carried through for this test which had been announced as the "German Standard Problem No. 5". In the first calculation, the DRIX-computation of the nozzle flow and the FLUX-computation of the processes inside the pressure vessel have been performed quasi-simultaneously, and continuity at the interface of both models has been enforced after each time step ("strong coupling"). In the second calculation, the pressure history inside the nozzle had been pre-calculated with DRIX and was used as time-dependent boundary condition for the FLUX-model ("weak coupling").

The experiment V33 started from the same thermodynamical initial conditions as V32, but the cross section of the blowdown pipe had been reduced to one quarter at the exit by an orifice plate. This experiment has been pre-calculated using DRIX and FLUX (weak coupling).

In the experiment V34, isothermal initial conditions have been established; the core barrel, however, was not clamped or fixed at its upper flange, and the gaps between the snubbers at the lower core barrel edge and the pressure vessel wall had been reduced so much that impacts could be expected to occur during the blowdown. In order to prepare this experiment, the low temperature measures of the gaps and the pre-test position of the core barrel has been determined in co-operation with PHDR. Besides this, parametrical studies concerning different initial gap sizes as well as a pre-calculation using the expected initial conditions have been performed with FLUX. After the test was run, post-calculations have been done where the initial conditions were fitted to the experimental findings, and the impact model had been expanded in such a way that also plastic deformations were taken into account.

Results obtained

Up to now, no detailed comparisons between computational and experimental results could be performed for the tests V31.2, V32 and V33. From V31.2 and V32, however, the measurement reports are available, which allow a qualitative and coarsely quantitative comparison. It turned out that the measured results of V31.2 scarcely differ from those of V31 or V31.1. Therefore the FLUX-results of the post-calculations for V31 are supposed to agree well also with this new test. The calculations with and without accounting for evaporation in the upper plenum had enclosed the experimental values; both calculations reproduced the tests to almost the same good agreement. The use of the measured pressure in the nozzle as a boundary condition yielded no markable changes of the FLUX-results, thus confirming the validity of the DRIX-model.

For V32, the processes of the subcooled phase have obviously been well pre-calculated. From about 120 ms after blowdown initiation, however, water boiling inside the vessel has caused an increasing divergence of measured and computed results, which could not even fully be equalized by the coarse evaporation model.

The experimental results of V33 have not yet been evaluated. The pre-calculations, however, confirm the already formerly stated finding that a reduction of the break opening cross section does not yield a linearly proportional reduction of the loadings of the pressure vessel internals in the case of HDR, too.

The evaluation of test V34 (unfixed core barrel flange, impacts at the lower core barrel edge) shows that the prescribed initial conditions (particularly the gap sizes) had not been matched by the experiment. Therefore the pre-calculation of kinematical entities (e.g. displacements) could not yield any agreement with the test results, whereas the pressure differences have been predicted perfectly. Furthermore, some effects of markable plastical deformations (presumably at the snubbers) could be settled for the periods of impacts between the core barrel and the pressure vessel wall. This had not been modelled in the pre-calculation. Some post-test calculations using the experimental initial conditions as well as a simple model of plastification yielded all together a good agreement.

Plans for future work

The evaluation of the tests V31.2 to V34 with respect to the computational models from IRE will be finished, including eventually required post-calculations. The results will be documented.

06.01.01/10A Experimental Data Acquisition and Processing of the Dynamic
PNS 4116 Behavior of the Pressure Vessel Test Internals in the HDR-
 Blowdown Experiments
 (J. Kadlec, F.Eberle, G. Lang, P. Philipp, R.Scharnowell; IRE)

Work performed, results obtained

The complete results of the test series V59 were summarized and presented in one report. This report contains the extracted eigenfrequencies, the mode shapes and the critical damping ratios of both HDR core barrel systems (empty or filled with water) as well as the mathematical background of the computer code EVA, developed for this evaluation task. The calibration of the piezoelectric accelerometers used in the blowdown test series V31.2 - V34 and in the snapback test series V59.04 - V59.06 was completed. It was found that the sensitivity data supplied by the manufacturer for these accelerometers are 2 - 3 % higher than the corresponding data obtained in the calibration,

the cause of this difference being the faulty calibration facility of the manufacturer. One prototype of a newly developed inductive displacement transducer was statically and dynamically calibrated; the results obtained are satisfactory.

Plans for future work

Beginning of the modalanalytic evaluation of the snapback test series V59.04 - V59.06 and of the blowdown test series V31.2 - V34. Recalibration of accelerometers and of displacement transducers used in these test series.

Literature

F. Eberle, J. Kadlec:

Extraction of eigenfrequencies, mode shapes and critical damping ratios of HDR core barrel mockup from step relaxation response signals measured in the HDR snapback test series V59, KfK 3408.

06.01.02 Development and Verification of Codes for Dynamic Stress
Analysis of Reactor Components

06.01.02/11A Development and Verification of Coupled Fluid-Structure
PNS 4125 Dynamics Codes for Analysis of Dynamic Stresses and Defor-
 mations of Reactor Vessel Internals during LOCA
 (J. Benner, T. Isozaki, F. Katz, H. Knüppel, A. Ludwig,
 E.G. Schlechtendahl, U. Schumann; IRE)

Work performed

- The first performing FLUX-version of a model for the fluid-structure interaction of the reactor core with the water and the other pressure vessel components on the basis of a homogenization-theory has been implemented. This version is labeled FLUX5.
- The code FLUX (version FLUX4) has been revised to improve the precomputations for the HDR-experiments with respect to the following points:
The core-barrel can now be modelled with elastic end-rings (in the past the rings were treated as being rigid); for this purpose the shell model CYLDY3 has been extended. Further, we can now describe plastic deformations during impact at supports by an idealized plasticity model.
- The code KFIX, which has been provided via PHDR from LANL, has been adapted to the IBM computer.
- A T-nozzle has been modelled with DRIX-2D.
- A jet-impingement experiment of JAERI has been modelled with DRIX-2D.

Results obtained

- The new code-version FLUX5 now includes a model for the motion of the reactor core. It consists of two sub-models: one describes flows through a bundle of linear-elastic cylindrical rods (fuel-rods or control-rod guide-tubes); the second models the flow through stiff grid-plates with a regular pattern of holes. Some preliminary results of FLUX5 are available. They have been compared with the results of the older FLUX-version in which the core mass is represented by the mass of a rigid ring at the lower edge of the core barrel. One finds significant differences. The core model shows that part of the kinetic energy is absorbed into internal relative

motions between the fuel-rods. These results are very sensitive to the parameter values in the linear-elastic model for the spacers between the fuel rods.

- With elastic end-rings, the core barrel shows additional eigen-oscillations with a basic frequency of about 80 Hz. The elasticity has only small effects for the blowdown results considered up to now. For the experiments with local impacts at the rings, larger effects are to be expected.
- Plastic supports have been successfully simulated. In these simulations it is assumed that the supports are linear-elastic up to a prescribed limit and ideally plastic beyond that limit. This simple model provides satisfactory results for the HDR-experiment V34.
- The computer code KFIX has been adapted to the IBM computer. The IBM version has been resubmitted to PHDR. In the meantime, this version has been applied for precomputations within the German Standard Problem No. 5.
- In the simulation of the T-nozzle at a pipe with DRIX-2D some difficulties arose. For the recirculation-zone, the existing turbulence-model turned out not to be fully appropriate.

Plans for future work

The core-model in FLUX5 will be further tested and in some parts the code will be optimized in order to reduce the computational effort. Thereafter, further parameter-studies will be performed. The japanese jet-impingement experiment will be analyzed with DRIX-2D.

06.01.02/12A Laboratory Experiments for Validation and Enhancement
PNS 4126 of Fluid/Structure Dynamics Codes Relevant to Initial
Phase of LOCA
(E. Wolf, E. Erb, K.H. Lang; IRE)

Work performed

With the single cell and a modified geometry of the internal pendulum tests were performed in order to investigate the influence of the gap on inertia coupling and damping. The fluid and the fluid density (vacuum, air, water), respectively, in the gap as well as system reset were subjected to variations.

A first version of the bundle geometry (16 rods, 10 \emptyset) was completed and subjected to a functional test in the available circular cylindrical external tube of the single cell. The drawings for the second version of the bundle geometry (49 rods, 10 \emptyset) with rectangular external tube were prepared and fabrication of the components started.

Results obtained

The tests performed with the modified geometry of the internal pendulum, only part of them evaluated as yet, show a qualitative agreement with previous tests. Statements concerning the influence of the gap will not be possible before the complete quantitative evaluation.

Testing with the first version of the bundle geometry was successful and has provided valuable indications regarding the single rod and bundle support; they have been incorporated in the design of the second version.

Plans for future work

The tests performed with the modified geometry of the internal pendulum will be evaluated in quantitative terms. The second version of the bundle geometry will be completed and tests will start. An appropriate measuring technique will be developed.

06.01.02/13A Mechanical Response of the Core Barrel Clamping and the
PNS 4128 Control Rod Guide Tubes during Blowdown
(R. Krieg, B. Dolensky, F. Eberle, M. Geiß, G. Hailfinger; IRE)

Work performed, Results obtained

In order to determine the elastic clamping characteristic of the upper core barrel flange a simplified model has been developed. The results agree satisfactorily with FEM-calculations. For the clamping characteristic in the plastic loading range further FEM-calculations have been carried out. They show considerable plastic deformations concentrating in the transition region between the core barrel shell and the flange. However, these results have preliminary character.

The loading and stress analyses for the core support columns have been completed. The comparison of two-dimensional calculations considering and neglecting fluid compressibility confirmed that fluid compressibility can be neglected for determination of the maximum stresses. Further, two-dimensional calculations with different assumptions have shown that variation of the break opening time and some simplifications in the arrangement of the core support columns have little influence on the stresses. Some results of the two-dimensional calculations have been checked by means of the shallow water analogy. A three-dimensional calculation has shown that some minor plastic deformations must be expected in the columns and in the crown shaped column feet. Comparisons between two- and three-dimensional calculations give some hints how to make quantitative statements on column loading on the basis of two-dimensional analysis. A detailed publication about this theme has been finished.

Plans for future work

Improved investigations of the plastic strain concentrations at the transition region between core-barrel and flange.

06.01.15/03A Development and Verification of Codes for Analysis
PNS 4127 of Dynamic Stresses and Deformations of LWR-Containments
 during LOCA
 (F. Eberle, B. Göller, G. Hailfinger, J. Kadlec, R. Krieg,
 G. Messemer, R. Scharnowell, E. Wolf; IRE)

Work performed, results obtained

For calculation of large plastic strains in the spherical steel containment shell excessive pressures inside the containment and different constitutive laws have been assumed.

In order to check the computer program used and to determine the real constitutive laws under biaxial stresses appropriate experiments have been specified. Several rather thin membranes clamped at enforced frames will be plastically deformed by application of differential pressures

For investigation of the dynamic response of thin spherical shells the influence of local changes of the wall thicknesses has been considered. For the numerical calculations a special computer program is under development. Preparations for corresponding experiments have been carried on. Measurements will be done at a very accurate spherical shell manufactured by cutting processes. The diameter will be between 1200 and 1300 mm, the wall thickness will be 1 mm with local variations less than 0.1 mm.

With respect to the measurements of eigenfrequencies and mode shapes of cylindrical shells additional experiments have been prepared. Now the axis of the cylindrical shell will be in horizontal direction and 2/3 of the shell will be filled with water.

Plans for future work

Extent of the investigations of large plastic strains in the spherical containment shell to more realistic geometries and constitutive laws. Carrying-through of corresponding membrane experiments.

Further investigations of the dynamic containment response including the influence of imperfections. Manufacturing of a thin spherical shell for experiments.

Carry-through of calculations and experiments for a water filled cylindrical shell with a horizontal axis.

06.01.03 Development of Two Phase Mass Flow Measurement
Techniques and Application at Blowdown Experiments

06.01.03/16A Development of Condensation- and Slipmodels of
PNS 4140 Two-Phase-Flow Computer Codes
 (M. Wadle; IRE)

Work performed

For validation of advanced computer codes and verification of new models for condensation and slip in two phase flow experiments with a divergent nozzle will be performed. Therefore the previously already used test section (KfK-Nozzle) has been considerably altered.

Based on precalculations with the code DUESE, in which a flow pattern map has been implemented, an experiment matrix has been established. The first series of experiments will take place in July 1982 in accordance with the schedule.

The desired condensation effect will be achieved by inverting the previous flow direction (divergent in state of a convergent nozzle). Quantitative calculation of the separation zone beyond the nozzle can only be accomplished by a two-dimensional code. Therefore the computer code DRIX2D was applied to the problem. In addition, the 3D HDR-version of the LANL-Code KFIX is available in the IRE. This code was adapted to the 2D nozzle geometry, and a friction model was implemented. KFIX will also be used to calculate the condensation experiments and it will deliver more information about the length of the separation-zone.

Results obtained

The modification of the test section has been completed and the instrumentation has been improved in cooperation with LIT and IRB (higher signal quality, extension of the 6-beam-densitometer to eight beams (\emptyset 80 mm); implementation of a traversable pitot-probe for measurement of the separation zone, from August 1982 on, another 6 beam- γ -densitometer (\emptyset 16 mm).

The code DUESE gives good results also in the new flow direction. First condensation models were tested.

The application of DRIX2D was not yet successful. At the moment calculations are continuing with the attempt to quantify the separation zone by the computer codes.

Plans for future work

The first water-vapor-experiments are fixed for July 82 in the IRB stationary loop. With different condensation- and slip-models these experiments will be evaluated. In autumn 82 some more experiments eventually with tracer-slip-measurements will take place.

Depending on the results the test section will be modified.

06.01.03/17A Joint Test Rig for Tests and Calibration of Different
PNS 4137 Methods of Two-Phase Mass Flow Measurements
(J. Reimann, H. John; IRB)

Work performed

The work concentrated on the "small break" test section with a main diameter of $D = 206$ mm and break diameters of $d = 6, 12$ and 20 mm. Air-water experiments at 5 bar were performed with stratified flow in the horizontal pipe. The branch was orientated vertical downwards.

Results obtained

At high values of the interface level h , only water flows through the branch. Gas pull-through occurs if the liquid level is decreased or the branch flow rate \dot{m}_3 is increased. The onset of gas pull-through can be described by the following relationship:

$$h_b^{2,5} (g \rho_l (\rho_l - \rho_g))^{0,5} / \dot{m}_3 = 1,35$$

The figures 1 and 2 show how the branch mass flux G_3 and branch quality X_3 for values $h < h_b$. The experimental results group fairly well on a single curve independent of branch diameter and pressure difference between inflow and branch exit.

Plans for future work

Air-water and steam-water experiments with test sections with $D = d = 50$ mm and $D = 50; d = 10$ mm.

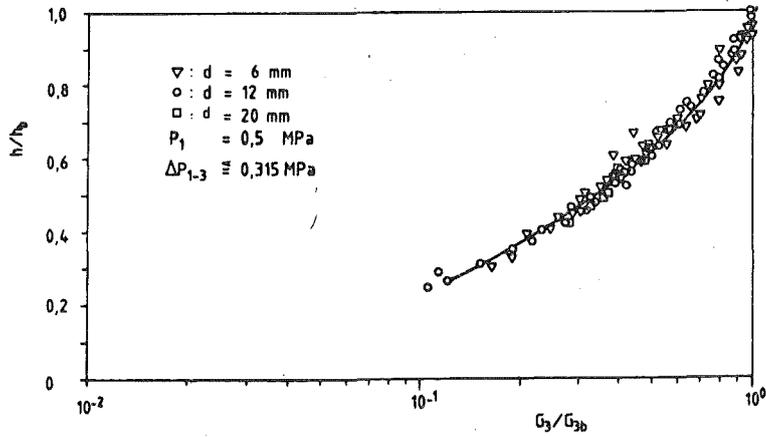


Fig. 1 Break Mass Flux Ratio G_3/G_{3b} as a Function of Dimensionless Interface Level h/h_b

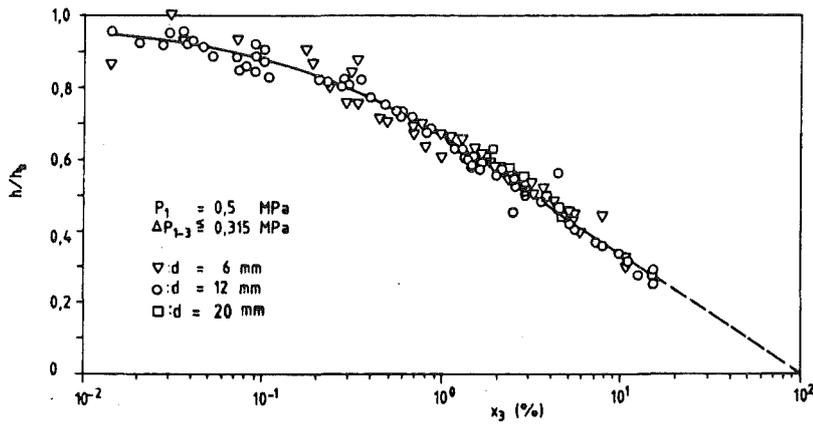


Fig. 2 Break Entrance Quality x_3 as a Function of Dimensionless Interface Level h/h_b

06.01.03/18A Experimental Facility for Nonsteady State Two-Phase Flows
PNS 4139 (H. John, J. Reimann; IRB)

Work performed

- The electrical components of the control system and the reference measuring system (thermocouples, pressure and differential pressure transducer) in the loop are mounted.
- Wiring of the whole electrical system from the transducers to the switch board and to the computer (PDP11) has been finished.
- Parts for the gamma-densitometer are fabricated and ready for mounting.
- A pressure check of the loop and a blowdown at low pressure has been successful.
- A precalculation of the blowdown with RELAP4/MOD6 (Update 4) made by KfK/IRE with realistic dimensions of the loop showed a good agreement between mass flow rate and blowdown time . the expected values.

Results obtained

With the pressure check and the first blowdown the building up of the loop was finished.

Plans for future work

- Function tests of the data transportation lines and the data reprocessing system.
- Start of the test of mass flow rate methods.

06.01.03/20A Development of Radionuclide Methods for Measuring
PNS 4136 Transient Two-Phase Mass Flows

(R. Löffel; LIT)

Work performed

The mechanical and electronical components for the instrumentation of the test section DUESE are finished and installed.

A 6-beam- γ -densitometer for the determination of the flow pattern and of the void fraction of air-water and steam-water flows at the air-water test loop and of the blowdown loop has been delivered to Ispra. Three 1-beam- γ -densitometers for the determination of outlet of liquid uranium dioxide are installed at the FARO-test facility (CCR/Ispra).

Results obtained

The starting of operation of the 3x1-beam- γ -densitometer by FARO-project has been successfull.

Plans for future work

- Installation and starting of operation of a radiotracer-velocity-measuring-unit and a 6-beam- γ -densitometer on "Transient Loop" of IRB.
- Starting of operation of a 6-beam- γ -densitometer at LOBI-project.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF
NUCLEAR POWER PLANTS

PNS-Subproject 4200 - Fuel Behavior under Accident Conditions

06.01.04 Development and Assessment of a Fuel Behavior Code System

06.01.04/19A Development and Verification of a Code System for Fuel
20A, 21A, 22A Rod Analysis under Accident Conditions

PNS 4231.1/3 (J.Hackenbroich, U. Marek, R. Meyder, S. Raff; IRE
4/5 S. Peck, EG&G-IRE, H. Borgwaldt, G. Jacobs,
G. Willdering; INR, S. Malang, K. Rust; IRB)

Work performed

Upon a request by the NEA Data Bank, Paris, work was performed to assist in the implementation of SSYST-2 in the NEA Computer Program Library. This included the demonstration of SSYST-2 coupling to two primary system codes, RELAP4/MOD6 and NORCOOL.

Work on improving the code reliability and on the cleaning and restructuring of the SSYST-3 system nucleus was continued according to schedule. This is true also for the development of the PREPRO preprocessor for the simplification and global check of SSYST inputs.

The NORA2 creep burst model has been integrated into the module STADEF and ZIRKOX. Since some minor modifications could not be avoided in this integration step, a short testing phase is still necessary. The ZIRKOX module was expanded such that now the oxidation on both sides of the steam guide tubes in the ESSI experiments performed by HIT can be taken into account.

With the MULTRAN computer code completed last year for describing the Zr-H₂O-oxidation kinetics the distinction was modeled of the oxide layer into cubic and tetragonal oxides, as observed in various experiments in which the temperatures of the cladding tubes are taken up to the melting point, a version of the SIMTRN code was elaborated which allows to calculate also the temperature of the fuel.

To investigate the thermal behavior of the ESSI experiment a computer model for the analysis of the channel behavior was initiated.

Documentation including a detailed input description for SSYST-3 was started.

In development work of the 3D shell model for the Zry cladding deformation the first time steps of plastic strain have been calculated. Difficulties still encountered result from the accuracy required in the determination of the coefficients of the ansatz functions for the finite elements, especially in case of minor deformations.

The KfK version of the RELAP4/MOD6 system code (Update 4) was transmitted to GKSS and to the NEA Data Bank.

The CDC version of the 2-phase system code RELAP5/MOD1 (cycle 14) was implemented in CYBERNET and used for computations relating to the CSNI standard problem No. 13 (LOFT L2-25 prediction).

The IBM version of RELAP5/MOD1 (cycle 1) KfK received from JAERI was implemented and tested on 20 sample problems. To handle the program, the so-called preprocessor of the SIMMER code developed by LASL was used and modified. The RELAP5 source code was adapted to the preprocessor. Updating to cycle 14 has started.

Results obtained

The circumferential burst strain values of Zircaloy tubes show a complex dependency on temperature and also differential pressure as known from literature. Burst experiments with a grid on the surface showed, that the local failure strain was nearly constant for all temperatures. Especially the low circumferential failure strain observed in the upper two phase region at about 950°C is not due to a smaller local failure strain but due to a strong localization of the strain.

It could be shown that this strain localization behavior which depends on temperature and strain rate can be simulated with AZI-calculations using NORA2 deformations model locally. In the calculations the localization is initiated by inevitably existing small circumferential wall thickness (due to fabrication tolerances) and temperature variations. During deformation the localization is forced or delayed due to the temperature and strain rate dependent stress and temperature sensitivity and the strain hardening behavior of the deformation model NORA2.

This investigation resulted in a very simple failure criterion for local strain which shows only a moderate monotonic dependence on temperature but not on strain rate. Thus the observed circumferential failure strain is mainly determined by the necking behaviors resulting from the deformation properties (NORA2) whereas the failure mechanisms themselves are of minor influence.

As the circumferential temperature distribution (which is beneath other causes evoking evoking strain localization) is strongly dependent on the test procedure, e.g.

the temperature ramp, failure strain depends also strongly on the test conditions as has been shown by AZI-calculations in studying the temperature ramp effects (PNS-Jahresbericht 1981).

The REFLUX flood code taken over by GRS and the MULTRAN advanced Zry-oxidation code developed by S. Malang, IRB, can now be used within SSYST. A higher degree of coupling with the other SSYST modules is being worked on.

The REFLUX flood code taken over by GRS and the MULTRAN advanced Zry-oxidation code developed by S. Malang, IRB, can now be used within SSYST. A higher degree of coupling with the other modules realized SSYST is being worked on.

Computations made with MULTRAN have shown a very good agreement with the experimental results obtained by Cathcart (1000 - 1550°C), Urbanic (1550 - 1940°C) and Baker (above 1940°C). The special version of SIMTRAN allows to study the influence exerted by a temperature gradient in the cladding tube wall on the oxidation kinetics, especially to quantify the difference between the surface temperature and the temperature at the oxide/metal interface which may attain up to approximately 50 K.

For RELAP4/MOD6 (Update 4) a library was established which allows to implement the program quickly.

In the implementation of the CDC version of RELAP5/MOD1 (cycle 14) the plot programs had to be left aside initially. Moreover, restart runs are not yet possible. Result of the sample computations using the RELAP5-IBM-version received from JAERI: The code does not yet run in a reliable manner despite the corrections made and it shows serious deficiencies. Therefore, code improvements are required in addition to updating. The RELAP5 plot system runs without recognizable errors.

Plans for future work

Release of the system nucleus of SSYST-3 with the PREPRO input preprocessor. Full implementation of the REFLUX and MULTRAN modules. Development of a more general sequence control for SSYST.

Continuation of work on the 3D shell model.

Completion of the documentation for SSYST-3.

Modeling in MULTRAN of the interaction of fuel and cladding tube with a view to the oxygen profile in the wall.

Backfitting of the IBM version of RELAP5/MOD1 to the status attained by cycle 14.

- 06.01.06 Material Behavior of Zry-4 under LOCA Conditions
- 06.01.06/20A Investigations of the Mechanical Behavior of Zircaloy
PNS 4235.1 Cladding Material
 (M. Bocek, C. Petersen, H. Schneider; IMF-II)

Work performed

- Destructive post test examination of irradiated in-pile deformed tubes of the G-serie.
- Comparison of creep burst experiments in respect to burst time and burst strain.

Results obtained

- Of cause of discrepancies in the pyrometric temperature control of FABIOLA-facility up to now no new tests had been performed. Therefore the specifications to determine the constants of the modified Monkman-Grant relationship are still missing.
- The evaluation of destructive post test examination of the G-series (35000 MWd/t irradiation and in-pile deformation) had been continued. Differences in mechanical properties compared to test results with fresh fuel of A- and B-series and to test results with preirradiation (F-series) could not be detected.
- The calculation of burst time and burst strain from creep burst tests of the REBEKA-facility (IRB, KfK) with the Larson-Miller extrapolation method led for the burst time to acceptable results. The burst strain could be calculated in analogy to the modified Larson-Miller extrapolation method with encouraging results. (1)

Plans for future work

- Completion of test program of FABIOLA-facility to verify temperature transient burst tests.
- Completion of the evaluation of destructive post test examination of in-pile and out-of-pile ballooned Zry-4 cladding.

- Completion of verified burst criteria with optimized sets of constants from FABIOLA experiments and uniaxial creep tests.

06.01.06/21A Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding Tubes under
PNS 4235.2 LOCA Conditions
(S. Leistikow, G. Schanz; IMF-II)

Work performed

The post test evaluation results of the F-series fuel rods (burnup 22.000 MWd/t_U) have been compiled as a final report. The evaluation of the G-series fuel rods (35.000 MWd/t_U) was continued.

Results obtained

In the pre-irradiated condition (fuel rod G1.6) no influence of the higher burnup compared to rod F6 is detectable with respect to the microstructure and the slight external and internal oxidation. After the transient a moderate cladding oxidation comparable to earlier results is found for the rods evaluated to date. As for the F-series the sporadic occurrence of thicker oxide (up to ca. 30 µm) with light gray to white tints is observed as restricted patches. The defective oxide microstructure which is characterized by fissuring and spalling of partial layers according to the SEM investigation has allowed the excessive scale growth. However the rupture behavior of the tubes is not influenced by this localized breakaway effect. The internal oxidation of the cladding is restricted to the region of the rupture opening, where the presumably defective ZrO₂ scale as a rule is thicker than the external scale.

As estimated according to the Zircaloy microstructure the maximum temperatures locally reached tend to be somewhat higher than the net thermocouple results. Dependent on the TC attachment higher or small measurement corrections are used for version A and B thermocouples, respectively; according to the microstructural analysis this correction seems to be too high in case of version A (corresponding to earlier results), correction B, however, seems to be too small. The microhardness profiles are determined by oxidation, strain and peak temperature. The average values across the tube wall are

found to vary within a total range of ca. 220 to 270 VHN, compared to ca. 300 VHN for the pre-irradiated condition. Absolute values and hardness decrease during the transient compare to the F-series results.

Up to now a significant influence of burnup was not detected by the evaluation.

Plans for future work

Completion of the evaluation of the G-series fuel rods.

06.01.06/22A Investigations on the Influence of Oxide Fuel and Fission
PNS 4235.3 Products on the Mechanical Properties of Zry Cladding
 Tubes under LOCA-Conditions
 (P.Hofmann, H.Eckstein, J.Spino, H.Zimmermann, J.Burbach,
 H.Metzger; IMF I)

Work performed

- Creep rupture tests with iodine-containing Zircaloy-4 cladding tubes in inert gas from 500 to 900°C to determine the zircaloy/iodine reaction products.
- Fracture mechanics description of iodine-induced stress corrosion cracks in internally notched zircaloy cladding tubes from 500 to 700°C.
- Determination of cladding tubes inside surface corrosion during LOCA transient conditions.

Results obtained

- The test results have been documented /1/. The chemical environment which leads to zircaloy cladding failure as a result of iodine-induced stress corrosion cracking was characterized. The iodine in the specimens was completely transformed into gaseous and solid zirconium iodides. At the critical iodine concentration which cause low ductility failure of the tube specimens, most of the iodine was present as condensed zirconium subiodides ($I/Zr \leq 0.4$). Only a very small fraction of the total iodine remained in the gaseous phase as ZrI_4 . The ZrI_4 gas phase alone was responsible for crack propagation under the test conditions investigated. Therefore, the critical ZrI_4 partial pressures which result in low ductility failure were determined. They vary between 0.005 bar at 550°C and 0.043 bar at 800°C /1, 2, 3/.

- The failure behavior of zircaloy cladding due to iodine-induced stress corrosion cracking is determined mainly by two processes: (a) plastic creep strain across the entire cladding wall which takes place predominantly during the crack formation phase (incubation period); and (b) crack propagation which is influenced by the transport velocity of gaseous iodine and the tendency of iodine to be adsorbed at the crack tip. The temperature-dependent combination of the two processes and additional local plastic strains in the vicinity of the crack front, particularly at 600°C, determine the strain and time-to-failure behavior of the tubular specimens. The observed time-to-failure behavior of iodine-containing Zry-4 cladding tubes from 500 to 700°C can be described by the elastic fracture mechanics model CEPFRAME. The model includes an empirically-determined computation method for this incubation period (as a portion of the time-to-failure), as well as an elastic-plastic model for describing crack growth due to iodine-induced SCC. The total service life of the cladding tube is obtained by adding the incubation period for crack formation to the time of crack growth. The incubation period is a temperature-dependent function of both the depth of surface damage (both fabrication pits and machined notches) and the load, and is 40 to 90% of the time-to-failure. The elastic-plastic crack growth model is a modified version of the stress intensity K_I -concept of linear-elastic fracture mechanics. The extensions of this concept take into account a plastic strain zone ahead of the crack tip, which effectively increases the crack depth, and, in addition, a dynamic correction to the crack geometry which is essentially a function of the effective crack depth. Unstable crack growth is predicted to occur when the residual cross section reaches plastic instability /4/.

Model results show good agreement with experimental data at 500, 600, and 700°C. The crack velocity at all three temperatures is a clear power function of stress intensity ahead of the crack tip; the exponent is 4.9. The model can estimate time-to-failure of iodine-containing as received cladding tubes within a factor of 2. Application of the model to temperatures below 500°C is possible in principle. Due to the increasing scatter in experimental data, the structural transformation of the cladding by recrystallization, and the growing importance of creep strain, CEPFRAME has an upper temperature limit of approximately 650°C. The model is suitable for use in computer codes describing LWR fuel rod behavior in transients and accidents /4/.

- Postirradiation examinations of preirradiated LWR fuel rods from the G-series (burnup 35,000 MWd/t_U) have begun. The cladding inside surface corrosion is similar to that of the F-series rods (burnup 20,000 MWd/t_U). The corrosion took place predominantly in the region of the rupture due to incoming steam. The oxide layer on the cladding inside surface was thicker at some points than on the outside surface. An influence of fission products, especially iodine, on the strain and rupture behavior has not yet been identified /5/.

Plans for future work

- Stress corrosion cracking experiments with iodine-containing zircaloy tube specimens in the presence of UO₂. Determination of the critical iodine concentration.
- Postirradiation examination of and determination for fission gas release in LOCA-tested fuel rods.

Literature

/1/ P.Hofmann, J.Spino

Chemical Interaction between Simulated Fission Products and Zircaloy-4 at Elevated Temperatures, Including Influence on Ductility and Time-to-Failure; J.Nucl. Mat.; 102 (1981) 117-134

/2/ P.Hofmann, J.Spino

Determination of the critical iodine concentration for SCC failure of Zircaloy-4 tubing between 500 and 900°C; J.Nucl.Mat.; 107 (1982) 297-310

/3/ P.Hofmann, J.Spino

Chemical aspects of iodine-induced SCC failure of Zircaloy-4 tubing above 500°C; to be published in J.Nucl.Mat. (1982)

/4/ W.Dienst, H.Eckstein, P.Hofmann

Fracture Mechanics Analysis of Iodine-Induced Crack Growth in Zircaloy-4 Tubing between 500 and 700°C; paper submitted to 7th Int.Conf. on SMIRT, Chicago, 1983

/5/ E.H.Karb, P.Hofmann, et al.

LWR fuel rod behavior during reactor tests under LOCA conditions: Results of the FR 2 In-pile tests, J.Nucl.Mat.; 107 (1982) 55-77

06.01.06/23A Burst Tests on Zircaloy Cladding Tubes under Combined
PNS 4235.4 Mechanical and Chemical Load
(L. Schmidt, H. Lehning, D. Piel; IMF III)

Work performed

The burst tests were continued with Zircaloy-4 cladding tubes under hot rod conditions implying the heating up of the cladding tube until it bursts while the load through inner pressure remain constant. The test series involving a low heating rate (about 2K/s) was completed. Experiments with higher heating rates (about 20 K/s) were started.

The temperature is measured pyrometrically at a point of the cladding circumference. To determine the azimuthal temperature differences special measuring setups with thermocouples were used for each test series.

Results obtained

The test series involving a low heating rate of about 2 K/s revealed the same dependence between burst temperature and burst pressure as in the previous test series based on medium heating rates. Also the burst strains occurring above the burst temperature have a maximum in the transition zone to the Zircaloy-4 two-phase zone similar to that in the previous experiments.

In the test series started meanwhile with a heating rate of about 20 K/s a similar tendency has been found so far. But there are indications that the burst strains attain lower values.

Plans for future work

- Completion of the test series performed under hot rod conditions.
- Performance of creep burst experiments (plateau tests).
- Evaluation and documentation of the test results.

06.01.07 Fuel Rod Behavior in the Blowdown-Phase of a LOCA

06.01.07/09A Investigation on the Fuel Rod Behavior under Controlled
/10A Thermal Hydraulic Boundary Conditions (COSIMA-Program)
PNS 4236.1/2 (G. Class, R. Meyder, E. Stratmanns;IRE
K. Hain, T. Vollmer, F. Brüderle; IT)

Work performed

The data acquisition for COSIMA and the control of COSIMA upto now was done with the CALAS computer of KfK. Since this computer has been removed, a loacl computer had to be installed for this task. The connections of COSIMA with this new computer are fixed and the software for data acquisition and control is tested.

The computer code DRUFAN-02 of GRS-München for systems thermohydraulics has been implemented on the IBM 3033 of KfK. Recalculation of COSIMA using DRUFAN-02 is initiated.

Results obtained

After passing all tests successfully the COSIMA facility is again available. DURFAN-02 has been applied successful to a testcase.

Plans for future work

In COSIMA tests will be performed to investigate pellet relocation, influence of ThO_2 pellets instead of Al_2O_3 pellets and the effect of the location of grid spacer on the cooling conditions of the test rod.

Results for the COSIMA-test V82 found with RELAP4/mod6 and DRUFAN-02 will be compared.

06.01.08 In-pile Experiments in the DK-Loop of the FR2 Reactor

06.01.08/05A Investigations on the Fuel Rod Behavior in the 2nd
PNS 4237.1 Heatup Phase of a LOCA
(G. Harbauer, M. Hespeler, E.H. Karb, W. Legner,
W. Leiling, M. Prüssmann, L. Sepold, K.H. Wagner; IT)

Work performed

The testing part of the program was completed in 1980. About 95% of the tested rods are posttest examined. The results of all test series except E and BSS (rod simulator test program) are documented in reports.

Results obtained

Further evaluation of the test data and the posttest examinations in the KfK hot cells has confirmed the previous results:

1. No influence of burnup on the burst data and on the circumferential strain was found, i.e. no influence of the nuclear parameters on the failure mechanisms of the fuel rod cladding was observed.
2. The pre-irradiated rods resulted in a fuel cracked during irradiation and fragmented during the transient tests due to cladding ballooning. The fuel fragmentation led to a reduction of the pellet stack height.
3. The fuel fragmentation did not influence the cladding deformation process.

Plans for future work

Completion of the entire research program by end of 1982.

06.01.09 Fuel Rod Behavior in the Refill and Reflood Phases of
a LOCA

06.01.09/05A Investigations of the Interaction between Ballooning
PNS 4238 Zircaloy Claddings and the Emergency Core Cooling
(REBEKA-Program)
(K. Wiehr, F. Erbacher, H.J. Neitzel; IRB)

Work performed

- Single rod experiments in He- and Steam atmosphere under flat topped temperature transient test conditions (plateau).
- Improvement of the burst criterion relating to the influence of oxidation on the burst stress.
- 7x7 bundle experiment with flooding.

Results obtained

Further single rod experiments at constant pressure during ballooning under He- and steam atmosphere were performed to check the influence of the oxidation on burst. The consequence of the results was a modification of the burst criterion and so the agreement between the experimental and theoretical results was improved.

The bundle experiment REBEKA 5 with flooding (7x7 array) was performed. All 49 fuel rod simulators had zircaloy claddings and internal overpressure. The outer ring of fuel rod simulators were able to balloon in this experiment to enable a maximum mechanical interaction between the Zircaloy claddings. The questions to be investigated were,
a continuous cosine shape axial power profile and/or the bundle size itself would increase the strains and the coolant channel blockage. The test procedure was the following: internal overpressure 70 bar He at equilibrium bundle temperature of 145°C (system pressure 4 bar). The heat-up rate from 145°C to 765°C was about 7 K/s. During the heat-up phase there was a steam velocity of about 2 m/s downstream through the bundle. Flooding with a cold flooding rate of about 3 cm/s was initiated at a maximum cladding temperature of 765°C.

The deformation started about 15 seconds before start of flooding at a maximum internal overpressure of 85 bar, the cladding temperature in the plateau during the flooding phase was about 795°C and bursts occurred in the average at about 68 bar and 800°C early during reflood. The burst interval of the inner 25 claddings was inbetween 25 seconds.

The outer ring of the Zircaloy claddings ballooned under azimuthal temperature distributions and will not be taken into account in the comparison with REBEKA 3 results.

The mean value of maximum burst strains of the inner 5x5 claddings was 52%, of the inner 3x3 48%. The maximum coolant channel blockage was 52%. In spite of the somewhat higher max. burst strain, which is understood, the coolant channel blockage of 52% is identical with the REBEKA 3 results. The REBEKA 5 results are in a good agreement with recent knowledge. In spite of dominant mechanical interactions between the rods and the continuous cosine shape axial power profile no increased coolant channel blockage was generated. No influence of the bundle size on the strain and the coolant channel blockage was found.

Plans for future work

- Single rod tests with regard to further developing the burst criterion especially in the high temperature range.
- Theoretical work on the burst criterion.
- 7x7 rod bundle test without changing the flow direction in the refill- and reflood phase. (International Standard Problem ISP 14, reference to NRU-tests).

06.01.10 Influence of Coolant Channel Blockages upon
Emergency Core Cooling in the Reflood Phase
of a LOCA

06.01.10/05A Flooding Experiments with Blocked Arrays (FEBA-Program)
PNS 4239 (P. Ihle, H. Schneider, K. Rust; IRB)

Work performed

Comparison of the results obtained from all test series performed with partial blockages (3x3 rod cluster blocked) in the 25 rod bundle (series I through VI), and, especially evaluation of the data with respect to the cooling effectiveness of the water content in the two-phase flow at the onset of flooding. Transfer of data measured of series I through IV to: (1) USNRC/RSR Data Bank at EG&G, Idaho Falls, Id., and (2) Westinghouse, Pittsburgh, Pa.

Results obtained

The flooding experiments with blocked arrays concerning postulated PWR-LOCA conditions showed sufficient heat removal for emergency core cooling even for blockages up to 90% in significant number of neighboring coolant channels (9 of 36) of a simulated 5x5 fuel rod cluster. Fuel rod ballooning tests including refill and reflood conditions did not show coolant channel constrictions up to the extent mentioned (see REBEKA-program). The shape of fuel clad balloons resulting from the deformation test have been simulated using sleeves of similar shape, 180 mm long, and attached at 9 neighboring rods. For further conservative assumption, all sleeves have been arranged coplanar to obtain maximum constriction for the coolant channels concerned. The following cooling mechanisms occur summarizing:

Within the blocked portion of a bundle the claddings are lifted from the "pellet column". Therefore, they are decoupled from the heat source partly, and they are cooled down to lower temperatures than undeformed claddings, in spite of reduced coolant mass flow. However, the temperature of the portion of the rods covered by balloons, or sleeves, respectively, is slightly higher than that in the unblocked bundle portion (50 through 100 K at the time of

maximum temperature), since due to reduced coolant mass flow the heat removal is delayed.

Downstream of a 90% blockage cladding temperatures increase up to 50 K higher values than in the unblocked rod cluster. For blockage ratios lower than 60% cladding temperatures downstream of blockages are lower than those in unblocked rod cluster. In contrast to the 90% blockage, the cooling effect due to turbulence enhancement and droplet dispersion at the 62% blockage dominates the effect of coolant mass flow reduction. This is true as well for two coplanar blockage configurations subsequent at two different axial elevations in the 3x3 rod cluster. It can be concluded that for blocked portions of rod bundles the cladding temperatures are lower than for unblocked portions, as far as the coplanar blockage ratio of several neighboring coolant channels does not increase above 60% significantly.

Plans for future work

After termination of series VII and VIII (all subchannels of the 5x5 rod bundle blocked up to 62%, and 90%, respectively), data mainly serving for computer code modeling, the results will be published, and the data will be prepared for transfer. The program then will be terminated.

06.01.16 Investigations on Severe Core Damage

06.01.16/11A Oxidation Behavior of Zircaloy Cladding during
PNS 4254 Anticipated Transients and Severe Core Damage
 (S. Leistikow, A.E. Aly, H. v. Berg, G. Schanz; IMF II)

Work performed

High-temperature oxidation testing of Zircaloy-4 cladding tube sections in steam at 1350 to 1600°C. Measurement of oxidation kinetics and oxidation-induced cladding deformation. Evaluation by metallography, hardness measurements and fractography. By a total of 50 tests within the temperature/time ranges as detailed

<u>Reaction Temperatures</u>	<u>Reaction Time</u>
T (°C)	t (min)
1350	1 - 60
1400	2 - 40
1450	2 - 40
1500	2 - 30
1550	2 - 15
1600	2 - 7

the following results could be achieved:

Results obtained

Within the whole temperature range it is possible to describe the resultant reaction turnover of material by a parabolic time function. Up to total metal consumption the oxide is forming as adherent and consequently protective scales. In the Arrhenius representation of the parabolic rate constants versus the reciprocal absolute temperature the results are fitting to the earlier investigations at temperatures $\leq 1300^{\circ}\text{C}$. The discontinuity of the linear function occurring at 1550°C is to be attributed to the transformation of tetragonal ZrO_2 into the cubic structure. The massive embrittlement of the $\alpha\text{-Zr(O)}$ phase, adjacent to the ZrO_2 , is indicated by the typical brittle fracture of the oxidized tube material. Microhardness measurements showed the oxygen concentration profiles in the $\alpha\text{-Zr(O)}$ and the transformed β -phase.

Dimensional measurements allowed to register radial and axial strains occurring under the influence of the progressive oxidation.

Plans for future work

Complementary measurements in the temperature range 600 to 1600°C during up to 25 hours. Test evaluation and documentation.

06.01.16/10A Mechanical and Chemical Behavior of Zry-4-Cladding
PNS 4253 and UO₂ Fuel under Severe Core Damage Transients
(P. Hofmann, Ch. Braun, P. Nikolopoulos, D. Kerwin-Peck,
G. Gausmann, H. Metzger, E. Nold; IMF I)

Work performed

- Examination of the solid UO₂/solid zircaloy interaction with 100 mm long fuel rod sections in argon between 1400°C and the melting point of Zircaloy-4 (about 1720°C).
- Investigation of the wetting behavior of UO₂ by molten Zircaloy-4 in inert gas between 1800 and 2200°C.
- Study of the chemical interactions between liquid Zircaloy-4 and solid UO₂ in inert gas between 1800 and 2000°C.

Results obtained

- Preliminary test results have been compiled in a report /1/. The extent of the chemical interaction between UO₂ and zircaloy depends decisively on the conditions of contact at the UO₂/Zry interface. Significant chemical interactions take place only when good fuel/cladding contact is achieved. Zircaloy reduces UO₂ to form oxygen-stabilized α-Zr(O) and metallic uranium. The liquid uranium (melting point 1100°C) diffuses and penetrates into the α-Zr(O) and forms an (U,Zr) alloy. The growth of the α-Zr(O) phase follows a parabolic time law. Therefore, the reaction rates may be plotted in an Arrhenius diagram. The oxygen gradient in the cladding materials has been determined by Auger electron spectroscopy and electron microprobe analysis. As the cladding becomes saturated with oxygen, the oxygen gradient across the cladding wall disappears and the (U,Zr) layer is transformed into (U,Zr) globules to reduce the surface energy.

- The wetting behavior of UO_2 by liquid zircaloy depends on the oxygen content of the melt and on the temperature. Wetting improves with increasing oxygen content, i.e., the contact area between the molten zircaloy and solid UO_2 increases. Therefore, a specific amount of zircaloy containing some oxygen can chemically interact with (dissolve) a much larger area of UO_2 than the same amount of zircaloy containing no oxygen.

- Liquid zircaloy chemically dissolves UO_2 . Depending on the oxygen content of the melt and on the temperature, either a homogeneous (U,Zr,O) melt or a liquid/solid phase mixture is formed. The mixture consists of a (U,Zr,O) melt in which (U,Zr) O_2 particles are present as a solid dispersed phase. During cooling, the melt decomposes into α -Zr(O) and a (U,Zr) alloy /2/. The maximum solubility of UO_2 in molten zircaloy increases with increasing temperature and above a threshold value for the oxygen content of the zircaloy (>1 wt.% required for good wetting of the UO_2 by the melt), decreases with increasing oxygen content /2/.

Plans for future work

- Examination of the solid UO_2 /solid zircaloy interaction under oxidizing conditions.
- Determination of the rate of dissolution of solid UO_2 by liquid Zry as a function of temperature.

Literature

- /1/ P.Hofmann, D.K.Kerwin
"Preliminary results of UO_2 /Zry experiments under Severe Fuel Damage Conditions", IAEA Specialists' Meeting on Water Reactor Fuel Element Performance, Preston, England, March 14-19, 1982

- /2/ P.Hofmann, D.Kerwin-Peck, P.Nikolopoulos
"Physical and chemical phenomena associated with the dissolution of solid UO_2 by molten Zircaloy-4", 6th International Conference on Zirconium and the Nuclear Industry, 28 June - 1 July 1982, Vancouver, Canada

06.01.16/08A Out-of-pile Bundle Experiments for Severe Fuel Damage
/09A Investigations (CORA-Program)
PNS 4251.1/2 (S. Hagen, A. Grünhagen, H. Malauschek, K.P. Wallenfels; IT/CP
K. Hain, F. Brüderle, Th. Vollmer; IT/PC)

Work performed

The investigations on the influence of the exothermal Zircaloy-steam reaction on the temperature rise are continued. A series of 6 experiments with the usual fuel rod simulator surrounded by an additional zircaloy tube within 10 cm of ceramic fibre isolation ($ZrO_2+Al_2O_3$) was performed. The initial temperature rise was varied between 0.3 and 5^oC/sec by variation of the electric power increase. This should give the influence of the initial temperature rise on the temperature escalation.

Design and construction for the main components of the CORA-facility was continued and production was started. Details of the fuel rod simulator concept were tested at high temperatures. A facility for the test of the complete fuel rod simulator was designed. This test should give the final concept and the values for the heating equipment. An expert opinion for safety of the facility in a supposed steam explosion was obtained. The chosen safety concept was proved by this expert opinion.

Results obtained

All experiments on the temperature escalation for variable initial temperature rise gave a distinct increase of the temperature rise rate. The maximal temperature gradient reached was about 6^oC/sec. In all cases the maximum temperature remained below 2100^oC. Limitation of the reaction energy was caused by run down of the molten zircaloy out of the reaction zone. Also the formation of a hydrogen layer on the surface of the oxyd may have influenced the limitation of the escalation.

Plans for future work

Work on the temperature escalation will be continued in single rod and bundle experiments.

Comparison of results in steam and Ar/O₂ mixtures with improved axial temperature measurement shall give information on the possible influence of a hydrogen layer.

Building of the CORA-facility is going on by design, construction and ordering of components.

06.01.16/07A Long Term Coolability of Severely Damaged Cores
PNS 4250 (COLD Program)
(G. Hofmann, H. Schneider; IRB)

Work performed

The more important results of the feasibility study were summarized in Ref. 1. The dependence of the dryout heat flux from the bed depth was investigated with a series of 111 additional dryout tests. In these tests also the location of the first dry spot was measured; a computer model for predicting this location was developed and compared with experimental data.

Results obtained

The existing information on the high temperature core degradation was found to be insufficient to geometrically characterize the core debris with poorest coolability which has to be expected. Also it seems not yet possible to reliably predict the coolability of well defined debris and experimental work especially for combined top-fed and bottom-fed situations seems necessary as basis for reasonable analytical models.

A comparison between the model of Ref. 2 with experimental data for bottom inlet flow by natural convection revealed a remarkable discrepancy.

The dryout heat flux was found to be independent of bed depth for top-fed beds of 3 mm-spheres when they were deeper than 250 mm, though an influence up to 400 mm was reported earlier due to the misleading interpretation of a very small data base. It was found that even with 3 mm-particles long-term boiling causes minor geometrical bed changes and an increased dryout heat flux as a consequence.

The evaluation of the top-fed experiments resulted in an improved understanding of dryout as the end of a hydraulically transient process characterized by a time-dependent saturation change in the bed, which precedes the appearance of the first dry spot. A quasi-steady-state computer model was developed to describe this process and to predict the location of the first dry spot in the bed. Model and experiment are in reasonable agreement.

Plans for future work

Since the prediction of the pressure difference within the bed seems to be a weak point of existing dryout models, future experiments with up to 1 meter deep beds are planned to explore this point; they will be set up to investigate mainly combined top-fed and bottom-fed situations.

References

- /1/ G. Hofmann, H. Schneider:
Langzeitkühlung im stark beschädigten Core,
PNS-Jahresbericht 1981, KfK 3250 (1982)

- /2/ R. J. Lipinski:
Bottom-Fed Deep Debris Bed;
Adv. Reactor Safety Research Quarterly Rep., Jan.-Mrch. 81,
NUREG/CR 2238 (1982)

06.01.17 Investigations on the Accident Behavior of Advanced
 Pressurized Water Reactor (FDWR)

06.01.17/07A Flooding and Deformation Behavior of Closely Packed
PNS 4240.1 Hexagonal Fuel Rod Bundles
 (F. Erbacher, W. Just, P. Schäffner, He. Schmidt,
 K. Wiehr; IRB)

Work performed

- Fabrication of electrically heated fuel rod simulators with cosine shaped axial power profile.
- Development of a testing device to measure the local electrical resistance of the heating element (qualification of the axial power profile).

Results obtained

Work was concentrated on the modification of the test rigs (power supply and control, test sections, data acquisition system) and on the development and fabrication of fuel rod simulators. No tests were performed.

Plans for future work

- Fabrication of fuel rod simulators.
- Assembly and instrumentation of the 61-rod test bundle.
- Burst tests on shortened single rods to investigate the deformation of smooth SS-cladding tubes and those with six integral helical fins.
- Bundle test with flooding on a 61-rod bundle with Zircaloy cladding tubes.

06.01.17/08A Examinations on the Fuel Rod Behavior of Advanced
PNS 4240.2 Pressure Water Reactors during Accident Conditions
(P. Hofmann, J. Burbach, H. Metzger; IMF)

Work performed

Uniaxial tensile tests with corroded stainless steel 1.4970 flat specimens from 400 to 1000°C.

Results obtained

Flat specimens of 1.4970 austenitic steel were subjected to corrosion at 650°C by uranium dioxide to which the fission products Cs, I, and Te had been added. Tensile tests were performed after corrosion, and the changes in loading capability of the corroded specimens in contrast to the uncorroded specimens were correlated with the measured reaction zone thickness. To quantitatively describe the change in the mechanical properties of steel as a result of corrosion, a coefficient of effectiveness and a ductility factor were defined. The coefficient of effectiveness and the ductility factor were determined as functions of the mechanical-thermal pretreatment of the steel, simulated burnup, corrosion depth, test temperature and strain rate. It appears from the test results that the reaction zone in most cases actually enhances the strength of the corroded specimens. However, the ductility of the corroded cladding material is always reduced /1/.

Plans for future work

- Investigation of the chemical interactions between stainless steel and UO_2 above 1000°C.
- Creep-rupture experiments with SS 1.4970 tube specimens containing small amounts of simulated fission products.

Literature

- /1/ L. Schäfer, P. Hofmann:
Zugeigenschaften des austenitischen Stahles 1.4970 nach Korrosion mit UO_{2+x} und Spaltprodukten,
Jahrestagung Kerntechnik 1982, Mannheim, 4.-6-Mai 1982, S. 525 - 528

06.01.17/09A Oxidation Behavior of Stainless Steel Cladding
PNS 4240.3 Tubes in Steam
 (S. Leistikow, Z. Zurek, G. Schanz; IMF-II)

Work performed

Comparative investigations into the kinetics of steam oxidation of tube sections of stainless steel material No. 1.4970 and Zircaloy-4 of SNR (LMFBR) or LWR dimensions, respectively, at 600 to 1300°C up to 6 hours. Evaluation by gravimetry, metallography and microanalysis.

Results obtained

For the steel the investigations showed an altogether parabolic behavior of weight gain (oxygen uptake) as function of time. For Zircaloy, in contrast, the known transition to breakaway-determined enhanced, linear oxygen uptake is observed after initial cubic/parabolic time function in the temperature range 600 to 800°C and at 1000°C. The comparison of the reaction rates of steel and Zircaloy shows higher values for Zircaloy (at high temperatures by about 40%). This higher rate, however, is approximately comparable to the exposed higher design wall thickness of weaker Zircaloy-4 material. This explains why the gravimetric measurements have resulted in similar wall consumptions in time and temperature dependence under the precondition of oxidative damage to the tube materials in their wall dimensions used here (steel: 500 µm). The metallographic investigations show that in reality the oxygen diffusion is appreciably in advance of the completed reactive consumption. So total wall penetration was registered already after 50% uptake of the oxygen required for total metal transformation in case of Zircaloy and after 80% for the steel. Those reactions which were continued until total oxidation at 1200 to 1300°C resulted in considerable tube wall swelling: For the steel the external diameter was observed to grow and the internal to diminish, for Zircaloy growth of both was measured. Now a detailed analysis of the oxidation products is being performed.

Plans for Future work

Investigations of the oxidation kinetics of the ferritic 12% Cr-steel, Material No. 1.4914.

06.01 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS

PNS-Subproject 4300 - Investigation and Control of LWR Core-Meltdown

Accidents

- 06.01.11 Reaction Behavior, Activity Release and Transport of
Fission Products during Core-Meltdown
- 06.01.11/21A Investigations on the Interactions of Fission Products
PNS 4311 Aerosols in LWR-Containments
(W. Schöck, H. Bunz, M. Koyro; LAF I)

Work performed, Results obtained

The version NAUA-Mod4 of the computer code was completed. Its input especially regarding the particle source and the thermodynamic conditions is more flexible to enable the user to calculate different scenarios without changing the program itself. In addition an option was inserted to carry out multi-compartment calculations in one job.

At the end of march 82 the version Mod4 was handed over to the USNRC. To introduce the users into the code a workshop was held in Palo Alto CA which many representatives of different US-organisations participated in.

In completing the calculations to the release category FK 2 a total decontamination factor of 140 was evaluated in comparison to 4 in the German Risk Study. The progress was achieved by taking into account the depletion of the aerosol particles in the annular gap and the auxiliary building.

The planning of the large scale experiment for demonstrating the natural aerosol decay was started. The parts of the total work concerning each of the different partners. Battelle, Frankfurt, KWU, Erlangen, EIR and KfK/LAF I, were defined. The coordination and organization will be performed by KfK/PNS and GRS/FB. The planning for the aerosol measuring technique and the aerosol generation was completed, preparatory work is started. Additionally the discussion with all partners taking part in the experiment will be continued.

Plans for future work

The work for the demonstration has priority. Other work will be postponed if necessary.

06.01.11/23A Constitution and Reaction Behavior of LWR Materials at
PNS 4314 Core Melting Conditions
(H. Holleck, A. Skokan, E. Nold, G. Reiser,
G. Schlickeiser; IMF I)

Work performed

Differential thermal analyses have been carried out in the ternary U-Zr-O system within the temperature range between 1500 and 2000°C.

Results obtained

The eutectic temperature in the quasi-binary subsystem U- α -Zr (O) measured by earlier isothermal investigations is essentially confirmed by the DTA investigation. The microscopical examination of the samples with the object of revising the eutectic composition in this subsystem is not yet terminated.

Plans for future work

- Continuation of the investigations in the U-Zr-O system.
- Investigations on the release of components and compounds in the core melt-concrete Interaction period.
- Examination of burn-up LWR fuels regarding their release and reaction behavior.

06.01.11/24A Material Investigations in the Framework of the

PNS 4317 BETA Experiments

(V. Schauer, A. Skokan, Ch. Braun, H. Janzer; IMF I)

Work performed

- Extended theoretical assessment of thermochemical data for the chemical reactions having considerable influence on the interaction between core melt and high-density concrete (with iron oxide), the oxidation of the metal components by CO_2 being included.
- Preliminary experimental tests of the gas analyses.

Results obtained

Thermochemical data of all relevant chemical reactions that are required for the WECHSL code have been achieved and compiled. The reactions between Zr, Cr, Fe and H_2O , Fe_3O_4 were considered. Experimental results are not yet available.

Plans for future work

- Experimental investigations regarding the interaction between high-density concrete and metallic core melt.

06.01.11/25A Experiments on Fission and Activation Product Release

PNS 4315 During Core Meltdown

(H. Albrecht, K. Nolte, V. Prech, K.H. Simon, H. Wild; IRCH)

Work performed

5 release experiments were carried out with the following aims:

- a) Improved assessment of the release characteristics of Ru as a function of temperature and time (former results were close to the detection limit and must be taken, therefore, as upper-limit values);
- b) Release measurement of the fission products Ce, Zr, and Nb in the temperature range $2400 - 2700^\circ\text{C}$;

- c) Release measurements of the Zircaloy cladding constituents such as Zr, Nb, Sn, Cr, Sb, Fe, and Co at 2400 - 2700°C;
- d) Investigation of the fission product release of Te, Sb, and Ru during melt/concrete interaction in air; procedure: a liquid corium melt was prepared in a ZrO₂ crucible which broke at 2400°C and brought the melt into contact with the interior of a concrete crucible; the induction heating was continued during the interaction process for 6.2 min;
- e) Investigation of the release behavior of CsI at 1200 - 2000°C in steam.

Results obtained

- a) The integral Ru release in steam was found to be only 0.0003% in 6.5 min at 2450°C; this corresponds to a release rate < 0.0001 per min which is one order of magnitude less than the result of earlier experiments.
- b/c) In both experiments the melt temperature was $\geq 2600^{\circ}\text{C}$ for 2 min and $2750 \pm 100^{\circ}\text{C}$ for about 0,5 min. As an obvious consequence, the boiling point of the metallic melt components was exceeded because melt droplets were found at the beginning of the aerosol transport system which did not appear in former tests but which now pretended a highly increased release. The aerosol fraction of the released products which was transported to the filters, however, was up to 3 orders of magnitude smaller. The measured release values (in %) are shown in the table; it is indicated for each element if the values are due to the release from the fuel matrix (F) or from the Zircaloy cladding (C), respectively.

Element	Percentage Release found on	
	Transport Line	Filter
Ce (F)	0.55	0.05
Zr (C)	0.86	0.0012
ZR (F)	0.97	0.0015
Nb (C)	3.69	0.022
Nb (F)	2.01	0.007
Sn (C)	17.0	17.8
Sb (C)	16.0	17.7
Cr (C)	10.1	2.06
Fe (C)	4.96	1.64
Co (C)	5.76	1.33

- d) The results indicate that at the beginning of the melt/concrete interaction the release rates of the elements investigated do not change drastically. In comparison with tests in a steam atmosphere, the integral release was higher for Ru while it was lower for Sb and Te. The quantitative evaluation is not yet complete.
- e) Following to a somewhat higher release of I in the temperature range of 1200 - 1400°C, the elements I and Cs both exhibit about the same release rates up to 2000°C. This indicates that the CsI contained in the fissium matrix is stable up to temperatures far above the boiling point (1280°C) and that it is released most probably without changing its chemical form.

Plans for future work

- Additional tests to investigate the release during melt/concrete interaction
- Systematic investigation of the behavior of I, Cs, and Te during and after release from the fuel.

06.01.12 Investigation on the Interaction of Steel Melts and Concrete

06.01.12/20A Erosion of Concrete by Steel Melts - Investigation of the
PNS 4325 Melt Front Velocity
(S. Hagen, A. Grünhagen, H. Malauschek, K.P. Wallenfels; IT)

Work performed

In the period of report testing of the systems for measuring the temperature distribution and melt front propagation were continued. For this the usual thermite melting experiments were performed:

Tests with 100 kg thermite in crucibles of US-geometry (100 cm high), 60 cm diameter; cavern: 50 cm depth, 40 cm diameter) and 300 kg in BETA-geometry (300 cm high, 110 cm diameter; cavern: cylindrical lower region: 38 cm diameter - 83 cm diameter, 70 cm depth).

We have tested the applicability of NiCrNi thermocouples with 0,5 Inconel sheath. The cross section of this type is by a factor 4 smaller than a thermocouple of 1 mm. This has a distinct advantage in respect of the higher thermal conductivity of the thermocouple in comparison to the concrete.

Furtheron we have tested the applicability of light guides for the determination of the melt front propagation. The front end of the light guides are embedded in different depth into the concrete. The arrival of the melt front is signalized by the increasing brightness at the front end.

Results obtained

Tests with 0,5 mm thermocouples within US and BETA crucibles have shown, that these thin sheathed thermocouples can be used with success in large concrete units. Comparison of measurements of the melt front penetration with light guides and thermocouples have shown, that also the guide tubes can be used for the determination of the melt front propagation. The uncertainties in time determination are larger for light guides than for thermocouples. But the independency from induction fields recommend this method as back up solution.

Plans for future work

The methods discussed should be tested in crucibles which are fabricated in the same way as the original BETA-crucibles.

06.01.12/21A Experiments on the Interaction of Steel Melts and Concrete
PNS 4323 (D.Perinić, M. Hespeler, B. Kammerer, U. Kirchhof, H. Lukitsch,
A. Mack, N. Paroth, H. Wleklinski; IT)

Work performed

Work relating to following items of research program has been carried on:

1. Concept, planning, construction of the BETA test facility for experiments on the interaction of steel melts and concrete.
2. Development and acquisition of the measuring technology for the facility.
3. Planning, preparation, implementation and evaluation of preliminary experiments.
4. Coordination of construction measures including the licensing procedure.

Results obtained

Ad 1: Most of the plant components have been delivered and are kept in an intermediate store at KfK until assembly will start.

To test the thermite casting system a pouring experiment involving 1000 kg of thermite mass was performed with the supplier firm. The results have shown that the thermite pouring facility can be installed in BETA without major modifications. The specification for the offgas section was elaborated. Two quotations have been received from the firms contacted. Since a flow measurement without reduction of cross section seems possible today the available concept of the offgas system was modified. Instead of two offgas lines with safety fittings only one offgas line without safety device was provided in the new concept. However, for safety reasons this line must have a cross section of free flow of 400 mm diameter.

The crucible accommodation device was designed and the sequence of assembly steps specified.

Ad 2: Preparation of the fabrication documents as well as preliminary testing by the Technical Inspectorate (TÜV) of the immersion probe system have been completed. Fabrication of the facility is under way.

The crucible balance was modified in order to achieve the required accuracy of measurement. Acceptance took place on June 9, 1982.

With the results of measurement of the 1000 kg Thermite test at hand, a two-color pyrometer was selected and acquired for measurement of the temperature of the pouring stream.

Wiring diagrams for the instrumentation of the BETA tests have been designed. The complement of the KfK control room console was specified and the process of acquisition initiated. Various measurement devices (pressure, flow, crucible monitoring) have been bought and tested.

Ad 3: Within the period of reporting three BETA preliminary tests were performed for development of the measurement and crucible technology, two of them on a true scale.

In test M102 the crucible and the cap were made on BETA scale and adapted to the BETA volume, respectively. The offgas was removed via a 10 m long thermally insulated line. The fire-proof lining of the offgas line caused particular difficulties in fabrication and therefore delivery was delayed by approximately six months. The objectives of the experiment were to test the crucible reinforcement, crucible monitoring and cap pressure measurements systems, the periscope cooler with ratio pyrometer, two periscope mockups, the fire-proof lining of the offgas line, and the gas measurement system supplied by KWU. The test has not yet been evaluated. Test US5, preceded by cold tests, served to test a thermite metering device. By continued trickling of the thermite powder the melt was to be kept liquid for an extended period. Therefore, 10 kg were ignited in the crucible and 75 kg of thermite powder added by trickling from the bin. The configuration has proved its worth.

In test M103 about 100 kg of thermite powder were ignited in the crucible and about 900 kg of thermite powder were to be added by trickling from the thermite metering device with bin tested in test US5. The test started as planned but after about 120 kg of thermite powder had been added, the metering device became clogged. The reason was the steam which escaped from the crucible and condensed in the bin containing

the thermite powder. The test must be repeated.

Ad 4: After the partial license had been granted for all shell constructions, construction work started according to schedule in the 7th calendar week of 1982. On account of unforeseeable difficulties with the ground water level for the two excavations (inductor, capacitor batteries) all subsequent dead lines had to be postponed by up to three weeks. Construction work has proceeded since within the time limits set. Towards the end of the period of reporting most of the shell constructions will have been completed.

Meanwhile, the authority has granted the licenses both under the construction and water laws.

Plans for future work

Continuation of work on 1., 2., 3., and 4.

06.01.12/22A Hydrodynamical and Thermal Models for the Interaction
PNS 4331 of a Core Melt with Concrete
(M. Reimann, S. Stiefel; IRB)

Work performed

- Extension of the WECHSL code for high density concrete
- Computations for the swedish BWR-plant Barsebäck
- Programming work for the iodine model.

Results obtained

The WECHSL code was extended to cover also the decomposition of high density concrete containing a considerable weight fraction of Fe_3O_4 . The Fe_3O_4 droplets entering the metal melt cause a direct oxidation of the metal constituents in the order Zr, Cr, Fe, Ni under formation of FeO. In parallel, the gases H_2O and CO_2 released from the concrete oxidize the metal constituents Zr, Cr, Fe under formation of H_2 and CO. These burnable gases are partly recombined to H_2O and CO_2 by the Fe_3O_4 molten through the attack of the oxide melt, again under formation of FeO.

By using high density concrete containing Fe_3O_4 , the exhaust of the combustible gases H_2 and CO from the core melt to the containment atmosphere may be reduced. Moreover, the metal melt may be oxidized completely within the first day of the core melt/concrete interaction.

Within the FILTRA project, calculations have been performed for a hypothetical core melt accident in the Swedish BWR plant Barsebäck. After failure of the RPV the core melt will slump down into a dry concrete cavity where it contacts a steel door. With a simplified version of SYMROT, crust formation, transient heat conduction in the crust as well as in the steel door, and finally the melting of the steel door have been treated. The computations resulted in failure of the door within a few seconds.

After the core melt has slumped down into the suppression pool, the concrete decomposition was computed with WECHSL under the condition that the melt is flooded. Massive crusts are formed rapidly at the lower bound of the metal melt causing an inhibition of the vertical concrete erosion so that the melt propagates preferably in radial direction. When the molten pool is bounded by a fire brick lining, pulsating freezing and remelting of the crusts is predicted.

Plans for future work

- Further development of physical models.
- Computations of simulation experiments and of core melt accidents.

06.01.12/23A Development of Models for the Analytical Description
PNS 4334 of Core Meltdown Accidents
(H. Alsmeyer, K. Dres; IRB)

Work performed

- Experiments on fluid flow and heat transfer in simulated core melts with interfacial crusts
- Installation and test of experimental facility to investigate crust formation in a two component model fluid with decay heat simulation.

Results obtained

In the late phase of a core melt down accident, formation and behavior of interfacial crusts of the metallic and oxidic components are very important. In addition to the strong influence on the heat transfer from core melt to concrete, existing crusts will remarkably reduce the gas release. Especially, a reduction of hydrogen production may be expected, as the reaction rate for the reduction of water vapor/oxidation of metals is much slower for the gas-solid chemical reaction.

The model experiments investigate heat transfer at presence of crusts. On the base of earlier experiments it is assumed, that crusts over horizontal surfaces have holes to release gases escaping from the concrete. However, vertical walls are covered by a gas tight crust and gas is escaping between crust and decomposing concrete. The model experiments, first carried out with water to simulate a low viscous, low Pr-number melt, show that the mean heat transfer from the melt to the crust surface is in a large range independent of the number of gasing holes and depends only on the volume flux of the gas. For horizontal crusts, the heat transfer coefficient is proportional to $Re^{0.4}$, where Re is formed with the superficial gas velocity, and is independent of driving temperature difference. Heat transfer to a vertical crust which is, for the conditions mentioned above, in contact to a gas agitated fluid, practically agrees with the heat transfer to the horizontal crust. This signifies that the heat transfer is dominated by the stirring of the gas bubbles in the pool whereas the release of the bubbles from the surface is of minor importance to the mean heat transfer. Present experiments with highly viscous fluids investigate the influence of Pr-number on heat transfer to allow application of the experimental results to the different components of a core melt.

An experimental facility has been built up to investigate the formation of crusts in the late phase of a core melt down accident using simulant materials. Dry ice simulates the gas release of the concrete, water and a layer of oil simulates the metallic and the oxidic phases of a core melt, respectively.

Placing a grid of heating rods in the layer of oil decay heat may be simulated. First investigations show, that crust behavior over long times may be studied, where the decay heat may be varied as a parameter of the system.

Plans for future work

Further heat transfer measurements for crusts with gasing holes.
Investigation of the formation and stability of crusts in heated two-component melts.

06.01. SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANTS

PNS-Subproject 4400 - Improvement of Fission Product Retention and
Reduction of Radiation Load

06.01.14 Offgas Filters in Nuclear Power Stations

06.01.14/13A Determination of the Iodine Species in the Exhaust

PNS 4414 Air of Boiling Water Reactors

(H. Deuber; LAF II)

Work performed

Continuous operation of radioiodine species samplers in the stack exhaust and in the following main exhausts of a boiling water reactor (BWR4):

- reactor building exhaust
- radwaste bay exhaust
- operations building exhaust
- chemical laboratory hood exhaust
- turbine building exhaust

Partial operation of radioiodine species samplers in the following exhausts:

- gland seal exhaust
- annulus exhaust
- offgas.

Results obtained

The results attained in the stack exhaust and in the main exhausts were similar to those attained in the first half year of measurements: In the stack exhaust the percentage of the radiologically decisive elemental ^{131}I was smaller than that of the organic ^{131}I . The reactor building exhaust was the main source of the elemental ^{131}I released to the environment.

The measurements in the gland seal exhaust, annulus exhaust and offgas revealed that these exhausts are completely irrelevant for the release of ^{131}I .

Plans for future work

Termination of the measurements in BWR4 after a measurement time of one year.
Start of corresponding measurements in another boiling water reactor.

06.01.14/14A Development and Improvement of Exhaust Air Filters

PNS 4415 for Accident Conditions

(H.-G. Dillmann, H. Pasler, R. Maier, H. Schmitt; LAF II)

Work performed

Since at present the input data for the NAUA code to be applied to core meltdown accidents are being discussed, the computations have been interrupted for the time being.

Investigations into metal fiber filters were carried on.

Measurements were made under normal conditions and at elevated temperature of the removal efficiencies with different face velocities using 2 μm fiber filters. A first high-load test was performed.

Results obtained

Decontamination factors $> 10^5$ were attained at face velocities up to 40 cm/s and with the use of 2 μm fibers. The tests at elevated temperatures were performed up to 200°C. With increasing temperature an increase in the removal efficiency was found which attained a factor 5 from room temperature to 200°C. The influence of the humidity of the air was studied up to 95 % RH. No significant influence of the air humidity was detected. First tests on highly loadable all-metal roughing filters have started. Extremely high loading values of about 5 kg/m² of filter surface have been attained with particle sizes between 1 and 10 μm ($\eta > 97$ %).

Plans for future work

Work will continue with new input data as soon as reliable values have been obtained from working programs under way.

The investigations of metal fiber filters will be continued while varying the pressure and humidity and considering the combined influence of pressure, temperature and humidity. The all-metal roughing filters will be evaluated for different fibers in terms of their size-specific removal efficiencies and capabilities of storing large masses.

06.01.14/15A Investigations into the Behavior of HEPA-Filters at High
PNS 4416 Temperature, High Humidity and Elevated Differential Pressure
(V. Rüdinger; LAF II)

Work performed

To investigate the response of HEPA filters to high humidity three more endurance tests were performed. Two conventionally pleated filter elements with wooden frames that were preloaded up to 600 Pa during service operation and a new filter element with a metal frame designed for elevated temperatures were operated with air of up to 100 % RH and during the final phase additionally with water droplets.

The third series of structural tests with commercial HEPA filters and modified prototypes at the Los Alamos National Laboratory was prepared.

The detailed planning of the test facility BORA was started. Within this phase the design is revised in order to further reduce the costs.

Results obtained

Resistance of the loaded filters at rated flow increased up to 1.6 kPa when humidity was increased to 100 % RH. Operation of water sprays lead to a pressure drop of 6 kPa. The filters failed as a consequence of the mechanical load. The resistance increase of the new filters at 100 % RH was less pronounced. A steep increase was also observed under fog conditions. Due to the filter design failure occurred already at 3.5 kPa. The failure modes are the same as those observed with the structural tests at high air velocities, however, failures occurred at about half the break pressures.

Plans for future work

The new method for the determination of filtering efficiency under accident conditions will be compared with standard procedures at normal operating conditions.

Investigations into the resistance characteristics of HEPA filters at high humidities will be continued.

The execution of the 3rd series of structural tests is planned for the 3rd quarter of 1982.

06.02 SAFETY AND ENVIRONMENTAL PROTECTION OF REPROCESSING PLANTS

PNS-Subproject 4500 - Safety of the Reprocessing

06.02.01 Incident Analysis for the Large Reprocessing Plant

06.02.01/08A Incident Analysis of the KfK Prototype Dissolver Offgas
PNS 4513 Cleaning System for the Large Reprocessing Plant:
Application of a Barrier Model to the Facility PASSAT
(S. Fenyi, K. Nagel, G. Weber, H. Wenzelburger; IDT)

Work performed

- A 'release-tree' of the facility PASSAT removing aerosols and iodine from the dissolver off-gas has been made available.
- Fault trees with the top event 'failure of a barrier of PASSAT' have been drawn up.
- Known physical dependencies of the PASSAT barriers have been described.

Results obtained

- The physical dependencies of following barriers of PASSAT have been adapted to the existing software program:
 - a) packed fiber mist eliminator with flushing capability
 - b) HEPA-filter
 - c) iodine-sorption-filter
- Two release paths of the 'release-tree' have been investigated in detail. These paths were iodine and aerosols released under accidental conditions.
- In a separate analytical model the distribution function of the amount of toxic fission products has been calculated for a single barrier at any time using following assumptions:
 - a) linearly increasing amount
 - b) monotonously increasing amount.

Plans for future work

- Refinement of the barrier models of PASSAT
- Calculation of additional paths using the 'release-tree' PASSAT
- Application of the analytical model of one barrier to the filters of PASSAT.

06.03 MITIGATION OF CONSEQUENCES

PNS-Subproject 4800 - Behavior, Impact and Removal of Released
Nuclear Pollutants

06.03.01 Investigation of the Physical and Chemical Environmental
Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular
Biological Effectiveness

06.03.01/07A Investigation of the Physical and Chemical Environmental
PNS 4812 Behavior of Radionuclides Characterized by a Particular
Biological Effectiveness: Pu, Am, Cm
(H. Schüttelkopf, M. Pimpl, J. Hiller, G. Hefner; HS)

Work performed

- The analytical procedures for Pu, Am, and Cm were proved and adjusted on all plant materials which will be produced in a greenhouse.
- The releases of Pu with gaseous and liquid effluents of the Karlsruhe reprocessing plant were measured monthly.
- Experiments were continued to increase the mobility of actinides in soil columns.
- Preliminary work was done for the measuring of transfer factors in a greenhouse.
- Investigations on the field of conventional soil analysis were continued.

Results obtained

- In total, 20 soil columns of 30 cm diameter and 80 cm of length were taken undisturbed at 9 locations of different soil types, which were important for agricultural use. These soil columns will be contaminated at the surface with Pu, Am, and Cm and then be irrigated for 6 to 12 month with solutions of complexing agents with preference of those which are biologically decomposable. In this way it should be possible to displace the actinides in deeper soil layers and to decontaminate the surface soil layer, which is essential for agriculture.

- For growing plants on contaminated soils the growing procedures in common use in agriculture and horticulture are not suitable. Therefore plant cultivation was started on not contaminated soils to work out special cultivation technics which can be used when plants are to be grown on contaminated soils.

Plans for future work

The monthly measuring of the releases of Pu from the Karlsruhe reprocessing plant and the determination of the actinide concentrations in the environment of this plant will be continued. In addition to experiments to increase the mobility of actinides in soil the measuring of transfer factors will be started. The work on conventional soils analysis will be extended.

06.03.02 Investigations on the Spreading Behavior of Nuclear
Pollutants in the Short Range and the Mesoscale

06.03.02/15A Investigation of the Atmospheric Dispersion of Radioactive
PNS 4822 Pollutants in the Mesoscale (> 15 km)

Work performed

A tetroom flight series has been carried out from 12th through 17th of May. Five tetrooms have been launched and radar tracked at the Rohrbacher Hof (east side of the Rhine valley) during NE winds, 3 tetrooms at Minfeld (west side of the Rhine valley in the Pfalz area) during south-western wind. All of the tetrooms were equipped with transponders and were tracked up to 80 km, at an average height of 400 m above ground. That means the transponders complied with the expectations. Four out of the eight transponders have been sent back to KfK.

Results obtained

The 29 tetroom flights of the PUKK campaign carried out in Sept./Oct. 81 have been plotted. From one of the successive flight series the horizontal dispersion parameter σ_y as dependent on the source distance has been calculated;

The slope of that curve, which describes the increase of the horizontal plume dimension, is consistent with category D as determined for shorter distances with tracers at KfK and as reported for longer distances by other institutions.

Plans for future work

As soon as the complete measured data of the PUKK-campaign are available, the measured trajectories will be compared to the ones determined from the wind field. Informations are collected about radar instruments which can communicate with transponders. These informations prepare a possible choice of a KfK owned radar system.

06.03.02/16A Atmospheric Diffusion Models for Particular Meteorological
PNS 4824 Situations

Work performed, Results obtained

A planned SF₆ diffusion experiment to be performed in cooperation with JRC Ispra (sample evaluation) has been cancelled because of unfavourable meteorological conditions during the foreseen time period.

Diffusion experiments performed during very unstable stratification (category A, partly weak winds) could not adequately be evaluated with the previously used standard computer program (assumption of a straight horizontal plume axis). A new evaluation code has been designed and programmed according to a proposal of Lamb, USA. This proposal takes into account that in predominantly convective turbulence the slow downward air motion influences the plume longer than the more intensive upward motion. The plume axis, therefore, is deformed. For the category A experiments a satisfactory correlation of measured and calculated tracer concentrations could be achieved.

Plans for future work

The experiment evaluation with the computer code according to Lamb will be continued. These evaluations will be extended to experiments performed with source heights of 60 and 100 m.

06.03.02/17A Investigation of Remote Sensing Methods with Respect to
PNS 4825 their Suitability to Measure Meteorological Parameters
in the Atmospheric Boundary Layer

Work performed

Two Doppler SODAR instruments are operated close to the meteorological tower. The SODAR-R (sounding frequency of 1600 Hz) is routinely operated since Nov. 81. It performed satisfactorily even during the strong winter period, without essential interruptions. The SODAR B1 (sounding frequency of 3200 Hz) is routinely operated since Dec. 81. The higher frequency results in a reduced measuring range as compared to 1600 Hz. This SODAR is planned to be equipped with a heating device in order to avoid negative effects by snow or ice in winter.

Results obtained

Some problems of siting a SODAR could be identified. A minimum distance from reflecting walls (buildings) should be observed. Forest around a SODAR produces diffuse fixed echoes which influence - dependent on weather situation - the measured data of the lower boundary layer.

Plans for future work

A one year operating period of each SODAR is planned. The measured data are compared to those of the meteorological tower.

06.03.02/18A Modelling of Long-Range Transport of Pollutants
PNS 4826 (G. Halbritter, G. Neumann-Hauf; AFAS)

Work performed

The implementation of the MESOS program on the KfK computer is finished. The program consists of two main parts:

- the Puff Development Module (PDM) and
- the Puff Exposure Module (PEM).

The puff development module uses a data base of meteorological data to follow the trajectories and predict vertical dispersion of successive puffs in discrete time steps. It retains the predicted puff histories on tape including puff positions, amounts of pollutants per unit of layer thickness ground level, and records of dry and wet deposition for various pollutants. The puff histories are used by the PEM program to estimate the contamination in the form of time integrated atmospheric concentrations, dry and wet deposition for continuous releases between the discrete puffs treated by PDM.

Results obtained

The meteorological data base of the year 1973 as well as the MESOS suite of program were implemented on the KfK computer. Additional programs for statistical analysis of the consequences of hypothetical short period releases were generated.

Plans for future work

Calculations will be carried out to reproduce the calculations performed by Imperial College under contract of Kf K in order to terminate the implementation of the program and its data base.

- 06.03.03 Investigation of the Radiologic Impact of Reactor
Accidents under Probabilistic Aspects
- 06.03.03/09A Application of the Consequence Model of the German Réactor
/10A Safety Study on Actual Problems
- PNS 4831/32 (A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt; INR
W. Hübschmann, S. Vogt; HS, F. Horsch; PNS-PL)

Work performed, Results obtained

On the basis of an earlier study a revised risk estimate for accidents induced by an air crash on the fuel element fabrication plant ALKEM was performed.

For the FBR risk study on request of the Enquete Commission of the German Bundestag the consequence calculations were done by KfK/PNS. The consequence calculations for the Jülich HTR study was done by KfK/PNS as well.

Plans for future work

Since January 1982 the phase B of the German Reactor Safety Study is under development.