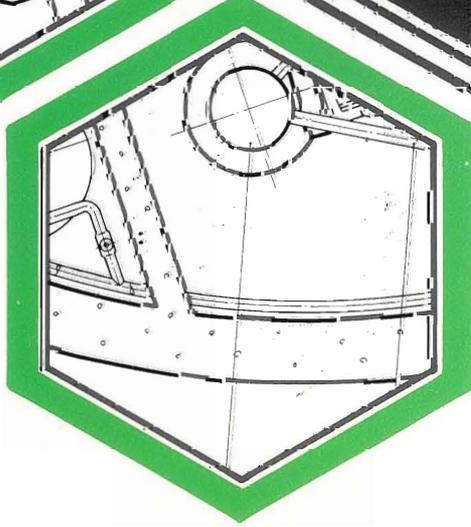
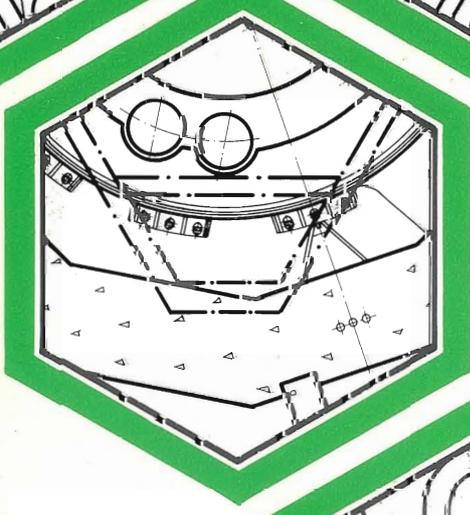
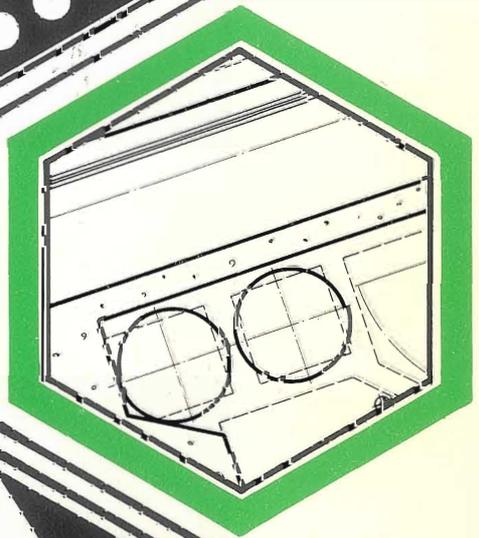
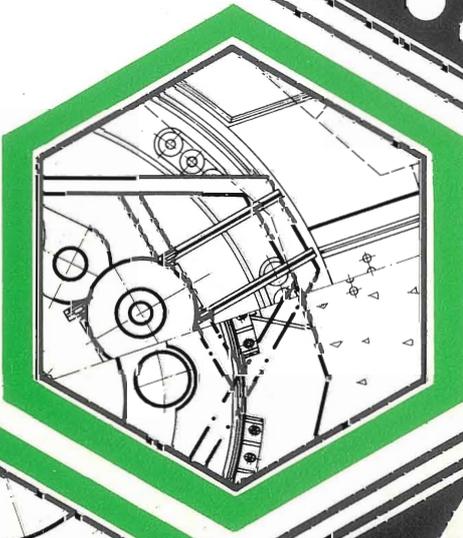
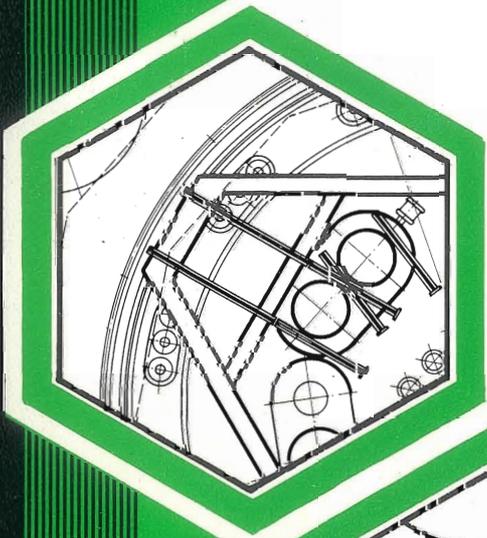


KFK-Ext. 8/75-4

(2. Ex.)

10 JAHRE IRE

Nicht entleihen



Gesellschaft für Kernforschung m.H.R.
Zentralbibliothek

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Externer Bericht

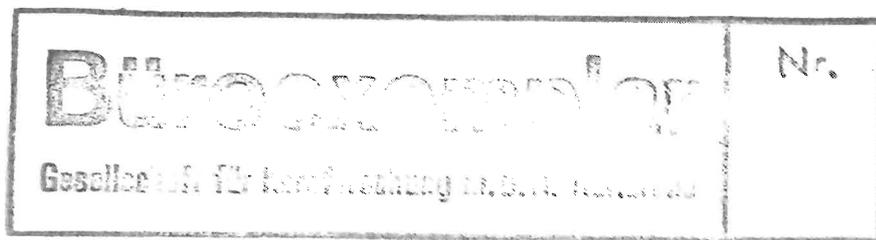
8/75-4

Institut für Reaktorentwicklung

Mai 1975

Gesellschaft für Kernforschung m. B. H.
Zentralbücherei

10 JAHRE INSTITUT FÜR REAKTORENTWICKLUNG



Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

10 JAHRE INSTITUT FÜR REAKTORENTWICKLUNG

Zusammenfassung

Anlässlich des zehnjährigen Bestehens des Instituts für Reaktorentwicklung der Gesellschaft für Kernforschung im Mai 1975 soll dieser Bericht dazu beitragen, einen Überblick über die bisherigen Arbeiten des Instituts in den Bereichen des Projektes Schneller Brüter, des Projektes Nukleare Sicherheit und Rechnerunterstütztes Entwickeln und Konstruieren zu geben. Schwerpunktmäßig werden behandelt: Entwurfsstudien für verschiedene schnelle Brutreaktoren, Entwicklungsarbeiten für schnelle Brutreaktoren, Untersuchungen zentraler Sicherheitsprobleme natriumgekühlter Brutreaktoren, wie lokale und integrale Kühlungsstörungen, sowie Analyse von Störfällen geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, spezielle Sicherheitsfragen leichtwassergekühlter Reaktoren, wie dynamischer Beanspruchungen in Druckabbausystemen und Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlust-Störfall, und schließlich Beiträge zur Datenverarbeitung in den Ingenieurwissenschaften.

10 YEARS INSTITUTE FOR REACTOR DEVELOPMENT

Summary

Ten years ago the Institute of Reactor Development was founded. This report contains a review about the research work of the institute in these past ten years. The work was mainly performed within the framework of the Fast Breeder Project, the Nuclear Safety Project and Computer Aided Design. Especially the following topics are discussed: design studies for different fast breeder reactors, development works for fast breeders, investigations of central safety problems of sodium cooled breeder reactors (such as local and integral coolant disturbances and hypothetical accident analysis), special questions of light water reactor safety (such as dynamic stresses in pressure suppression systems and fuel rod behaviour under loss of coolant conditions), and finally computer application in various engineering fields.

INHALTSVERZEICHNIS

	<u>Seite</u>
1. EINLEITUNG	1
2. ENTWURFSSTUDIEN SCHNELLER BRÜTER UND IHRE BEDEUTUNG	5
2.1 Natrium-Brüter-Entwurfsstudie Na 1	6
2.2 Natrium-Brüter-Entwurfsstudie Na 2	9
2.3 Dampfbrüter-Entwurfsstudie D 1	13
2.4 Natrium-Brutreaktor SNR-2, Grundsatzprobleme	16
3. ENTWICKLUNGSSARBEITEN FÜR SCHNELLE BRUTREAKTOREN	18
3.1 Analytische Arbeiten zur Kernausslegung	18
3.2 Technologische Untersuchungen zum Reibungs- und Verschleißverhalten unter Natrium	28
3.3 Ultraschall-Tastarm für natriumgekühlte Reaktoren	30
3.4 Schwingungsverhalten von Reaktor- und Kreislaufkomponenten	32
3.5 Untersuchung von Natriumbränden und Schutz- systemen	33
4. AUSWIRKUNGEN LOKALER KÜHLUNGSSTÖRUNGEN BEI SCHNELLEN BRÜTERN	36
4.1 Allgemeines	36
4.2 Strömungs- und Temperaturverteilung im Bereich lokaler Blockaden	39
4.3 Lokales Sieden	41
4.4 Vorgänge innerhalb lokaler Blockaden	42
4.5 Mechanische Auswirkungen einer lokalen Brenn- stoff-Natrium-Reaktion auf die Kern-Struktur	43
4.6 Detektion lokaler Kühlungsstörungen	47
4.7 Abschaltkriterien	50

	<u>Seite</u>
5. ARBEITEN ZUM NATRIUMSIEDEN	52
5.1 Integrales Sieden im Bündel nach völliger Blockade oder Pumpenausfall	55
5.2 Lokales Natrium-Sieden	62
5.3 Laufende Untersuchungen zum Natriumsieden	66
6. ANALYSE VON STÖRFÄLLEN GERINGER EINTRITTSWAHRSCHEIN- LICHKEIT FÜR SCHNELLE REAKTOREN	70
6.1 Theoretische Arbeiten zur Störfallanalyse des Na-gekühlten Schnellen Brütters	72
6.2 In-pile-Experimente	77
7. BEITRAG ZUR SICHERHEIT LEICHTWASSERGEKÜHLTER REAKTOREN	80
7.1 Experimentelle Untersuchungen zu den Druckabbau- systemen der Anlagen Marviken und Brunsbüttel	81
7.2 Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall	85
7.3 Dynamische Beanspruchung von Kerneinbauten beim Kühlmittelverluststörfall	87
8. DATENVERARBEITUNG IN DEN INGENIEURSWISSENSCHAFTEN	89
8.1 Überblick	89
8.2 Realisierung des Systems REGENT	94
8.3 Entwicklung eines graphischen Systems	95
8.4 Informationssystem zur Reaktorsicherheit RESI	97
9. SCHLUSSBEMERKUNGEN	99
LITERATURVERZEICHNIS	101
ANHANG 1: Übersicht über die im IRE entwickelten und ver- fügbaren Rechenprogramme	A 1
ANHANG 2: Organisation des Instituts für Reaktorentwicklung	A 6

1. EINLEITUNG

Das Institut für Reaktorentwicklung (IRE) der Gesellschaft für Kernforschung in Karlsruhe blickt im Mai 1975 auf ein zehnjähriges Bestehen zurück. Das ist Anlaß, über die bisher geleistete Arbeit in diesem Heft zu berichten.

Das Institut, dessen wissenschaftlich-technische Mitarbeiter Ingenieure sind, beschäftigt sich überwiegend mit Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet der Reaktortechnik. Dadurch stand es von Anfang an in dem Spannungsfeld zwischen Forschung und industrieller Anwendung. Irgendwann mußte jede Idee, wenn sie sich als gut erweisen sollte, das Haus verlassen und im industriellen Bereich angewendet werden. Diese Verknüpfung hat uns dazu gezwungen, in für uns fruchtbarer Weise immer wieder alte Themen zu verlassen und neue aufzugreifen. Von der Entwicklung und den Systemstudien schneller Brutreaktoren verlagerte sich der Arbeitsschwerpunkt auf Untersuchungen zentraler Sicherheitsprobleme natriumgekühlter Brutreaktoren im Rahmen des Projektes Schneller Brüter (PSB) und dehnte sich später auch auf ausgewählte Sicherheitsfragen der Leichtwasserreaktoren im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit (PNS) aus.

An erster Stelle sollen die Entwurfsstudien für natrium- und dampfgekühlte schnelle Brüter genannt werden. Ausgehend von dem geringen Kenntnisstand der Frühphase der Entwicklung wurden Referenzkonzepte entwickelt, an denen sich das ganze weitere Forschungs- und Entwicklungsprogramm des Projekts orientierte, insbesondere die Brennelemententwicklung, die Entwicklung

SPANNUNGSFELD
ZWISCHEN FORSCHUNG
UND ANWENDUNG

PROJEKT SCHNELLER
BRÜTER

PROJEKT NUKLEARE
SICHERHEIT

REAKTORSTUDIEN

neutronenphysikalischer, thermohydraulischer und strukturmechanischer Rechenmethoden und die Definition des Sicherheitskonzeptes. Die gewonnenen Erfahrungen in Verbindung mit einer Anzahl konkreter Problemlösungen wurden dann im Rahmen einer zweiten gemeinsamen Studie zum natriumgekühlten System an die Industrie übergeben und dort zum Prototypreaktor SNR weiterentwickelt.

SCHWERPUNKT
NATRIUMSIEDEN

Ein zweiter Schwerpunkt, der sich aus der für schnelle natriumgekühlte Reaktoren spezifischen Sicherheitsthematik ergab, waren über viele Jahre die Arbeiten zum Natriumsieden. Als erste Gruppe in der Welt konnten wir Siedeexperimente bei einer Geometrie und Wärmebelastung durchführen, die der eines schnellen Reaktors weitgehend entsprachen. Dazu wurde das erste analytische Siedemodell entwickelt, das die Verhältnisse beschrieb und die wichtigen Prozesse deutlich machte. Auch zum Problem der Überhitzung wurden wichtige experimentelle Beiträge geleistet.

LOKALE KÜHLUNGS-
STÖRUNGEN UND
PROBLEM DER SCHAD-
DENS-AUSBREITUNG

Ein weiteres Thema, zu dem neue Erkenntnisse gewonnen wurden, ist das der lokalen Kühlungsstörung mit dem Potential der Schadenspropagation. Die Vorgänge hinter lokalen Blockaden wurden aufgeklärt, die Möglichkeit der Schadensausbreitung über Siedeprozesse, Dampfexplosion und dynamische Strukturbeanspruchung befindet sich in der Untersuchung. Für die Instrumentierung wurde eine zweckmäßige Methodik ausgearbeitet, die daraus zu folgernden Abschaltkriterien wurden aufgestellt.

STÖRFÄLLE MIT SEHR
GERINGER EINTRITTS-
WAHRSCHEINLICHKEIT

In einem durch die Einbettung in das Genehmigungsverfahren terminlich sehr angespannten Programm wurden Rechenmethoden zur Beschreibung von Störfällen mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit entwickelt und auf den SNR 300 angewandt.

Durch unsere Beteiligung an aktuellen Genehmigungsverfahren von Leichtwasserreaktoren wurden wir frühzeitig auf die dynamischen Beanspruchungen beim Kondensationsprozeß in Druckabbausystemen aufmerksam, eine Problematik, die später durch den Störfall im Druckabbausystem des Kernkraftwerks Würgassen aktuell wurde. Wir haben deshalb im Rahmen der Containment-Versuche im schwedischen Kernkraftwerk Marviken Messungen solcher dynamischer Effekte mit interessanten Resultaten durchgeführt. Später haben wir uns an ähnlichen Messungen im Kernkraftwerk Brunsbüttel beteiligt. Hierbei wurde vor allem auch die Kapazität zur analytischen Auswertung der Meßergebnisse weiter ausgebaut.

DYNAMISCHE
BEANSPRUCHUNGEN IN
DRUCKABBAUSYSTEMEN

Durch das stete Bestreben, unsere Arbeitsergebnisse auch theoretisch zu untermauern, wurde im Laufe der Jahre eine wachsende Kenntnis im Einsatz der elektronischen Datenverarbeitung für physikalische und ingenieurstechnische Probleme aufgebaut. Das Institut nutzt heute allein etwa 17 % der Rechnerkapazität des Zentrums und liegt damit weit über dem Durchschnitt. Besonders auf dem Gebiet der numerischen Fluid- und Strukturdynamik steigt die Kapazität und findet auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit ständig wachsende Aufgaben. Einige Arbeiten mehr prinzipieller Art gingen dabei über die Reaktorprojekte hinaus und wurden als Beiträge zum rechnergestützten Entwurf in das Projekt CAD (Computer Aided Design) aufgenommen.

ELEKTRONISCHE
DATENVERARBEITUNG

PROJEKT COMPUTER
AIDED DESIGN

Die Mannschaft von jungen Diplomingenieuren und Ingenieuren des Jahres 1965 hat bei gesunder Fluktuation in den vergangenen zehn Jahren erhebliche Erfahrungen gewonnen. Eine große Anzahl der Mitarbeiter arbeitet in externen Gremien,

MITARBEIT IN
BERATUNGSGREMIEN

vor allem solchen der Reaktorsicherheit, mit und hat so die Möglichkeit, im Kontakt mit anderen Institutionen Anregungen aufzunehmen und Vorschläge für die Aufnahme neuer Arbeitsthemen zu entwickeln. Organisation und Arbeitsstil sind so ausgebildet, daß neue Ideen von allen Seiten aufgenommen und eingebracht werden können.

So sind die ersten zehn Jahre unter einem ständigen leichten Überdruck an noch zu lösenden relevanten Aufgaben sehr ausgefüllt und darum sehr schnell vergangen. Wir erwarten, daß es im nächsten Jahrzehnt ähnlich sein wird.

2. ENTWURFSSTUDIEN SCHNELLER BRÜTER UND IHRE BEDEUTUNG

Nachdem etwa Ende der 60er Jahre erkennbar geworden war, daß die Aussicht besteht, auch schnelle Brutreaktoren für die Energieerzeugung einzusetzen, bestand eine wichtige Aufgabe des Instituts darin, erste Entwurfsstudien für derartige Anlagen auszuarbeiten. In diese Studien sollten die Arbeitsergebnisse in verschiedenen nationalen und internationalen Laboratorien und Industriefirmen an diesen Fragen arbeitender Gruppen und die im Kernforschungszentrum Karlsruhe gefundenen neuen Erkenntnisse eingebracht und zusammengefaßt werden. Zur Unterstützung wurde auch eine Anzahl von Unteraufträgen an einschlägige Industriefirmen vergeben.

Die Entwurfsstudien boten einen ersten konsistenten Datensatz und Referenzpunkt für die Planung und Durchführung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf den verschiedensten Einzelgebieten im IRE und in anderen Instituten. Sie bildeten auch die Basis für umfangreiche ergänzende Parameteruntersuchungen, wie für eine "Systemanalyse" des dynamischen Verhaltens der Reaktoranlage, ihrer Sicherheitseigenschaften und ihrer wirtschaftlichen Optimierung. Rückblickend ist daran zu erinnern, daß zu dieser Zeit auch die leichtwassergekühlten Reaktoren den Durchbruch zur Wirtschaftlichkeit noch nicht erreicht hatten.

Im Rahmen der Studien wurden vor allem zwei Typen von schnellen Reaktoren untersucht, die sich durch das Kühlmittel unterscheiden: Natrium und Dampf. Um die Parametervielfalt einzuschränken,

KONZEPTSTUDIEN FÜR
SCHNELLE BRÜTER

PARAMETERSTUDIEN
UND SYSTEMANALYSEN

mußten bei jeder Studie eine Anzahl von Grundsatzentscheidungen getroffen werden, durch die die Auslegung, das Arbeitsprinzip sowie der konstruktive Aufbau des Reaktors und der Gesamtanlage in verhältnismäßig engen Grenzen festgelegt wurden.

2.1 Natrium-Brüter-Entwurfsstudie Na 1

Die natriumgekühlte 1000 MWe-Anlage (Na 1) / 1 / war durch die folgenden Merkmale geprägt: Für die zylindrischen, mit UO_2/PuO_2 gefüllten Brennstäbe wurde ein Durchmesser von 6,7 mm gewählt. Das aus zwei volumengleichen Zonen verschiedener Anreicherung bestehende Core war mit einem Verhältnis Höhe:Durchmesser von 1:3 mäßig abgeflacht und war das Ergebnis eines sorgfältig abgewogenen Kompromisses zwischen möglichst grossem Dopplerkoeffizienten, möglichst kleinem Voidkoeffizienten und möglichst großer interner Brutrate. Für das Be- und Entladen des Reaktors wurde ein neuartiges Prinzip angewendet: das Prinzip der "tankinternen heißen Zelle". Es sah vor, für den Brennelementwechsel den Natriumspiegel im Reaktortank so weit abzusenken, daß die Köpfe der einzelnen Brennelemente sichtbar werden, und den Brennelementwechsel mit Manipulatoren innerhalb der so geschaffenen heißen Zelle unter Sicht auszuführen.

Auch für den Primärkreis wurde ein neuartiger Aufbau gewählt, der die Vorteile der bei den kleineren Anlagen FERMI und RAPSODIE angewendeten Loopbauweise mit den Vorteilen der beim EBR II angewendeten Poolbauweise zu kombinieren versuchte. Bei der neuen Ausführung waren die Zwischenwärmeaustauscher gemeinsam mit den Pri-

ENTWURFSMERKMALE
DER NA 1 -STUDIE

PRIMÄRKREISLAUF-
KONZEPT:
VERSCHIEBBARE
KOMPONENTEN

märumwälpumpen verschiebbar gelagert und über kurze, gerade Koaxialrohre an den Reaktortank angeschlossen, so daß sie sich unter dem Einfluß der Wärmeausdehnung radial verschoben. Es ist

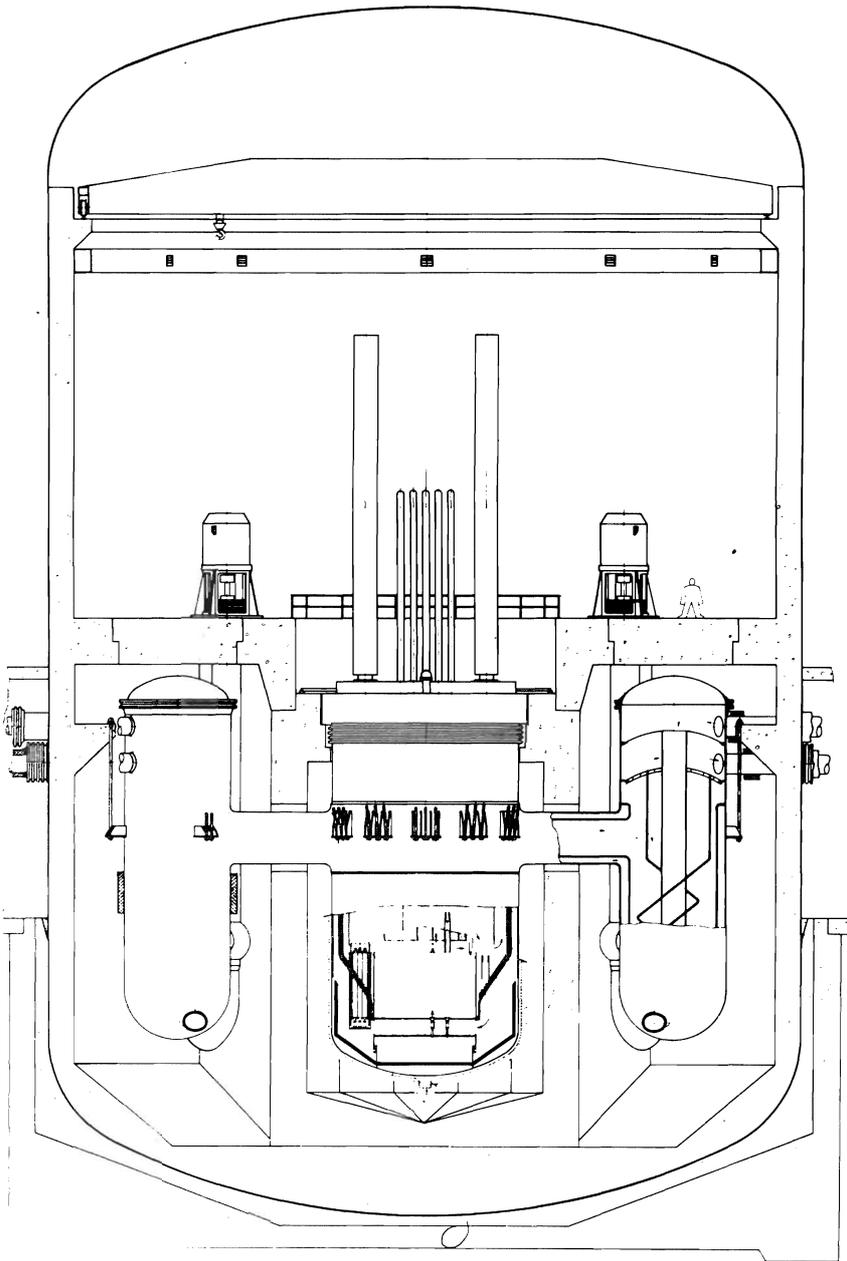


Abb.1: Längsschnitt durch das Reaktorgebäude des Na 1 - Entwurfs

dies das Bauprinzip, das sich auch bei den Druckwasserreaktoren allgemein durchgesetzt hat. Die Verwendung von Koaxialrohren bot außerdem die Möglichkeit, das Primärkühlmittel so zu führen, daß die gesamte druckführende Umschließung des Primärkreises nur mit der Kerneintrittstemperatur beaufschlagt wird. Die schwierigen strukturmechanischen Probleme, die alle im Dauerbetrieb hohen Temperaturen ausgesetzten Schalenstrukturen mit sich bringen, konnten damit umgangen werden. Außerdem war damit die prinzipielle Möglichkeit für die Verwendung eines billigeren ferritischen Werkstoffes gegeben.

Rückblickend kann festgestellt werden, daß die für die Na 1-Anlage seinerzeit ausgewählten Auslegungs- und Konstruktionsmerkmale auch heute noch für Großanlagen durchaus interessant sind (Abb.1).

An den Entwurf des Na 1-Reaktors schloß sich eine "Systemanalyse eines 1000 MWe natriumgekühlten schnellen Leistungsreaktors" an. Dabei wurden einerseits der Einfluß einer Anzahl von Auslegungsgrößen (z.B. prozentualer Kühlmittelanteil im Kern, Verhältnis von Kernhöhe zu Kerndurchmesser, Brennstabdurchmesser, Aufheizspanne des Kühlmittels) auf die Wirtschaftlichkeit untersucht und andererseits das für die Sicherheit wichtige dynamische Systemverhalten analysiert. Für diese Untersuchungen wurde ein neuartiges Optimierungsverfahren entwickelt / 2 /, das in abgewandelter Form auch heute noch für ähnliche Untersuchungen angewandt wird. Die Ergebnisse zeigten, daß sich einige Variablen kaum auswirkten, daß aber vor allem die Kühlmittelaufheizspanne eine wesentliche Größe für die Optimierung darstellt. Die Studie zeigte frühzeitig auch das hohe wirtschaft-

SYSTEMANALYSE ZUR
UNTERSUCHUNG DER
WIRTSCHAFTLICHKEIT
UND DES DYNAMISCHEN
SYSTEMVERHALTENS

liche Potential des Karbidbrennstoffs gegenüber dem Oxid auf.

Die Sicherheitsuntersuchungen konzentrierten sich besonders auf die Anforderungen an das Abschalt-system (Abschaltreaktivität und Reaktionsschnelligkeit) bei Reaktivitätsstörungen. Als Versagenskriterium wurde das Erreichen der Brennstoffschmelztemperatur zugrundegelegt. Die Modelle, die mit Analogrechner und einigen Digitalprogrammen dargestellt wurden, waren aus heutiger Sicht gesehen noch sehr einfach, für den damaligen Zweck jedoch brauchbar.

Nicht untersuchen konnte man damals Vorgänge nach Beginn von Natriumsieden, Brennstabversagen oder Brennstoffschmelzen; lediglich ihre Bedeutung wurde erkannt. Folgerichtig mußten gerade diese Vorgänge in den kommenden Jahren ein Schwerpunkt der Institutsarbeit werden.

Die Schlußfolgerungen aus der "Systemanalyse" wurden unmittelbar für den folgenden Entwurf, die "Na 2-Studie", verwertet.

2.2 Natrium-Brüter-Entwurfsstudie Na 2

Eine der besonderen Aufgaben des Projekts Schneller Brüter in den Jahren 1966 und 1967 war die Weitergabe des zum natriumgekühlten Brutreaktor vorhandenen Erfahrungsstandes an die Industrie. Dies zu erreichen, war eine der wichtigen Funktionen der Na 2-Studie / 3 /, an der sich unter der Federführung des IRE Mitarbeiter des Instituts für Neutronenphysik und Reaktortechnik, des Instituts für Angewandte Reaktorphysik und des Konsortiums Siemens-Interatom beteiligten.

SICHERHEITSUNTERSUCHUNGEN ZUM
NA 1-REAKTOR

ERFAHRUNGS-AUS-TAUSCH MIT DER
INDUSTRIE

NA 2-STUDIE ALS
AUSGANGSBASIS FÜR
DEN PROTOTYP-
REAKTOR SNR 300

Mit der Na 2-Studie wurde eine Ausgangsbasis für die in den nächsten Jahren anstehenden Entwurfs- und Entwicklungsarbeiten für einen schnellen natriumgekühlten Prototypreaktor mit einer Leistung von 300 MWe geschaffen. Es war jedoch klar, daß sich die Konstruktion des Prototypreaktors aufgrund des weiteren technischen Fortschritts von dem entworfenen Konzept mehr oder weniger unterscheiden wird. In manchen Punkten wurde sogar schon durch die Ergebnisse der Studie der Weg zu einer besseren Lösung der technischen Probleme aufgezeigt.

GRUNDLAGE DES NA-2
ENTWURFS:
SICHERHEITS-
ANFORDERUNGEN

Eine wichtige Entwurfsgrundlage für die Na 2-Studie war durch die Bedingung gegeben, daß die Sicherheitsanforderungen vorrangig erfüllt werden sollten. Dies galt im Sinne der Vermeidung nuklearer Störfälle und der Betriebssicherheit, vor allem aber im Hinblick auf den Schutz der Umgebung vor schädlichen Unfallfolgen. Der Prototypreaktor sollte sich dabei am heutigen Stand der Technik orientieren und Entwicklungsrisiken soweit als möglich vermeiden. Diese Forderung führte zu einer konventionelleren und in manchen Details anderen Auslegung als in der vorangegangenen Na 1-Studie, in der der voraussichtliche Entwicklungsstand des Jahres 1980 zugrundegelegt wurde.

LOOP-BAUWEISE

Als am stärksten in die Augen fallende Veränderung wurde gegenüber der Na 1-Studie auf Drängen unserer Industriepartner die Verbindung von Reaktortank und den verschieblichen Komponenten Zwischenwärmetauscher und Pumpe durch die gerade Doppelrohrleitung (Na 1-Konzept) aufgegeben und durch die konventionelle Loop-Bauweise mit flexiblen Rohrleitungen ersetzt (Abb.2).

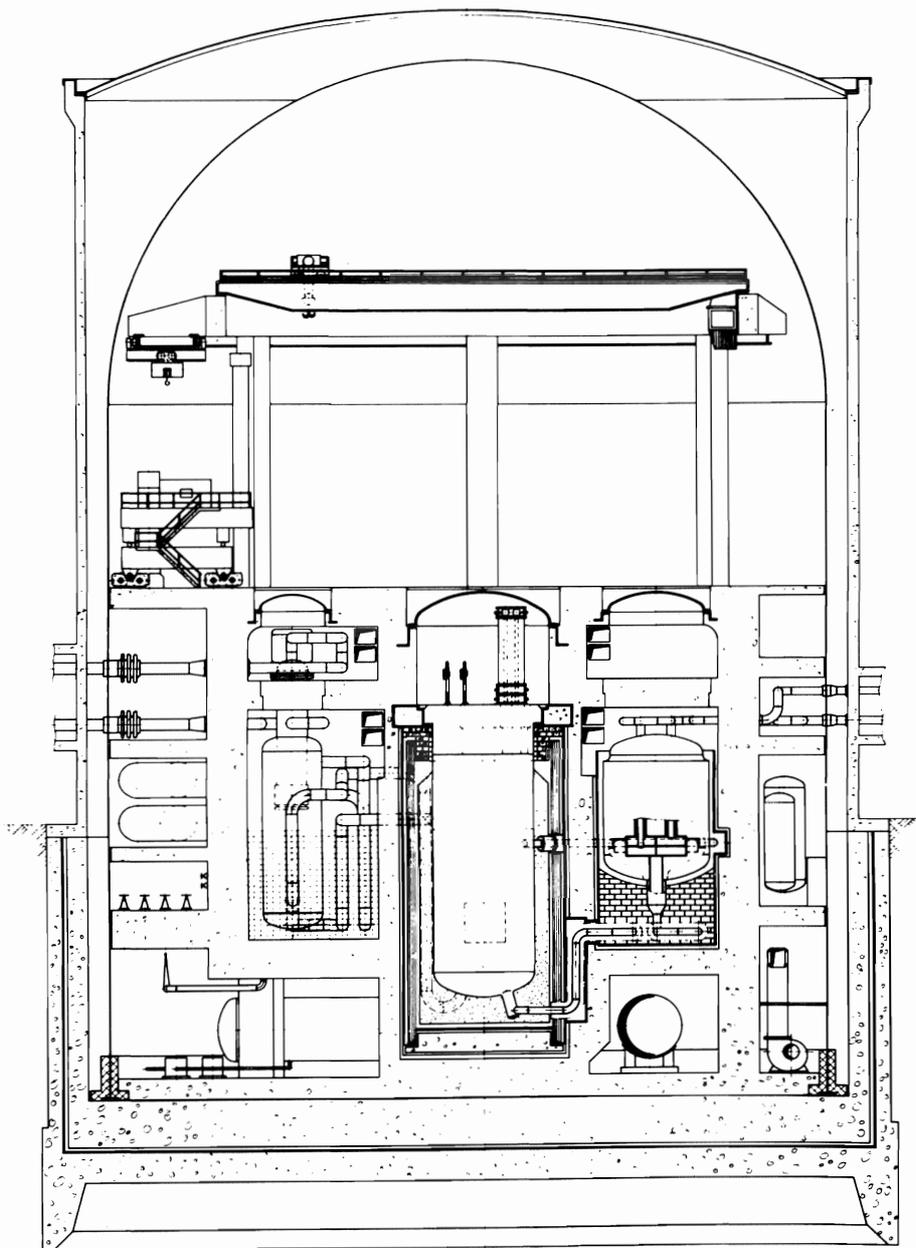


Abb.2: Längsschnitt durch das Reaktorgebäude des Na 2 - Entwurfs

Bezogen auf die damaligen Vorstellungen, das Entwicklungsrisiko durch eine bereits erprobte Bauform zu vermindern, war diese Entscheidung verständlich. Bei der heute im Genehmigungsverfahren geübten

Praxis, den Reaktortank und die Primärkreisläufe gegen die Auswirkungen energetischer Kernzerlegungsunfälle auszulegen, hätte eine kompaktere Primärkreisanordnung potentielle Vorteile gehabt.

Eine Anzahl weiterer Auslegungsmerkmale der Na 2-Studie sind für den SNR 300 übernommen worden und haben sich bewährt. Die Na 2-Studie hat auf viele, besonders sicherheitstechnische Probleme hingewiesen. Bei den Sicherheitsanalysen war gegenüber der Na 1-Studie und der anschließenden Systemanalyse eine deutliche Verlagerung zum Natriumsieden und zu den hypothetischen Störfällen zu erkennen, die auch heute noch im Mittelpunkt der Betrachtungen stehen. Mehrere Jahre lang diente die Na 2-Studie als Referenz für Sicherheitsforschungen.

Während der letzten Jahre wurden in einem sehr viel kleineren Umfang die Fragen einer optimalen Ausführungsform für große natriumgekühlte Brutreaktoren weiterverfolgt. Noch immer standen sich im internationalen Vergleich die beiden gegensätzlichen Ausführungen - das Loopkonzept und das Poolkonzept - gegenüber. Die Bemühungen um eine Synthese führten in Fortsetzung der mit Na 1 begonnenen Überlegungen schließlich zu einer Bauweise, die am treffendsten mit dem Begriff "Multipool" charakterisiert wird / 4 /. Bei dieser Ausführungsform enthält der zentrale Reaktorpool neben dem Reaktorkern alle für seine Sicherheit und Notkühlung erforderlichen Einrichtungen. Die für die Leistungserzeugung benötigten Zwischenwärmeaustauscher und Primärumwälzpumpen sind hingegen in benachbarten Komponentenpools angeordnet. Die Verbindung der einzelnen Poolbehälter erfolgt über kurze gerade Rohrleitungen in einer Weise, die es ermöglicht, auch die Kompo-

KOMBINATION DER
VORTEILE DES LOOP-
UND POOL-KONZEPTS:

MULTIPOOL

nentenpools ortsfest anzuordnen.

1963 wurde von der General Electric Company, San José, unter Beteiligung des Kernforschungszentrums das SEFOR-Projekt (South East Fast Oxide Reactor) begonnen. Sein Ziel war die Erstellung eines 20 MW-natriumgekühlten Reaktors mit oxidischem Brennstoff und Temperaturen, wie sie für Leistungsbrüter typisch sind, um damit experimentell den Nachweis der rechnerisch vorhergesagten Dopplerwirkung zu führen. Für das IRE bedeutete die Beteiligung an diesem Projekt vor allem die Möglichkeit, praktische Erfahrungen in Entwurf und Betrieb eines natriumgekühlten Reaktors zu sammeln und so die fundierten theoretischen Kenntnisse zu ergänzen. Von 1963 bis 1972 (SEFOR wurde 1972 nach erfolgreich abgeschlossenem Versuchsprogramm stillgelegt) beteiligten sich verschiedene Mitarbeiter des IRE am SEFOR-Entwurf in San José und an den Versuchen in Fayetteville.

BETEILIGUNG AM
SEFOR-PROJEKT

BESTÄTIGUNG DER
WIRKSAMKEIT DES
DOPPLER-EFFEKTES

2.3 Dampfbrüter-Entwurfsstudie D 1

Bei der Ausarbeitung der Projektstudie für einen 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D 1) / 5 / konnte nur in weit geringerem Umfang, als dies bei der Natriumkühlung der Fall war, auf Vorarbeiten anderer Gruppen zurückgegriffen werden, da es einen dampfgekühlten schnellen Brutreaktor, auch mit kleiner Leistung, noch nicht gab. Die Vielfalt der sich hierfür bietenden technischen Möglichkeiten war deshalb zu nächst sehr groß.

DAMPF ALS
KÜHLMITTEL

Für das Core des D 1-Reaktors wurden zylindrische, mit UO_2/PuO_2 gefüllte Brennstäbe mit 7 mm Durch-

ENTWURFSMERKMALE
DER D 1-STUDIE

messer gewählt. Mit einem Verhältnis Höhe:Durchmesser von 1:1,75 war es weniger abgeflacht als das der Natriumanlage. Es wurden wieder zwei volumengleiche Zonen verschiedener Brennstoffanreicherung verwendet. Der geringere Coredurchmesser erleichterte die Realisierung des erforderlichen Reaktordruckbehälters.

Der Entwurf wurde in Anlehnung an die Technologie der Siedewasserreaktoren mit einem direkten Kreislauf ausgeführt, die Dampfzustände jedoch denen der modernen konventionellen Dampfkraftwerke angeglichen (Frischdampfzustand 160 at/536°C). Diese Möglichkeit war gegeben, da der Reaktor lediglich zur Überhitzung des Dampfes verwendet wurde und die Sattedampferzeugung außerhalb des Reaktors in Einspritzdampferzeugern erfolgte. Etwa 2/3 des im Reaktor überhitzten Dampfes werden bei diesem System für die Sattedampferzeugung benötigt. Mechanische Dampfgebläse zwischen den Sattedampferzeugern und dem Reaktor sorgen dabei für den Dampfumlauf. Die Einspritzdampferzeuger und die Dampfumwälzgebläse wurden beim D 1-Entwurf ähnlich wie die Hauptturbogeneratoren außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters angeordnet. Bei auftretenden Störfällen konnten diese Anlagenteile durch schnell schließende Absperrarmaturen vom Reaktor getrennt werden. Um eine sichere Reaktorkühlung auch nach Schließen dieser Durchdringungsventile zu gewährleisten, wurden innerhalb des Sicherheitsbehälters zwei Hilfskreisläufe vorgesehen (Abb.3).

Auch dieser Entwurf bildete die Grundlage für weiterführende Parameterstudien und Sicherheitsuntersuchungen. Von besonderer Bedeutung waren hierbei die vom Kühlmittelzustand (der Dampf-

DIREKTKREISLAUF
MIT 160 AT / 536°C

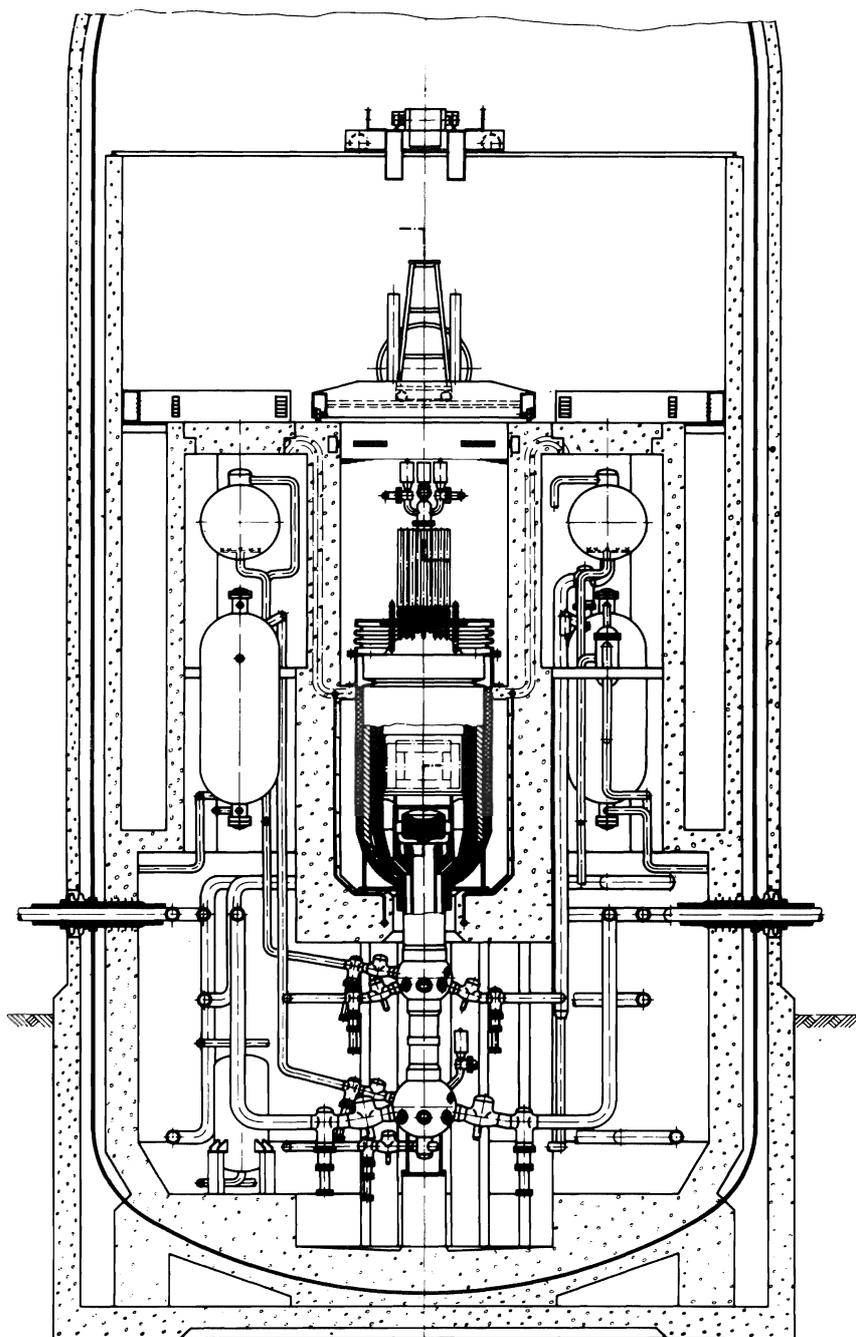


Abb.3: Längsschnitt durch das Reaktorgebäude
des D 1 - Entwurfs

dichte) ausgehenden Rückkopplungsmechanismen auf das Reaktivitätsverhalten des Reaktors bei den verschiedenen Abbrandzuständen des Brennstoffes. An diesen Analysen war auch maßgebend

das Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik beteiligt.

In der Folgezeit ergaben sich auf der Grundlage der D 1-Studie und der dazugehörigen Systemanalysen für das Institut eine Reihe von gemeinsamen Aktivitäten mit verschiedenen in- und ausländischen Partnern. Zu nennen ist hier die "Assessment Study of Steam Cooled Fast Reactors for Civil Power Generation", an der das IRE im Rahmen des "ENEA Working Team on Fast Reactor Evaluation" mitwirkte.

2.4 Natrium-Brutreaktor SNR-2, Grundsatzprobleme

In Anknüpfung an die im Zusammenhang mit den Studien Na 1 und Na 2 entwickelten Verfahren und gewonnenen Entwurfserfahrungen wurden in jüngster Zeit einige grundlegende Fragen zum SNR-2, dem Folgeprojekt des SNR 300 für ein großes Schnellbrüter-Demonstrations-Kraftwerk, bearbeitet. Dieses Projekt befindet sich seit Anfang des Jahres 1974 bei der Industrie in der Vorentwurfsphase. Das IRE hat sich dabei an der Ausarbeitung und Bewertung alternativer Konzepte für das Primärkühlsystem und neuerdings an der Kernausslegung beteiligt.

Zum ersten Komplex wurden für die in Kapitel 2.2 erwähnte Multipool-Bauweise mit koaxialen Hauptkühlmitteleitungen verschiedene Abschirmungsprobleme untersucht. U.a. war zu klären, welche Neutronen-Durchlässigkeit die Hauptkühlmitteleitung, die einen entsprechend großen Durchbruch in der Betonabschirmung erfordert, bewirkt. Diese Frage ist auch für andere kompakte Anordnungen mit kurzen geraden Rohrleitungen zwischen Reaktortank und Wärmetauscher im Hinblick auf die

VORENTWURFS-
PHASE
ZUM SNR-2

ABSCHIRMUNGS-
PROBLEME BEIM
MULTIPOOL-KONZEPT

Aktivierung des Sekundär-Natriums von Bedeutung. Für die Berechnungen wurde eine Version des UKAEA-Abschirmprogramms ATTOW verwendet, das in Zusammenarbeit zwischen dem Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR) und dem IRE modifiziert, erweitert und an das Karlsruher Programmsystem NUSYS angepaßt wurde.

Die Kernausslegung stellt ein Schlüsselproblem für weitere sicherheitstechnische Untersuchungen an großen Brütern (vgl. Kap.6) und für die Planung im Rahmen der Vorentwurfsphase dar, denn sie hat Einfluß z.B. auf die Tankabmessungen, auf die Tank- und somit die Primärsystemgestaltung und auf die Notkühlung. Die Optimierungsarbeiten und Analysen für die Festlegung eines SNR-2-Referenzkerns werden seit Herbst 1974 in Zusammenarbeit mit anderen Instituten des Zentrums und mit den Industriepartnern im Projekt Schneller Brüter durchgeführt. Der Beitrag des IRE zur thermohydraulischen und mechanischen Kernausslegung kann sich dabei weitgehend auf eigene Codeentwicklungen und Methoden und auf die in Kap.3 beschriebenen technologischen Arbeiten abstützen. Neben der wirtschaftlichen Optimierung soll die Präventivebene gegen den hypothetischen Corezerlegungsstörfall verstärkt werden. Dazu wird die Redundanz der Abschaltssysteme erhöht und durch Zuverlässigkeitsanalysen optimiert werden.

SCHLÜSSELPROBLEM
KERN-AUSLEGUNG

3. ENTWICKLUNGSSARBEITEN FÜR SCHNELLE BRUTREAKTOREN

3.1 Analytische Arbeiten zur Kernauslegung

Die auf die stationäre Reaktorkernauslegung bezogenen Arbeiten auf dem Gebiet der Thermo- und Fluidodynamik lassen während der letzten zehn Jahre eine wesentliche Schwerpunktsverschiebung erkennen. Ausgehend von der Entwicklung einfacher Auslegungsprogramme wie PRAWDA / 6 / für schnelle Reaktoren mit unterschiedlichen Kühlmitteln, wie Natrium, Dampf und Helium, wurden die theoretischen Arbeiten immer detaillierter, so daß mit dem Abschluß der Arbeiten zum Programmsystem THECA eine vollautomatisierte dreidimensionale thermohydraulische Kernauslegung mit Optimierung der Heißstellenverteilung möglich ist / 7,8,9 /. Parallel dazu gewannen die Arbeiten zur Bestimmung lokaler Temperatur- und Geschwindigkeitsfelder in Bündelgeometrie mit regulärer und gestörter Anordnung immer mehr an Bedeutung / 10,11 /. Mit den Arbeiten zu den Programmen VERA/TERA fanden diese Bemühungen zunächst einen erfolgreichen Abschluß, da hiermit für 30° -Ausschnitte eines Brennelements die Temperatur- und Geschwindigkeitsfelder bis zur Brennstaboberfläche kontinuierlich berechnet werden können und die zur stationären mechanischen Auslegung von Brennelementen notwendigen Eingangsdaten der Umfangvariation der Brennstaboberflächentemperatur zur Verfügung gestellt werden / 12 /. Darüber hinaus konzentrierten sich insbesondere während der letzten fünf Jahre mehr grundlagenorientierte Arbeiten auf die Lösung der instationären dreidimensionalen Navier-Stokes-Gleichung unter Verwendung eines Feinstrukturmodells der Turbulenz zur Berück-

sichtigung derjenigen Turbulenzeffekte, die bei Verwendung eines endlich großen Maschennetzes nicht mehr aufgelöst werden können / 13,14 /. Damit eröffnen sich Möglichkeiten, über die reine Kernausslegung hinaus mehrdimensionale Programme zu entwickeln, die den Energie- und Impulstransport in komplizierten Geometrien beschreiben, wie z.B. die Plena des Reaktortanks.

Die zur thermohydraulischen Kernausslegung entwickelten Programme haben mit dem Programmsystem THECA einen vorläufigen Abschluß gefunden. Ein vereinfachtes Flußdiagramm von THECA mit notwendigen Vorläufer- und möglichen Nachfolgeprogrammen ist in Abb.4 dargestellt. Mit THECA kann eine vollständige dreidimensionale thermohydraulische Reaktorkernausslegung durchgeführt werden. Zugrundegelegt wird die bei schnellen Brutreaktoren übliche Kernanordnung mit hexagonalen Stabbündeln. Über die thermohydraulische Kernausslegung hinaus kann eine Heißstellenanalyse für den gesamten Reaktorkern durchgeführt werden. Hierbei werden die Auswirkungen von Unsicherheiten abgeschätzt, die durch vereinfachende Rechenmethoden und ungenau bekannte Eingangsdaten auftreten. Diese Unsicherheiten sind naturgemäß statistische Größen und führen dazu, daß die nominell errechneten Temperaturverteilungen mit den real zu erwartenden nicht übereinstimmen. Die in diese Analyse eingehenden Unsicherheiten werden in Gruppen unterteilt, wie lokale, Kanal-, Brennelement-, Zonen- und Kernunsicherheiten. Die quantitative Analyse der durch diese Unsicherheiten verursachten Temperaturabweichungen wird mit statistischen Methoden durchgeführt. Sie führt dann zu einer optimalisierten Kernausslegung, wobei eine als tolerierbar erachtete Wahrscheinlichkeit des Auftretens von Brenn-

DREIDIMENSIONALE
THERMOHYDRAULISCHE
CORE-AUSLEGUNG
EINSCHL. HEISS-
STELLENANALYSE

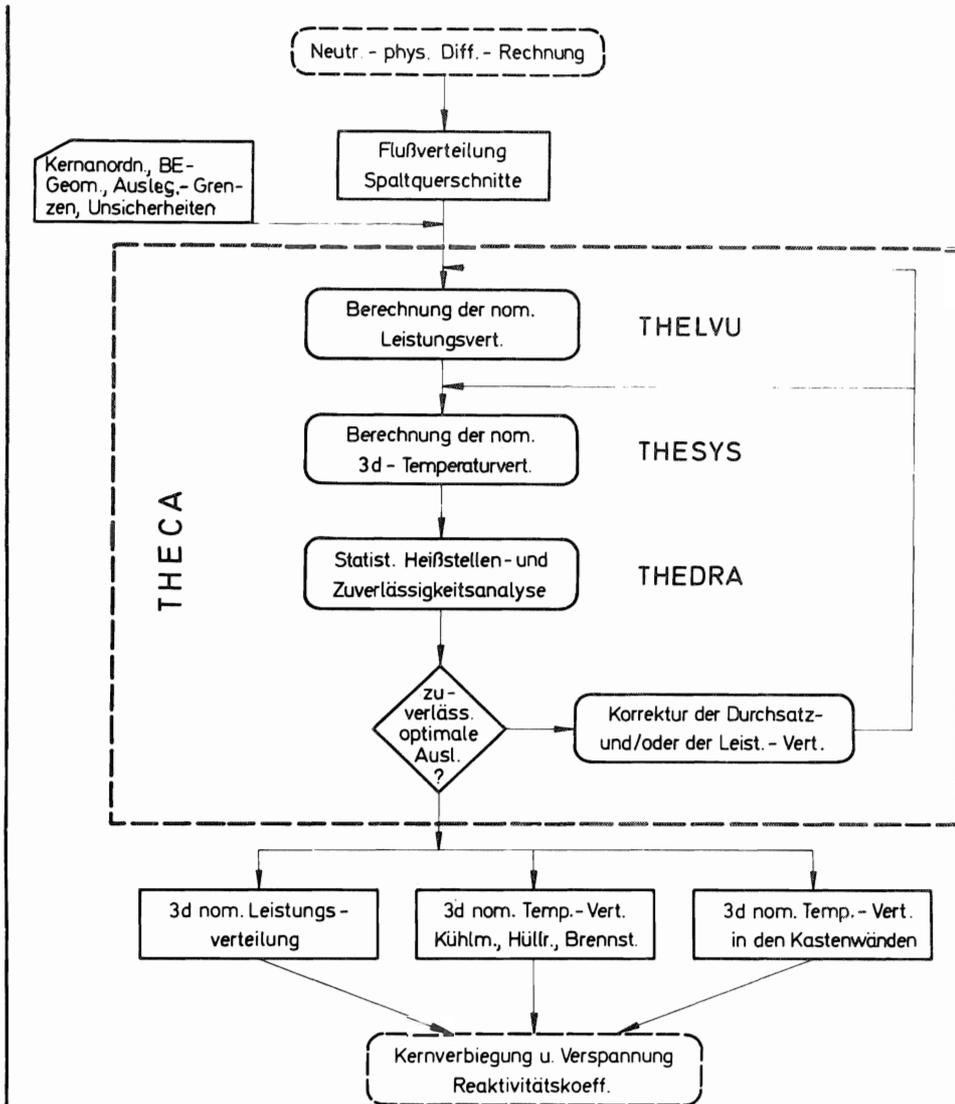


Abb.4: Vereinfachtes Flußdiagramm von THECA mit Vor- und Nachfolgeprogrammen

OPTIMALISIERUNG DER KERNAUSLEGUNG

stabschäden eingestellt wird bei gleichzeitigem Erreichen einer maximalen Kernaustrittstemperatur und maximaler Leistungsdichte. Anwendungen von THECA, insbesondere auf den SNR 300, haben die Wirksamkeit des Systems und die Arbeitsfähigkeit auf einem Großrechner bei den auftretenden großen Datenmengen nachgewiesen / 7 /.

Parallel zur Behandlung von Temperaturabweichungen in Brennelementbündeln mit statistischen

Methoden der Heißstellenanalyse wurden die Auswirkungen von Geometrieänderungen auf die Umfangsva-riation der Kühlmittel- und der Brennstaboberflächentemperatur im Detail untersucht / 11,12 /. Diese Arbeiten dienten zum einen dazu, die von der thermohydraulischen Seite begründeten zusätzlichen Belastungen aufgrund der Umfangsva-riation der Brennstabtemperaturen zu quantifizieren und zum anderen die Fortpflanzung thermodynamischer Störungen im Brennelementbündel zu beschreiben. Für die letztere der beiden Fragestellungen wurde ein besonderes krummliniges orthogonales Maschennetz verwendet, das in Abb.5 dargestellt ist. Für die Lösung der Energie- und Impulsgleichung wurden zur Beschreibung der kinematischen Reynoldsspannungen einfache Ansätze nach Boussinesque verwendet. Die darin

LOKALE TEMPERATUR-
UND GESCHWINDIG-
KEITSFELDER IN
BRENNELEMENT-
GEOMETRIE

ORTHOAGONALE
MASCHENNETZE FÜR
DIE BRENNELEMENT-
GEOMETRIE

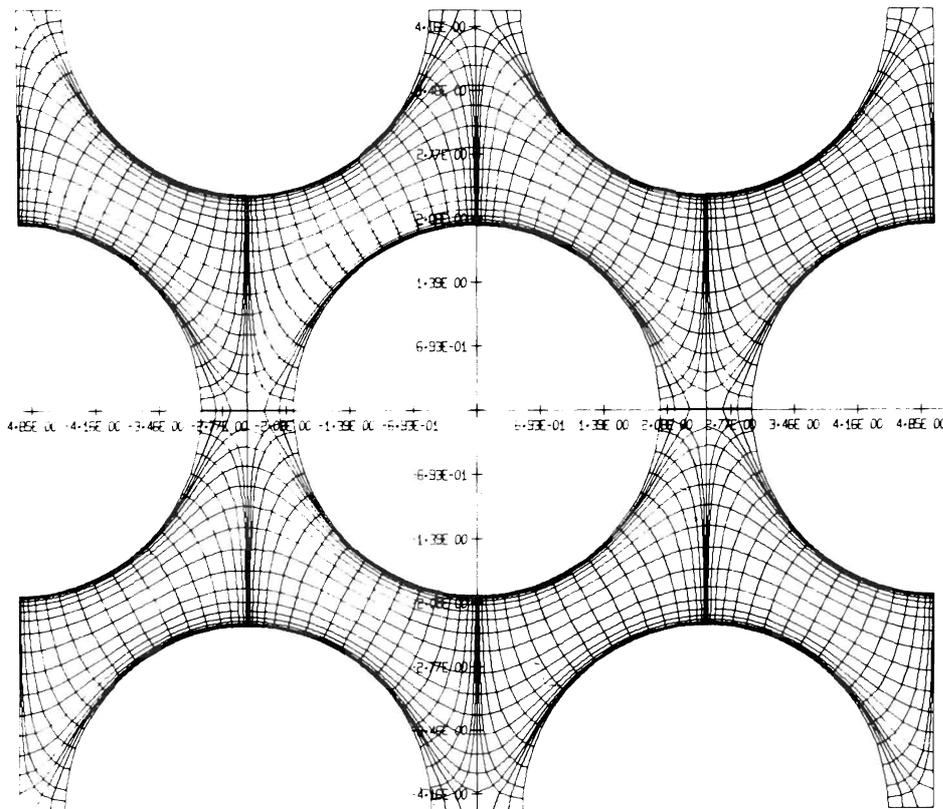


Abb.5: Darstellung eines Brennelement-Ausschnitts mit hexagonaler Stabanordnung durch ein krummlinig orthogonales Maschennetz von 40 - 80 Punkten

ANISOTROPE ANSÄTZE
FÜR IMPULS- UND
ENERGIEAUSTAUSCH

auftretenden Austauschgrößen für Impuls- und Energie wurden nach verschiedenen Ansätzen für den Prandtl'schen Mischungsweg bzw. nach dem Buleev'schen Austauschmodell bestimmt. In allen diesen Untersuchungen wurden gezielt für die angesprochene Problematik durchgeführte Experimente herangezogen, um die in den Modellen freien Koeffizienten anzugleichen. Damit konnte zwar für die unmittelbare Fragestellung eine zufriedenstellende Lösung erarbeitet werden, die Übertragbarkeit auf einen anderen Anwendungsbereich, wie z.B. ein anderes Kühlmittel, bleibt aber mit gewissen Fragezeichen behaftet, solange keine experimentelle Absicherung vorliegt.

LÖSUNGSMETHODE
FÜR DIE
DREIDIMENSIONALEN
INSTATIONÄREN
NAVIER-STOKES-
GLEICHUNGEN

Bei allen im Laufe der Jahre durchgeführten theoretischen Arbeiten zu thermohydraulischen Problemstellungen zeigte sich immer wieder der Nachteil, mit sehr einfachen approximativen Turbulenzmodellen arbeiten zu müssen, deren freie Konstanten an geeignet ausgewählten und weitgehend geometrieabhängigen Experimenten angeglichen werden mußten. Daher verstärkte sich insbesondere in den letzten Jahren die Tendenz, ein Verfahren zur direkten numerischen Simulation turbulenter Strömungen zu entwickeln, bei dem die freien Koeffizienten des Turbulenzmodells geometrieunabhängig sein sollten. Mit dem Programmsystem TURBIT-1 konnten diese Arbeiten zu einem ersten erfolgreichen Abschluß gebracht werden / 13 /. Ausgangspunkt der Überlegungen ist die Beschreibung turbulenter Strömungen in einfachen Geometrien, wie Strömungen in Ringspalt- und Plattengeometrie, die axial "unendlich" ausgedehnt sind. Die Lösung der Navier-Stokes-Gleichungen wurde unter der Annahme eines inkompressiblen Newton'schen Fluids konstanter Dichte erarbeitet. Aus den unterschiedlichen Richtungen bei der numeri-

schen Simulation turbulenter Strömungen wurde hier diejenige gewählt, die sich mit der direkten Integration der Grundgleichungen befaßt. Mängel, die sich aus der bei diesen Verfahren folgenden endlichen Ortsauflösung ergaben, wurden durch die Einführung von Modellen behoben, die man als Feinstrukturmodelle oder Korrekturmodelle bezeichnen kann.

Bei der Erstellung von Feinstrukturmodellen berücksichtigt man die Eigenschaft turbulenter Strömungen, daß Wirbel unterhalb einer bestimmten Größe Gesetzen gehorchen, die unabhängig von den Randbedingungen und der Grobstruktur der Strömung sind. Damit kann man die turbulente Feinstruktur unter Verwendung nur einer universellen Konstante bestimmen.

Auf der Grundlage dieses theoretischen Modells wurde das Programm TURBIT-1 entwickelt und die dreidimensionale instationäre turbulente Strömung in Plattenkanalgeometrie und konzentrischem Ringspalt berechnet. Für Reynoldszahlen von 300 000 zeigt Abb.6 eine Momentaufnahme der Geschwindigkeitsschwankungen in einem Ringspalt. Die Höhenlinien geben die Bereiche gleicher Schwankungsgeschwindigkeit in axialer Richtung an. Die eingezeichneten Striche symbolisieren Vektoren und geben Richtung und Betrag der Momentangeschwindigkeiten in der Bildebene an. Man erkennt, daß die charakteristische randome Struktur der Turbulenz richtig wiedergegeben wird. Die Schwankungswerte in Wandnähe sind größer als in Kanalmitte, und der Kanal ist über seinen gesamten Querschnitt von Wirbeln der verschiedensten Größe durchsetzt. Über das Geschwindigkeitsfeld hinaus ist das turbulente Druckfeld von entscheidendem Interesse, da es Anregungsfunktion für die Belastung oder Schwin-

FEINSTRUKTURMODELLE
DER TURBULENZ

GESCHWINDIGKEITS-
UND DRUCKSCHWAN-
KUNGEN BEI TURBU-
LENTER STRÖMUNG

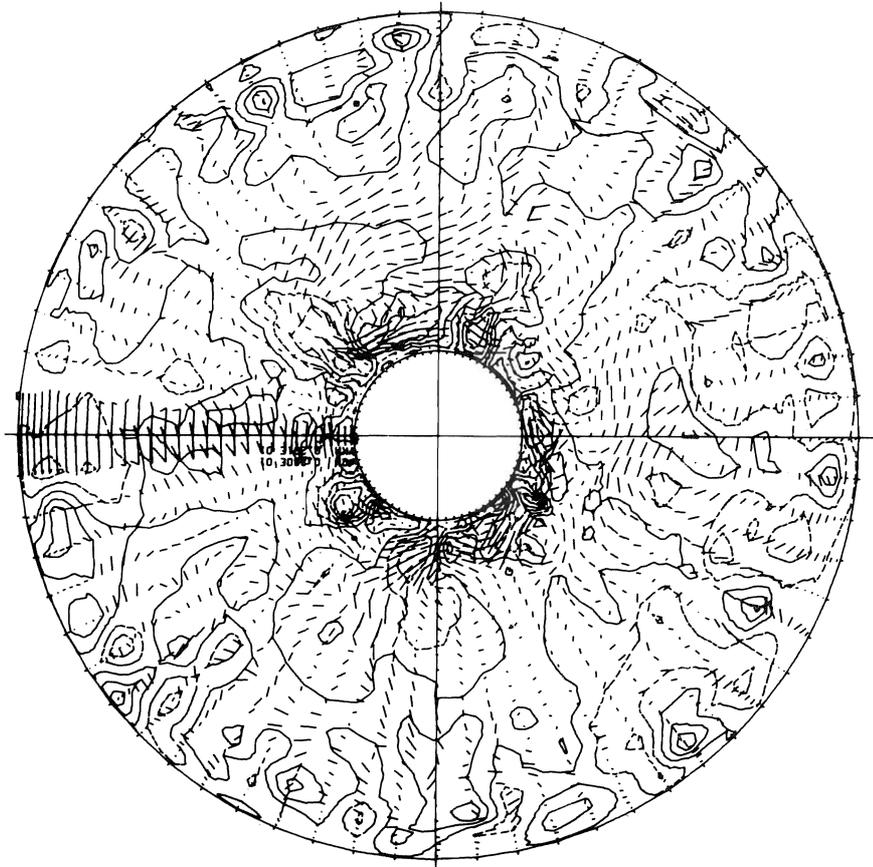


Abb.6: Geschwindigkeiten des Schwankungsfeldes
in einem Ringspalt

$$R_2/R_1=5 \quad \text{IMxJMxKM} = 32 \times 64 \times 32$$

gung von Strukturen innerhalb der Strömung oder Begrenzung ist. Auch dieses Feld zeigt eine räumliche Struktur mit relativ größeren Werten der Druckschwankungen an der äußeren als an der inneren Wand.

Mit dem erfolgreichen Abschluß der Arbeiten zur direkten numerischen Simulation turbulenter Strömungen können die Untersuchungen in mehreren Richtungen fundiert fortgeführt werden. Einmal liefern die Ergebnisse wesentliche Unterstützung bei der Erstellung von statistischen Turbulenzmodellen auch einfacherer Struktur, wie sie z.B. in

Programmentwicklungen wie VERA/TERA verfolgt werden. Zum anderen bietet sich die Möglichkeit, die Arbeiten auf den turbulenten Energietransport in derartigen Strömungen auszudehnen, die insbesondere für die Ermittlung turbulenter Wärmeaustauschgrößen und die Bestimmung der turbulenten Prandtl-Zahl von entscheidender Bedeutung sind. / 15 /. Die mehr grundlagenorientierten Arbeiten des Instituts zu thermohydraulischen Fragestellungen verfolgen diese beiden Richtungen in verstärktem Maße.

ERWEITERUNG AUF
TURBULENTEN
ENERGIETRANSPORT

Bei der Ausarbeitung der Entwurfsstudien für natrium- und dampfgekühlte Brutreaktoren wurde deutlich, daß verbesserte oder neuartige Berechnungsverfahren zur mechanischen Auslegung von Brennstäben entwickelt werden müssen. Da das Brennstabhüllrohr das bestahlungsmäßig und thermisch höchstbelastete Bauteil darstellt und seine Integrität wesentlich die Betriebsbereitschaft und Sicherheit des Reaktors beeinflußt, ist eine möglichst detaillierte Kenntnis seines Verhaltens von zentraler Bedeutung.

MECHANISCHE AUS-
LEGUNG VON BRENN-
STABHÜLLROHREN

Ein besonders für Parameterstudien geeignetes Verfahren wurde 1968 entwickelt / 16 /. Es gestattet, für unberippte Brennstäbe natriumgekühlter schneller Reaktoren u.a. die Größe des erforderlichen Spaltgasreservoirs in Abhängigkeit von Wandstärke, Abbrand, Werkstoffeigenschaften (insbesondere Kriech Eigenschaften), Temperatur- und Leistungsverteilung zu berechnen.

AUSLEGUNGSKRITERIEN
FÜR SPALTGASPLENA

Alternative Reaktorkonzepte mit längsberippten Brennstabhüllrohren machten es erforderlich, insbesondere die Spannungs- und Verformungskonzentrationen im Rippenbereich rechnerisch zu erfassen / 17 /. Ausgangspunkt für die Behandlung

SPANNUNGEN UND
VERFORMUNGEN IM
BERIPPTE HÜLLROHR

dieser Aufgabe war die Gewinnung einer elastischen Lösung mit Zusatzverzerrungen für eine zweifach berandete Körperquerschnittsfläche bei ebenem Verzerrungszustand. Dieses Problem ließ sich auf eine inhomogene Bipotentialgleichung für die Airysche Spannungsfunktion zurückführen, deren Lösung durch eine Reihenentwicklung dargestellt werden konnte. Für die numerische Bestimmung der Integrationskonstanten mußte wegen der erforderlichen Genauigkeit ein neues Verfahren (Randkollokation verbunden mit Minimalisierung der Randspannungsfehler) entwickelt werden. Auf dieser Basis konnte das Problem bei kriechendem Werkstoff durch zeitliche Diskretisierung auf eine Folge von elastischen Randwertproblemen mit Zusatzverzerrungen zurückgeführt werden. Die erstellten Rechenprogramme haben bei Studien alternativer Brennstabkonzepte Anwendung gefunden. Die Abb.7 zeigt beispielhaft die errechnete Vergleichsspannung in einem Rippenrohr (Ausschnitt) und das entsprechende spannungsoptische Bild.

KRIECKOLLAPS DER
HÜLLROHRE BEI
ÄUSSEREM ÜBERDRUCK

Die Auslegung von dampf- oder gasgekühlten Reaktoren erfordert die Untersuchung des Hüllrohres unter äußerem Überdruck. Das bedeutet, daß hier die geometrische Stabilität des Hüllrohres insbesondere unter Beachtung des Kriechens analysiert werden muß. Zur Gewinnung von Näherungslösungen wurden in Anlehnung an vergleichbare Prinzipie der Elastizitätstheorie Variationsprinzipie für kriechende Werkstoffe bei endlichen Deformationen entwickelt / 18 /. Diese wurden Ausgangspunkt zur Formulierung einer approximativen, geometrisch nichtlinearen Schalentheorie und assoziierter Variationstheoreme. Mit Hilfe dieser Prinzipie und des Ritzschen Verfahrens konnte eine Kriechkollapstheorie für lange Hüllrohre aufgestellt werden, in der die nichtlineare Spannungs-

VARIATIONSPRINZIPE
FÜR NICHTLINEARE
SCHALENTHEORIE

verteilung im und der Wärmedurchgang durch das Hüllrohr sowie nicht rotationssymmetrische Temperaturfelder berücksichtigt werden.

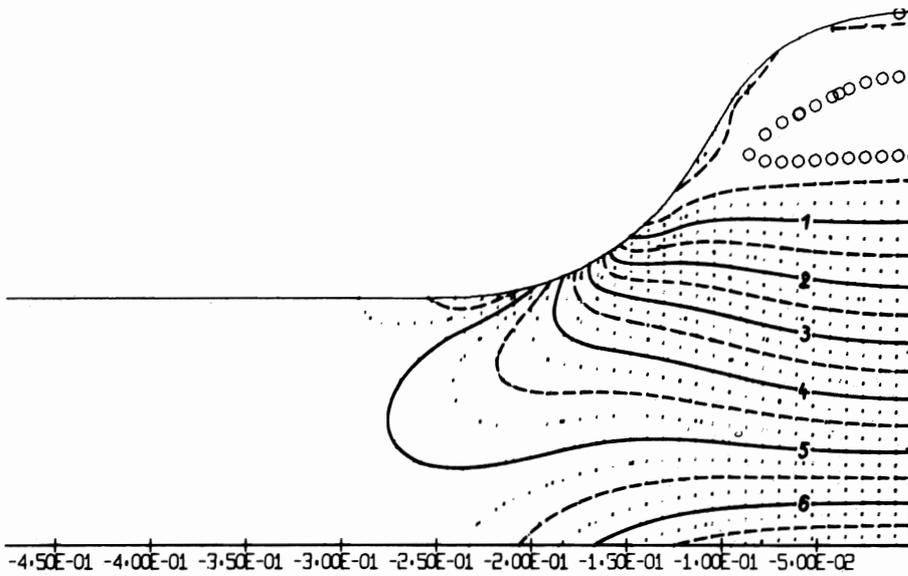
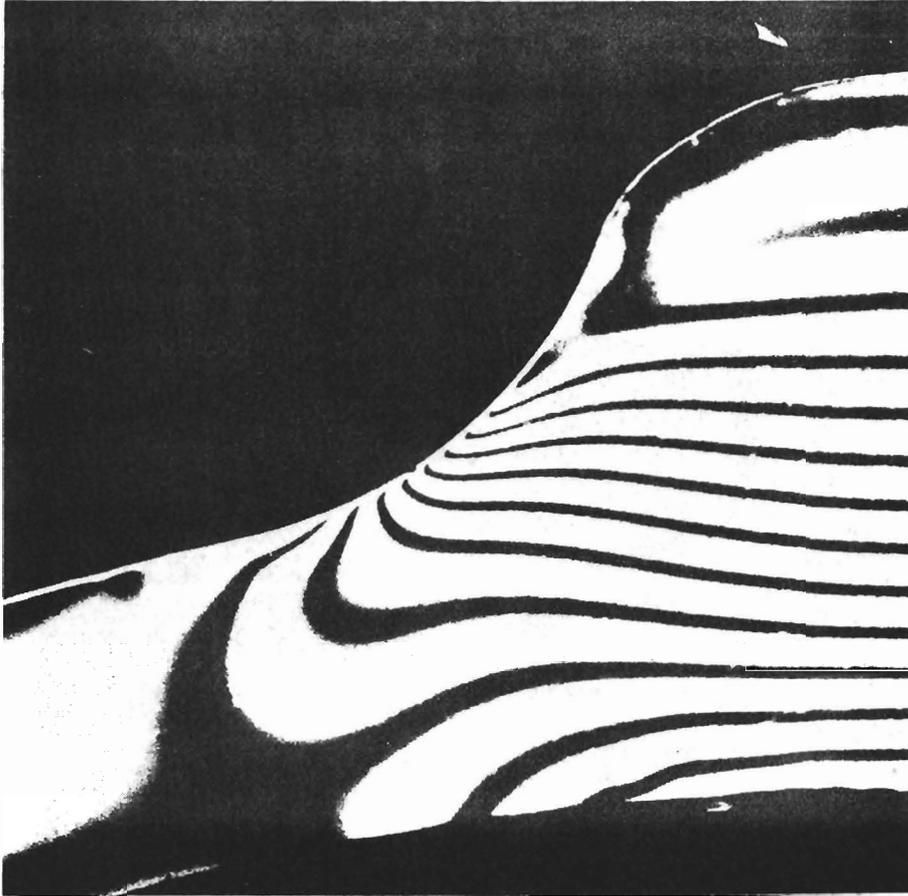


Abb.7: Mohr'sche Vergleichsspannung in einem Rippenrohr, bestimmt durch spannungsoptisches Experiment und berechnet

3.2 Technologische Untersuchungen zum Reibungs- und Verschleißverhalten unter Natrium

NATRIUM-BEHÄLTER-
ANLAGE FÜR
TECHNOLOGISCHE
EXPERIMENTE

Für die Durchführung verschiedener Natrium-Technologieversuche im Rahmen des Projekts Schneller Brüter wird im IRE seit 1968 die sog. Natrium-Behälter-Anlage (NABEA) betrieben (s. Abb. 8).



Abb. 8: Natrium-Behälter-Anlage NABEA

Sie eignet sich für Versuche im Original- und halbtechnischen Maßstab. In dieser Anlage wurden bisher im wesentlichen vier Versuchsvorhaben durchgeführt, nämlich zum Reib- und Verschleißverhalten von Brennelement-Abstandshaltern, zum Selbstverschweißen von Strukturwerkstoffen, zur Belastbarkeit von Kugellagern und schließlich die zur Reaktorsicherheit zählenden Bündel-Siedeexperimente (vgl. Kap. 5.1).

Bei den Untersuchungen zum Verschleiß- und zum Reibungsverhalten zwischen Brennstabündel und Abstandshaltergittern in Natrium / 19 / wurden die Auswirkungen der in einem Brüter-Brennelement auftretenden axialen Relativbewegungen zwischen Brennstäben und Gittern für mehrere Abstandshalter-Konstruktionen, die für den SNR 300 in Betracht kommen, ermittelt. Diese Simulationsversuche gaben Aufschluß über die zu erwartenden Reibungskräfte und ermöglichten einen Vergleich der Beanspruchung und Haltbarkeit der unterschiedlichen Abstandshaltertypen und -befestigungsarten.

Selbstverschweißen sich berührender Metalloberflächen in flüssigem Natrium kann unter bestimmten Voraussetzungen auftreten und ist hinsichtlich seiner Auswirkungen auf die Betriebssicherheit natriumgekühlter Reaktoren zu berücksichtigen / 20 /. Im wesentlichen wurden bisher fünf repräsentative Werkstoffe untersucht:

- 1.4301 (unstabilisierter austenitischer Stahl)
- 1.4981 (stabilisierter austenit. Stahl)
- 1.6770 (ferritischer Stahl)
- Inconel 718 (Nickelbasislegierung)
- Stellit 6 (Kobaltbasislegierung)

REIB-UND
VERSCHLEISSVERHALTEN
ZWISCHEN STABBÜNDELN
UND ABSTANDSHALTERN

SELBSTVERSCHWEISSEN
VON WERKSTOFFEN
UNTER NATRIUM

Außerdem wurden verschiedene Beschichtungswerkstoffe sowie TZM (Molybdänbasislegierung) bei einigen Versuchen eingesetzt. Testwerkstoffe und Versuchsbedingungen orientierten sich hierbei weitgehend am SNR 300.

Anhand der Ergebnisse konnten für die verschiedenen Werkstoffpaarungen Betriebsbedingungen angegeben werden, unter denen Selbstverschweißen zu erwarten bzw. auszuschließen ist. Ferner konnten Empfehlungen für konstruktive Maßnahmen zur Verhinderung des Selbstverschweißens gegeben werden.

Das Verhalten von Kugellagern in Natrium wurde im Hinblick auf ihre Anwendung in Bewegungsmechanismen, z.B. für die Handhabung von Brennelementen, untersucht. Erschwerende Betriebsbedingungen gegenüber der üblichen Wälzlagertechnik sind die relativ hohe Temperatur, das Fehlen eines Schmiermittels und die chemische Wechselwirkung zwischen Lagerwerkstoff und Natrium. Vergleichsversuche zur Werkstoffauswahl haben für harte Werkstoffe (hier insbesondere Hartmetall) einen um Größenordnungen geringeren Verschleiß gezeigt gegenüber Werkstoffen mit in der Wälzlagertechnik üblichen Härtewerten / 21 /.

3.3 Ultraschall-Tastarm für natriumgekühlte Reaktoren

Für die Betriebssicherheit natriumgekühlter Reaktoren muß gewährleistet sein, daß nach einer erfolgten Beladung der natriumgefüllte Bereich über dem Kern frei ist von irrtümlich verbliebenen mechanischen Komponenten, und daß etwa aus dem Kernverband herausragende Teile lokalisiert werden. Für diese Aufgabe wurde bisher ein

BETRIEBSVERHALTEN
VON KUGELLAGERN
IN NATRIUM

ULTRASCHALL-
TASTARM ZUR
FREITASTUNG DES
NATRIUM-PLenums

mechanischer Tastarm eingesetzt, dessen Geometrie und Masse im Hinblick auf zukünftige, grössere schnelle Brutreaktoren Probleme stellt.

Es wurde daher ein Verfahren entwickelt und erprobt, das ein Ultraschall-Impulsechoverfahren benutzt / 22,23 /. Gepulster Ultraschall wird von einem im Megahertz-Bereich arbeitenden Schallgeber (Abb.9) in den Ortungsraum emittiert, wobei das von einem georteten Gegenstand reflektierte Echo vom gleichen Schallkopf nach einer dem Abstand des Objekts vom Geber proportionalen Zeit wieder aufgenommen wird.

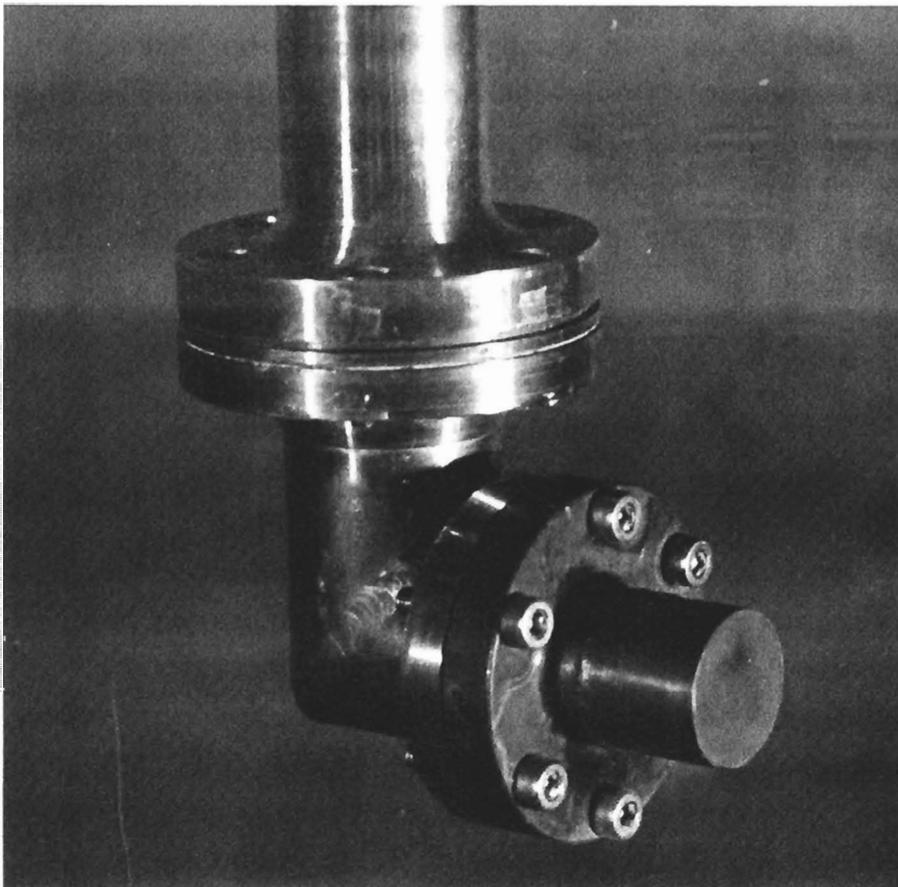


Abb.9: Ultraschall-Impulsgeber für den Direkteinsatz in Natrium.

Piezomaterial: LiNbO_3

Arbeitsfrequenz: 3,1 MHz

LITHIUM-NIOBAT-
SCHALLWANDLER

HOHE ORTUNGS-
GENAUIGKEIT

Mit Hilfe eines drehbaren Schutzrohres, dessen unteres Ende mit einem oder mehreren Schallköpfen bestückt ist, kann das gesamte Natriumplennum abgetastet werden. Als Schallwandler werden Lithiumniobat-Kristalle verwendet, die nach einem im IRE entwickelten Lötverfahren auf die Membrane des Schallkopfes aufgebracht waren. Die Temperaturverträglichkeit konnte bis zu 420°C nachgewiesen werden. Die durchgeführten Natriumexperimente zeigen, daß dieses Verfahren über die Intensität der Echoimpulse auch eine quantitative Aussage über Größe und Form der georteten Komponenten liefert. Bei Schallweglängen von wenigen Zentimetern bis zu mehreren Metern, die für die genannte Aufgabenstellung typisch sind, wurde eine Auflösung von wenigen Millimetern erreicht. Die Anwendung dieses Meßprinzips ist daher nicht nur auf den Tastarm beschränkt, sondern eröffnet auch Alternativen im Rahmen der Komponentenüberwachung oder für die Positionierung von Brennelementen.

3.4 Schwingungsverhalten von Reaktor- und Kreislaufkomponenten

Die durch die Kühlmittelströmung induzierten Schwingungen von Reaktorkomponenten waren mehrfach die Ursache für empfindliche Betriebsstörungen. Es besteht deshalb ein außerordentliches Interesse an Methoden, die es gestatten, das Schwingungsverhalten von angeströmten Bauteilen bereits beim Entwurf ausreichend genau vorzuberechnen. Beim Reaktorkern liegen dabei besonders erschwerte Bedingungen vor, da es einerseits das Bestreben ist, den Strukturmaterialanteil möglichst klein zu halten und andererseits die Wechselwirkung zwischen den hydrodynamischen

Anregungskräften und der entsprechenden dynamischen Antwort der Komponenten sehr kompliziert ist. Die Arbeiten auf diesem Gebiet werden im IRE seit 1965 durchgeführt. In den ersten Jahren wurde dabei die Aufmerksamkeit auf die Untersuchung der Schwingungen der Brennelemente gerichtet / 24 /. Die dabei ausgearbeiteten Methoden fanden zahlreiche Anwendung. Sie wurden benutzt bei der Auslegung des KNK II-Brennelements, bei der Dimensionierung der Heißen Neutronenquelle des Hochflußreaktors Grenoble, bei der Bestimmung des Schwingungszustandes des plattenförmigen Brennelements des gleichen Reaktors und bei der Umkonstruktion des Atucha-Brennelements. Das dabei erprobte mathematische Rüstzeug zeigte sich später auch bei der Auswertung der in den Kernkraftwerken Marviken und Brunsbüttel durchgeführten Untersuchungen zum Kühlmittelverlustunfall als unentbehrlich (s. Kapitel 7.1).

METHODENENTWICKLUNG
ZUM SCHWINGUNGS-
VERHALTEN VON
BRENNLEMENTEN

3.5 Untersuchung von Natriumbränden und Schutzsystemen

Zur sicherheitstechnischen Beurteilung von grossen Natriumsystemen sind detaillierte Kenntnisse über das Verhalten von Natriumbränden notwendig. Im Institut wurden schwerpunktmäßig Natriumflächenbrände untersucht sowie ein inhärent betriebsbereites Schutzsystem gegen solche Brände entwickelt und erprobt / 25,26,27 /. Daneben wurde auch der Brandverlauf unter verschiedenen Austrittsformen des Natriums aus einem freiliegenden Leck und bei Leckagen aus isolierten Rohrleitungsabschnitten untersucht. Einen Überblick vermittelt Tab.1.

BRANDVERHALTEN
VON NATRIUM

Tab.1: Natrium-Brandversuche

Anzahl d. Versuche	Art des Brandes	Na-Temp. / °C /	Na-Menge / kg /
8	Flächenbrand	350-820	4-190
10	Erprobung eines Schutzsystems	400-660	9-190
3	Sprüh- u. Spritzbrände	450-550	16- 25
9	Brände an isolierten Rohrleitungen	420-650	6- 49

NATRIUMBRÄNDE
BEI LECKAGEN

Zum Brandverhalten zwischen Leckstelle und Auffangwanne können folgende Aussagen gemacht werden:

Ein aus dem Leck austretender kompakter Natrium-Strahl brannte selbst bei Temperaturen von 600°C noch nicht. Traf der Strahl auf ein Hindernis und wurde zerteilt, so setzte eine kräftige Reaktion mit der Luft ein. Die Brandrate bei einem derart zerteilten Strahl betrug bei 2,4 m Fallhöhe bis zu 270 kg/h. 6 - 7 % der ausgetretenen Natriummenge sind dabei verbrannt. Von der Abluft wurden 85 % der verbrannten Menge als Oxid-Aerosole mitgeführt. Die Natrium-Lachentemperatur erreichte nach einer gewissen Branddauer eine Beharrungstemperatur zwischen 720 und 745°C. Beginnt der Brand bei niedrigeren Temperaturen, erwärmt sich die Natriumlache, beginnt der Brand bei höheren Temperaturen kühlt sie sich ab. In Versuchen, die bei einer Na-Lachentemperatur von 820°C begannen, wurde nach einiger Zeit die gleiche Beharrungstemperatur erreicht. Damit ist nachgewiesen, daß die Siedetemperatur bei Natriumflächenbränden nicht annähernd erreicht werden kann. Hohe Brandraten, wie sie bei siedenden Flüssigkeiten, z.B.

BEHARRUNGSTEMPERATUR
BEIM FLÄCHEN-
BRAND

Treibstoffen, auftreten, sind bei Natrium auszuschließen.

Als Schutzsystem wurde nach eingehenden Versuchen die in Abb.10 gezeigte Wanne entwickelt, bei der der Flächenbrand durch Unterbindung der Sauerstoffzufuhr erstickt wird. Die Aerosolfreisetzung sinkt drastisch ab.

INHÄRENT SICHERES
SCHUTZSYSTEM

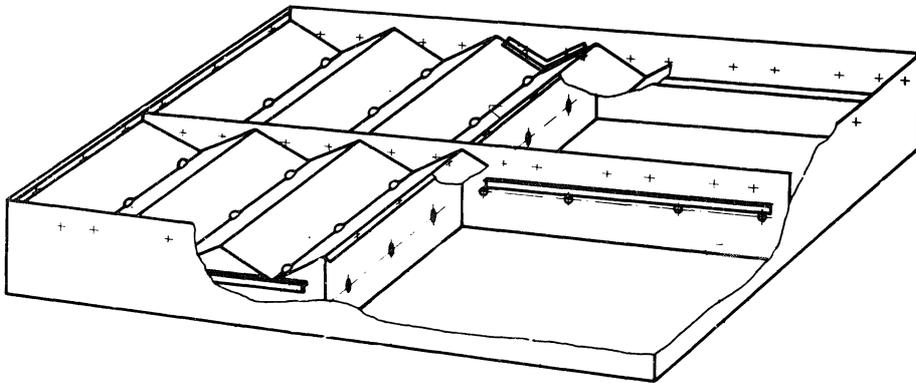


Abb.10: Natrium-Auffangwanne $4,5 \text{ m}^2$ mit Abdeckung

4. AUSWIRKUNGEN LOKALER KÜHLUNGSSTÖRUNGEN BEI SCHNELLEN BRÜTERN

4.1 Allgemeines

Ein erheblicher Teil der Arbeiten des IRE zur Sicherheit des natriumgekühlten Brutreaktors ist dem sogenannten Propagationsproblem gewidmet / 28,29,30 /. Unter Propagation versteht man die Ausbreitung von Störungen oder Schäden, die in einem einzelnen Brennelement entstehen, auf benachbarte Elemente. Vor allem wenn diese schnell vor sich geht, könnte eine Detektion und Abschaltung nicht mehr möglich sein. Die Bedeutung dieses Problems ergibt sich aus folgendem Zusammenhang: Örtlich begrenzte Störungen sind im Vergleich zu den hypothetischen integralen Störungen des Kerns, die in Abschnitt 6 behandelt werden, als relativ wahrscheinlich anzusehen. Sie werden durch ein Sicherheitssystem, das nur integrale Betriebskennwerte des Kerns überwacht, nicht ohne weiteres rechtzeitig entdeckt. Als Folge der lokalen Störung sind Ereignisketten denkbar, an deren Ende eine ernsthafte Beschädigung des Reaktorkerns stehen kann (Abb.11).

PROPAGATIONSPROBLEM
BEI LOKALEN
STÖRUNGEN

STÖRUNGSURSACHEN
UND EREIGNISKETTEN

Als Ursache der Störung sind vor allem lokale Kühlungsstörungen etwa durch Verbiegung von Brennstäben, Aufweitung von Hüllrohren, Ablagerung von Brennstoffpartikeln aus defekten Stäben oder auch eine Kombination dieser Einzeleffekte denkbar. Sie führen zu einer lokalen Erhöhung der Kühlmitteltemperatur, ohne daß der Kühlmitteldurchsatz durch das betroffene Brennelement und damit die Austrittstemperatur wesentlich beeinflußt wird. Nach Überschreitung der Sättigungstemperatur setzt lokales Kühlmittelsieden

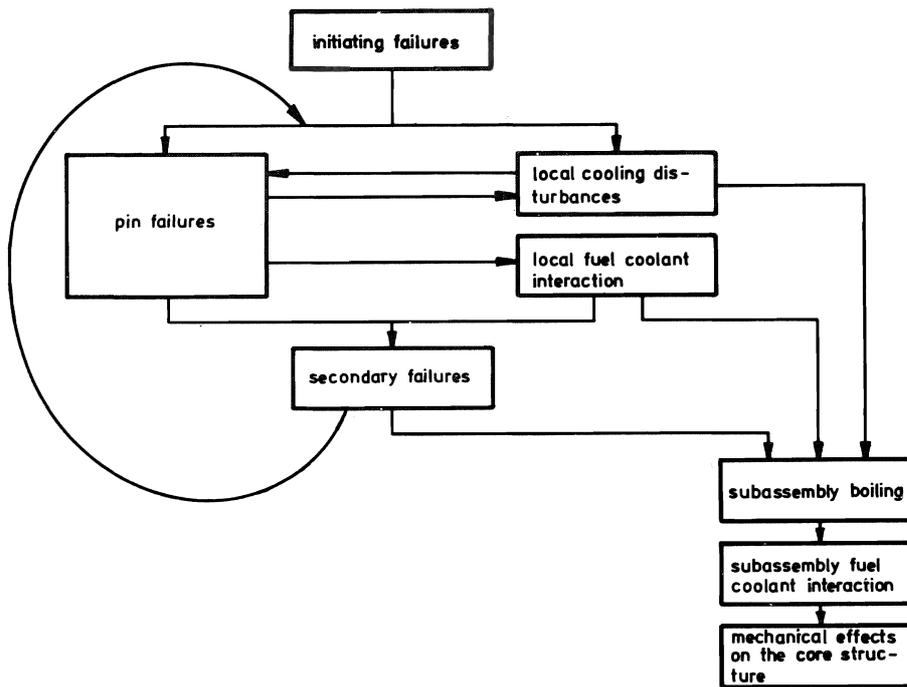


Abb.11: Schematische Darstellung der möglichen Schadensausbreitung bei lokalen Kühlungsstörungen

ein, das entweder direkt oder nach einer Ausbreitung des Siedevorgangs auf das gesamte Brennelement zu einem Versagen der Stabkühlung und damit zum Schmelzen von Brennstoff und Hüllrohrmaterial führen kann. Durch eine explosionsartige thermische Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und dem Natrium (Dampfexplosion) ist eine Umsetzung der thermischen Energie in mechanische denkbar, die über eine Deformation der Kästen der Brennelemente zu einer Ausbreitung auf Nachbarelemente führt. Wesentlich unwahrscheinlicher, jedoch in die Untersuchungen miteinzubeziehen sind unmittelbare Störungen des Kühlmitteldurchsatzes

im gesamten Brennelement, z.B. durch Ablagerung von Fremdkörpern an den Eintrittsöffnungen im Brennelementfuß. Sie können direkt zum Kühlmittelsieden im gesamten Brennelement führen.

Ziele der Arbeiten zum lokalen Störfall, die mit etwa gleicher Priorität verfolgt werden, sind (siehe hierzu auch Abb.12):

- a) der Nachweis, daß die Wahrscheinlichkeit eines Ablaufs der Störfallkette bis hin zum Propagationsunfall gering ist,
- b) der Nachweis, daß eine Unterbrechung des Schadensablaufs durch geeignete Schutzeinrichtungen des Reaktors möglich ist,

MEHRBARRIEREN-
STRATEGIE ZUR
BEHERRSCHUNG
LOKALER STÖRFÄLLE

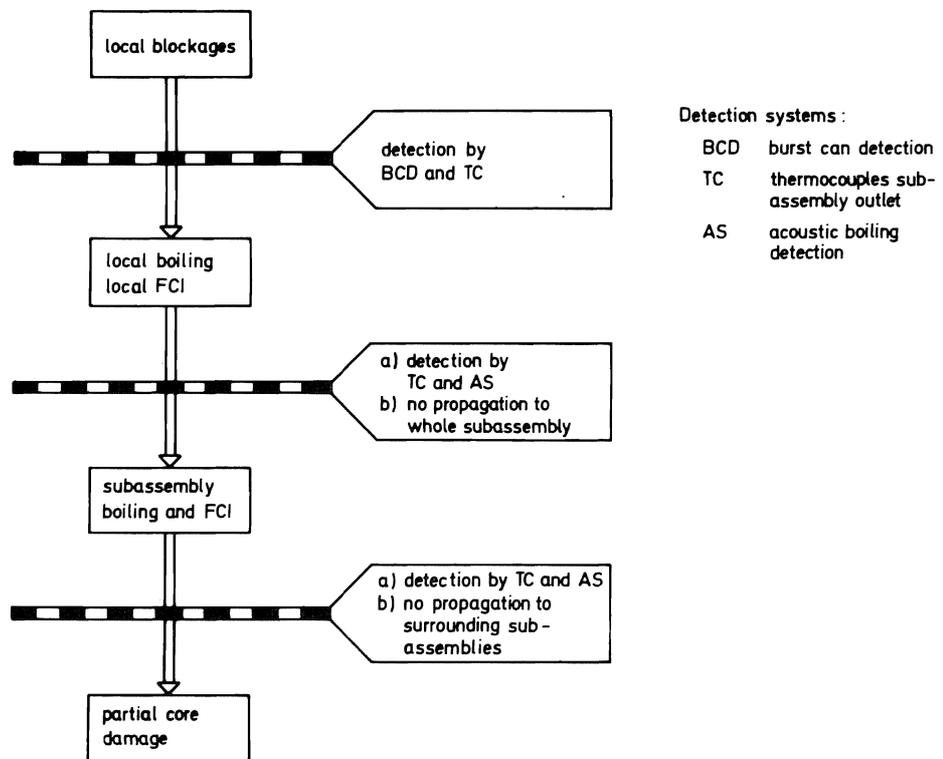


Abb.12: Prinzip der Mehrbarrieren-Strategie zur Beherrschung lokaler Störfälle

c) der Nachweis, daß die durch eine evtl. lokale Brennstoff-Natrium-Reaktion in einem Brennelement verursachte Verformung der benachbarten Struktur im Sinne der Sicherheit tolerierbar ist.

Im folgenden wird auf Einzelereignisse der Störfallkette und auf die Entwicklungsarbeiten zu ihrer Detektion näher eingegangen.

4.2 Strömungs- und Temperaturverteilung im Bereich lokaler Blockaden

Über die Bildung und Wachstumsgeschwindigkeit von Blockaden in Reaktorbrandelementen ist nur wenig bekannt. Geht man jedoch davon aus, daß sie bevorzugt an den engsten Stellen des Brennelements entstehen, d.h. an den Gitterabstandshaltern, dann ist die Annahme von Blockaden grosser radialer und relativ geringer axialer Ausdehnung gerechtfertigt. Über die Strömungsformen, Temperatur- und Druckverteilungen im Bereich solcher Störungen lagen bei Aufnahme der Arbeiten etwa 1970 nur wenig, für Stabbündel überhaupt keine Informationen vor. Im Jahre 1972 konnte erstmals in einem Wasserexperiment gezeigt werden, daß es auch in der Stabbündel-Geometrie zur Ausbildung einer ausgeprägten Rezirkulationszone hinter der Blockade kommt / 31 /. Form und Volumen der Rezirkulationszone sind bei unveränderter Geometrie weitgehend unabhängig von der Strömungsgeschwindigkeit des Kühlmittels (siehe Abb.13). Die durch lokale Blockaden verursachten Temperaturerhöhungen wurden in einem dem Brennelement des SNR 300 maßstabsgerecht nachgebauten Bündel aus 169 elektrisch beheizten Stäben untersucht / 32 /. Kühlmittel war

ENTSTEHUNG VON
LOKALEN BLOCKADEN

REZIRKULATIONS-
STRÖMUNG HINTER
BLOCKADEN

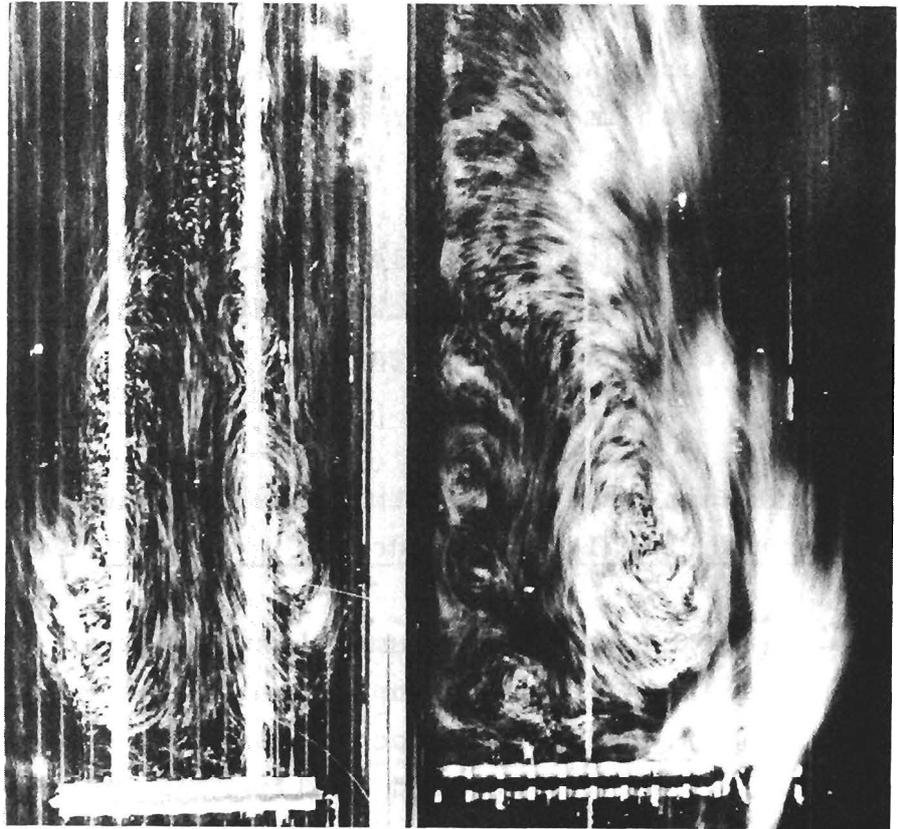


Abb.13: Rezirkulationsströmung hinter lokalen Blockaden (links: zentrale Blockade, rechts: Randblockade)

auch hier Wasser. Die Übertragbarkeit der in Wasser gemessenen Temperaturverteilungen auf Natrium konnte auf theoretischem und experimentellem Wege nachgewiesen werden / 32,33,35 /.

WÄRMEABFUHR IM
GESTÖRTEN BEREICH
DURCH REZIRKULA-
TIONSSTRÖMUNG

Die Rezirkulationsströmung bewirkt eine sehr gute Kühlung des gestörten Bereichs. So beträgt z.B. die maximale lokale Temperaturerhöhung im zentralen Brennelement des SNR 300 etwa 270 K bei einer Blockade von 41 % im Zentrum des Brennelements und 480 K bei einer an der Wand des sechseckigen Brennelementkastens anliegenden Blockade von 43%. Aus diesen Zahlen folgt, daß Störungen des untersuchten Typs eine erhebliche radiale Ausdehnung im Brennelement haben können, bevor es zum Natriumsieden kommt.

Die Frage nach der Detektierbarkeit solcher Blockaden durch Messung der mittleren Brennelementaustrittstemperatur ist mit ihrer Auswirkung auf den Kühlmitteldurchsatz verknüpft. Deshalb wurde in einer speziellen Versuchsreihe der zusätzliche Druckverlust, den die Blockade selbst verursacht, gemessen / 34 /. Aus den Ergebnissen folgt, daß z.B. eine Blockade von 60 % im höchstbelasteten Brennelement des SNR 300 eine Durchsatzreduktion von 4 % und damit eine Erhöhung der mittleren Austrittstemperatur von etwa 8 K verursacht. Temperaturänderungen dieser Größenordnung sind jedoch nur dann detektierbar, wenn besondere Überwachungsverfahren eingesetzt werden (Kap.4.7).

In weiteren Experimenten sollen die Temperaturverteilung hinter noch größeren Blockaden (bis zu 70 %) und die Auswirkungen einer gewissen Restströmung durch die Blockade auf die Strömungs- und Temperaturverteilung untersucht werden.

4.3 Lokales Sieden

Die Arbeiten zum lokalen Natriumsieden werden ausführlich in Abschnitt 5 behandelt. An dieser Stelle sollen deshalb nur die wichtigsten, für den Störfallablauf relevanten Ergebnisse zusammengefaßt werden. Erste Experimente in einer einfachen Anordnung haben gezeigt, daß der lokale Siedeprozess unter Bildung einzelner, vollständig rekondensierender Blasen abläuft. Ein Auftreten von Dryout und eine Entartung zum integralen Sieden durch hydrodynamische Instabilität wurden nicht beobachtet. Die Experimente bestätigen damit weitgehend die Ergebnisse der theoretischen Arbeiten zum lokalen Sieden. Daraus wird der vor-

DETEKTIERBARKEIT
VON BLOCKADEN

KEINE SCHNELLE
PROPAGATION DURCH
LOKALES SIEDEN

läufige Schluß gezogen, daß lokales Sieden ungefährlich im Sinne einer schnellen Schadenspropagation ist. Eine Bestätigung dieser Aussage wird durch die in der Vorbereitung befindlichen Großbündelexperimente erwartet.

4.4 Vorgänge innerhalb lokaler Blockaden

BILDUNG LOKALER
BLOCKADEN DURCH
AUSGEWASCHENEN
BRENNSTOFF

Blockaden mit der in 4.2 beschriebenen radialen Ausdehnung haben mit großer Wahrscheinlichkeit eine nicht vernachlässigbare axiale Ausdehnung. Es ist deshalb erforderlich, auch die Ereignisse in der Blockade zu untersuchen. Aus Bestrahlungs- und Stab-Versagens-Experimenten ist bekannt, daß freigesetzter Brennstoff bevorzugt in Form von Partikeln von 0,1 bis 1 mm Größe vorliegt. Die aus ihnen entstehenden Schüttungen haben wahrscheinlich einen Porenvolumenanteil von 0,35 bis 0,45 und damit eine gewisse Durchlässigkeit für das Natrium. Die axiale Ausdehnung einer solchen Blockade kann deshalb einige cm betragen, bevor in ihrem Innern die Sättigungstemperatur erreicht wird.

KENNTNISSTAND ZUM
SIEDEN IN PORÖSEN
BLOCKADEN

Über den Ablauf der Siedevorgänge in den engen Kanälen der Schüttung ist nur wenig bekannt. Es ist jedoch wahrscheinlich, daß sie instabil ablaufen und sehr schnell zum Dryout führen. Die Folge davon ist ein rasches Schmelzen der Hüllrohre und des Brennstoffs in der Blockade. Damit besteht die Gefahr einer Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR), einer heftigen thermischen Wechselwirkung zwischen dem geschmolzenen Material und dem kalten Natrium in der Umgebung der Störung. Vorgänge dieser Art lassen sich außerhalb des Reaktors nicht untersuchen, da keine geeigneten Heizer zur Simulation der Brennstäbe zur Ver-

fügung stehen. Gemeinsam mit dem CEN/SCK Mol und dem Institut für Material- und Festkörperforschung werden deshalb unter dem Namen "MOL 7C" Kühlmittel-Blockade-Experimente im Reaktor BR 2 vorbereitet. Sie werden Aussagen über das Verhalten eines Brennstabbündels mit einer über mehrere Unterkanäle reichenden Verstopfung liefern. Nach Erstellung einer Durchführbarkeitsstudie wurde mit der Spezifikation der Versuchsbedingungen und der Auslegung der Testeinrichtungen begonnen. Zur optimalen Bestimmung der thermo- und fluid-dynamischen Verhältnisse im Testbündel und Blockadebereich werden im IRE ergänzende Versuche mit Wasser und Natrium durchgeführt.

IN-PILE EXPERIMENTE
MIT LOKALEN
BLOCKADEN

4.5 Mechanische Auswirkungen einer lokalen Brennstoff-Natrium-Reaktion auf die Kern-Struktur

Ziel dieses laufenden Vorhabens ist der Nachweis, daß die durch eine Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) in einem Brennelement verursachte Verformung der umgebenden Struktur vom Sicherheitsstandpunkt her tolerierbar ist. In diesem Sinne heißt tolerierbar, daß weder eine nukleare Exkursion erfolgen noch das Abschaltssystem außer Funktion gesetzt werden kann. Die Lösung des Problems erfolgt in drei Schritten:

- a) Zur Ermittlung der möglichen Druckpulse bei einer BNR größeren Umfangs innerhalb eines Brennelementkastens sind spezielle Experimente in einem dickwandigen Rohr unter konservativen Randbedingungen geplant. Dabei sollen maximal ca. 5 kg geschmolzenes UO_2 und ca. 8 kg Natrium zur Reaktion gebracht werden, wobei durch vorherige Injektion geringer Natrium-

THERMISCHE WECHSEL-
WIRKUNG ZWISCHEN
 UO_2 UND NATRIUM

mengen in das UO_2 eine Vorfragmentierung erreicht werden soll.

SPRENGVERSUCHE
AN KERN-MODELLEN

BNR-ÄHNLICHE
DRUCKPULSE

- b) Die Untersuchung der mechanischen Auswirkung solcher Druckpulse auf die Kern-Struktur erfolgt durch Simulation der BNR in einem maßstabsgetreuen Kern-Modell. Die Versuche, die gemeinsam mit der UKAEA durchgeführt werden, haben zum Ziel, die obere Grenze der Druckverläufe zu finden, bei denen der Reaktor noch gefahrlos abgeschaltet werden kann. Bei den bisher durchgeführten fünf Versuchen wurde die Sprengladung schrittweise gesteigert, und es wurden unterschiedliche Strukturmaterialien benutzt, die den unversprödeten bzw. leichtversprödeten Zustand der Reaktormaterialien simulieren. Parallel dazu werden mit der gleichen Sprengstoffmenge Explosionen in einem starren Rohr (overstrong wrapper-Versuche) durchgeführt, das dieselben Abmessungen hat wie das bei den geplanten BNR-Experimenten verwendete Rohr. Dadurch ist es möglich, die verwendeten Brennstoffchargen den verschiedenen BNR-Abläufen zuzuordnen. Der maximale Druck bei den "overstrong-wrapper"-Versuchen betrug 720 bar; rechnerische Abschätzungen zur BNR liefern deutlich kleinere Maximaldrücke. Aufgrund der geringeren radialen Verdämmung betrug der maximale Druck im Kernmodell dagegen nur 100 bar. Abb.14 zeigt einen Ausschnitt aus einem Querschnitt des Modells nach dem Versuch. Alle bisherigen Versuche haben gezeigt, daß die Abschaltbarkeit nicht beeinträchtigt ist / 36 /.

GRÖSSTE DRUCKBE-
LASTUNG IM KERN-
MODELL 100 BAR

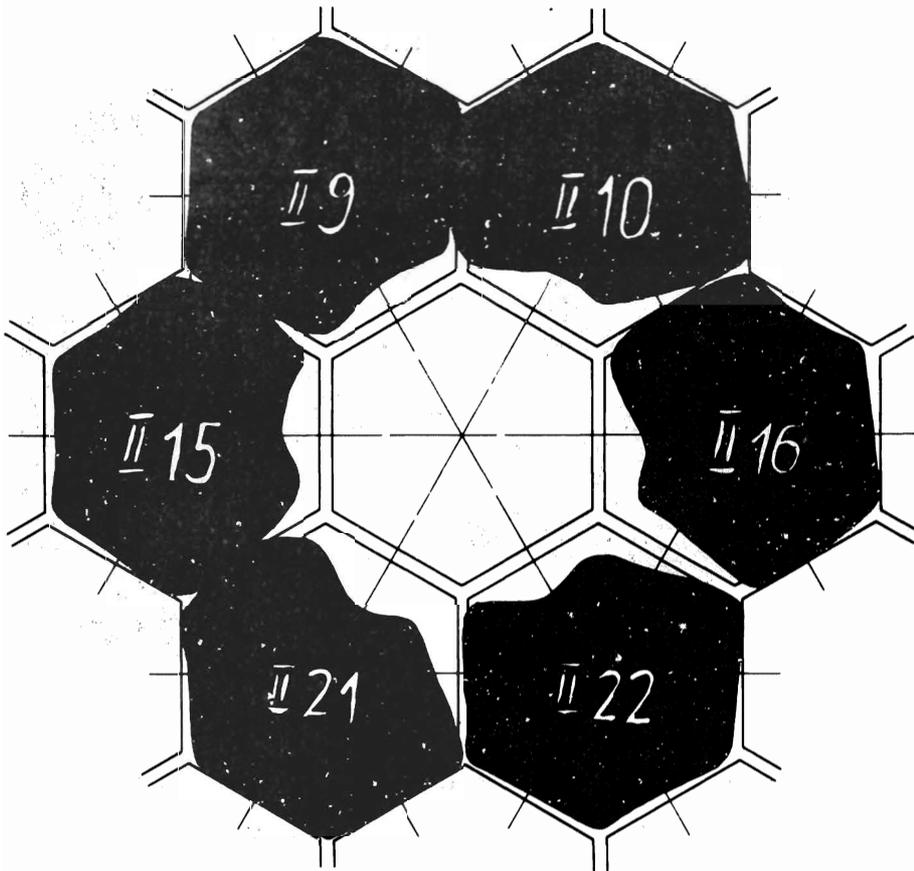


Abb.14: Ausschnitt aus einem Querschnitt im Zentrum des Kernmodells nach dem Versuch (schematisch)

c) Um zu einem detaillierten Verständnis der transienten Vorgänge zu kommen und um extrapolieren zu können, sind ergänzende Detailversuche und die Entwicklung theoretischer Modelle notwendig. Es werden statische und stoßartige Belastungsexperimente an Brennelement-Attrappen durchgeführt, die zur Überprüfung wesentlicher Modellvorstellungen und Rechenverfahren dienen (Abb.15).

BELASTUNGSVERSUCHE
AN Brennelement-
MODELLEN

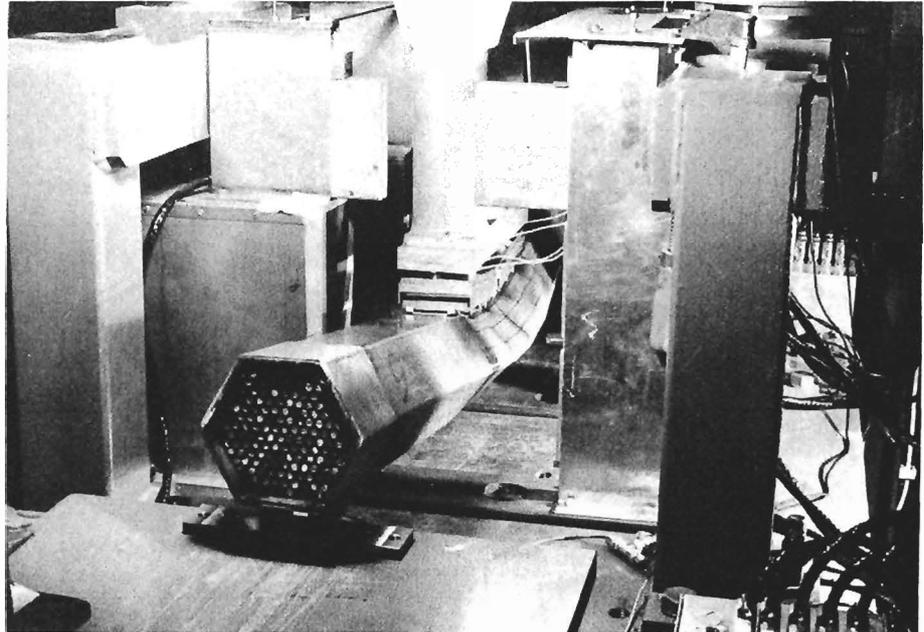


Abb.15: Modell eines Brennelements nach statischer Belastung in der Versuchseinrichtung

GEKOPPELTE
STRUKTUR- UND
FLUIDDYNAMIK

Die Entwicklung der theoretischen Modelle hat zum Ziel, die gekoppelte Struktur- und Fluidodynamik im Kernverband zu beschreiben / 37 /. Um diese Aufgabe zu erfüllen, ist es notwendig, ein diskretes Modell für das elastisch-plastische Verhalten eines einzelnen Brennelements aufzustellen, das die Querschnittsdeformation und Durchbiegung des Brennelementkastens sowie die Stützwirkung des Brennstabbüdels bei transienter Belastung erfaßt. Das Modell für die Querschnittsdeformation des Kastens ist durch ein diskretes Mehrmassenmodell mit elastisch-plastischen Gelenken charakterisiert. Die damit gekoppelte Brennelementbiegung wird ebenfalls durch ein Mehrmassenmodell beschrieben.

EXPERIMENTELLE
ÜBERPRÜFUNG

Vergleiche der theoretischen Ergebnisse mit den statischen Versuchen zeigen eine gute Übereinstimmung. Untersuchungen zur Kompaktierung des

Brennstabbündels und zu ihrer Wirkung auf die Querschnittsänderung des Brennelements haben gezeigt, daß das System durch Stabbündel und Abstandshalter erheblich versteift wird.

4.6 Detektion lokaler Kühlungsstörungen

Die Arbeiten des IRE zur Detektion von Kühlungsstörungen konzentrieren sich auf die Entwicklung von zwei Verfahren:

- Nachweis und Lokalisierung von Brennstabhüllrohrdefekten durch Überwachung des Natriums und des Schutzgases auf feste und gasförmige Spaltprodukte;
- Detektion von Siedevorgängen durch Erfassung der beim Sieden erzeugten akustischen Signale als Einrichtung zur integralen Core-Überwachung.

DETEKTION VON
HÜLLROHRSCÄDEN

DETEKTION VON
SIEDEVORGÄNGEN

Bei den Arbeiten zur Hüllrohrüberwachung von Brennelementen werden folgende Ziele verfolgt:

- Entwicklung von Meßverfahren zum Spaltproduktnachweis;
- Messung der Freisetzungsraten von Spaltprodukten und Brennstoff an defekten Stäben;
- Verbesserung der Signalinterpretation durch Erarbeitung von Unterscheidungskriterien;
- Untersuchung des Betriebsverhaltens defekter Brennstäbe.

Die wichtigste Methode zur Detektion von Hüllrohrschäden im Corebereich ist der Nachweis ver-

NACHWEIS VERZÖGER-
TER NEUTRONEN IM
NATRIUM

zögerter Neutronen im Natrium. Beim Vorliegen offener Brennstoffoberflächen treten instabile Spaltprodukte aus dem Brennstoff aus. Die beim weiteren radioaktiven Zerfall einiger Spaltprodukte entstehenden "verzögerten" Neutronen können im Primärkreislauf nachgewiesen werden. Erste Erfahrungen mit diesem Verfahren wurden bei den HSD-Versuchen (Hüllenschaden-Dampfkreislauf) im Reaktor FR 2 gewonnen. Dort wurden Stäbe mit definierten Hüllrohrschäden bestrahlt. Die bei den Versuchen ermittelten Zerklüftungsfaktoren K , die das Verhältnis der gemessenen zu der aufgrund der Schadensgröße berechneten Freisetzungsrates angeben, streuen sehr stark; es wurden jedoch fast immer K -Faktoren > 1 gefunden / 38 /. Die Dauererprobung eines Prototyp-Monitors für verzögerte Neutronen wurde im Reaktor KNK I durchgeführt. Weitere Experimente werden sich nach der Wieder-Inbetriebnahme der KNK mit schnellem Kern (KNK II) anschließen. Dabei sollen dann, wenn dazu die Betriebsgenehmigung erteilt wird, auch kleine offene Brennstoffproben eingesetzt werden.

PRÄZIPITATION
FESTER SPALTPRO-
DUKTE IM COVERGAS

Zur betriebsmäßigen Überwachung des Schutzgases werden Präzipitatoren eingesetzt. In diesen Geräten werden die beim radioaktiven Zerfall ionisierten Spaltprodukte durch Anlegen einer Spannung auf ein Zählrohr gelenkt und erzeugen dort einen Impuls. Ein für den FR 2 entwickelter und dort erfolgreich für die Betriebsüberwachung verwendeter Präzipitator / 39,40 / wird auch bei den KNK-Experimenten eingesetzt. Die Messungen werden durch Aufzeichnungen der γ -Spektren mit Hilfe von Ge(Li)-Detektoren ergänzt.

Die oben beschriebenen Verfahren gestatten nur eine integrale Überwachung des Kerns. Sie arbei-

ten außerdem mit einer langen Ansprechzeit, die z.B. beim Nachweis verzögerter Neutronen wegen der Transportzeit des Natriums vom Brennelement zum Detektor 26 - 50 s beträgt. Aus diesem Grunde wurde im IRE ein individuell wirksamer, schnell ansprechender Hüllenschadendetektor entwickelt, der auf folgendem Prinzip beruht / 29 /:

Die beim Hüllrohrversagen in das Kühlmittel austretenden Spaltgasblasen werden im Austrittskanal des Brennelements durch die Zentrifugalwirkung eines Zyklonabscheiders vom Natrium getrennt und im Zentrum des Zyklons zu einer geschlossenen Gassäule angesammelt. Dort wird das Gas mit Hilfe eines beheizten Temperaturfühlers nachgewiesen. Die in einer Referenzanordnung durchgeführten Messungen lieferten folgende Ergebnisse:

- Bereits wenige cm^3 Gas können innerhalb einer Sekunde abgeschieden und nachgewiesen werden;
- Die untere Nachweisgrenze ist nur wenig von der Gasfreisetzungsrates und der Größe bzw. Verteilung der Blasen abhängig. Es ist deshalb zu erwarten, daß im Reaktor bereits der Bruch eines einzelnen Hüllrohres nachweisbar ist.

Ein langfristiges Entwicklungsziel der Sicherheitsinstrumentierung ist der Ersatz der individuellen Brennelementüberwachung durch integral wirkende Verfahren. Als besonders aussichtsreich wird die akustische Siededetektion betrachtet. Zur Beurteilung des Potentials werden im IRE wesentliche Teilfragen untersucht:

- Von welcher Art und Zusammensetzung sind die Siedespektren?

ZYKLONABSCHIEDER
FÜR SPALTGASE

INTEGRALE KERN-
ÜBERWACHUNG DURCH
AKUSTISCHE
SIEDEDETEKTION

- Welche Signal-Übertragungsfunktionen liegen im Kern und in den Transducern vor?
- Wie groß ist das Signal/Untergrund-Verhältnis im Kern?
- Welche Sensoren sind für den Einsatz im Reaktor geeignet?

LITHIUMNIOBAT-SENSOREN

Auf die Entwicklung von Direktsensoren mit Lithiumniobat-Kristallen, die in das Natrium eingetaucht werden können, ist bereits an anderer Stelle hingewiesen worden (Abschnitt 3.3 / 22 /). Während der Betriebszeit der KNK I wurden Schalluntergrundmessungen zur Klärung der Frage durchgeführt, inwieweit eine akustische Siededetektion mit Sensoren innerhalb des Tanks bei vorgegebenem akustischen Rauschen möglich ist. Mit Hilfe eines bis über die Kern-Oberkante reichenden Schallwellenleiters konnte nachgewiesen werden, daß eine ausreichende Entkopplung vom Störuntergrund vorliegt / 41 /. Parallel zur Untersuchung der Siedespektren bei verschiedenen Experimenten wird ein Siedegenerator in der NABEA eingesetzt, wobei auch erste Ergebnisse zur Signalübertragung in Brennelement-vergleichbaren Anordnungen gewonnen werden. Schließlich ist geplant, einen dem NABEA-Typ entsprechenden Siedegenerator in die Kern-Mittenposition der KNK II einzusetzen.

EXPERIMENTE MIT SIEDEGENERATOREN

4.7 Abschaltkriterien

Parallel zur Analyse der lokalen Störfälle und der Entwicklung präventiver Instrumentierungseinrichtungen werden zur rechtzeitigen Unterbrechung des Störfallablaufs geeignete Abschaltkri-

terien erarbeitet. Bei den ersten Überlegungen zu den Anforderungen an das Kern-Überwachungssystem des SNR 300 sollten für die Überwachung der Brennelemente Thermoelemente und Durchflußmesser eingesetzt werden. Inzwischen wurde jedoch beschlossen, die Durchflußmesser aus dem Schutzsystem herauszunehmen, da sie nicht redundant ausführbar sind. In einer Studie wurde die Realisierbarkeit einer rechnergestützten Kernüberwachung untersucht / 42 /. Nachdem die unter 4.2 beschriebenen Arbeiten gezeigt haben, daß die Auswirkungen lokaler Blockaden auf den Kühlmitteldurchsatz des betroffenen Brennelements kleiner sind als erwartet, wurden die Abschaltkriterien mit dem Ziel einer Ertüchtigung der Temperaturüberwachung überarbeitet. Es konnte gezeigt werden, daß beim Einsatz verbesserter Algorithmen der Abstand zwischen Grenzwert und Istwert wesentlich verringert werden kann, ohne viele unnötige Reaktorabschaltungen befürchten zu müssen. Zum Beispiel verkleinert sich der Grenzwertabstand bei einer adaptiven Grenzwertführung von bisher 15 auf 6 K. Dieses Verfahren ist insbesondere zur Überwachung auf schnelle Temperaturänderungen geeignet. Zur Erfassung langsamer Temperaturänderungen (verursacht z.B. durch eine sich langsam aufbauende Blockade) werden adaptiv geführte Istwerte und daraus gebildete Gruppengrenzwerte vorgeschlagen. Der Grenzwertabstand kann dadurch bei einer Verzögerungszeit von 1 min auf 2 - 3 K reduziert werden. Gemeinsam mit dem Institut für Datenverarbeitung in der Technik und der Industrie wird zur Zeit überprüft, welche Auswirkung der Einsatz dieser Überwachungsverfahren auf die Zuverlässigkeit des Brennelement-Schutzsystems (BESSY) des SNR 300 hat.

ABSCHALTKRITERIEN
BEI VERBESSERTEN
ÜBERWACHUNGS-
ALGORITHMEN

5. ARBEITEN ZUM NATRIUMSIEDEN

BEDEUTUNG DER
SIEDEPHÄNOMENE
FÜR DEN SICHER-
HEITSNACHWEIS

Die Untersuchungen zum Natriumsieden machten über viele Jahre hin einen wesentlichen Anteil der Institutsarbeiten aus. Die Phänomene beim Sieden von flüssigen Metallen mit hoher Überhitzbarkeit, hoher Wärmeleitfähigkeit, geringer Dampfdichte und großer Benetzungsfähigkeit sind einerseits weit weniger aufgeklärt als die entsprechenden Vorgänge beim Wasser. Andererseits ist ihre Kenntnis für den Sicherheitsnachweis des natriumgekühlten schnellen Reaktors notwendig.

Hinsichtlich der Vorgänge im Reaktorkern unterteilt man die möglichen Siedephänomene in zwei Gruppen (siehe auch Abb.16):

GLOBALE SIEDE-
VORGÄNGE

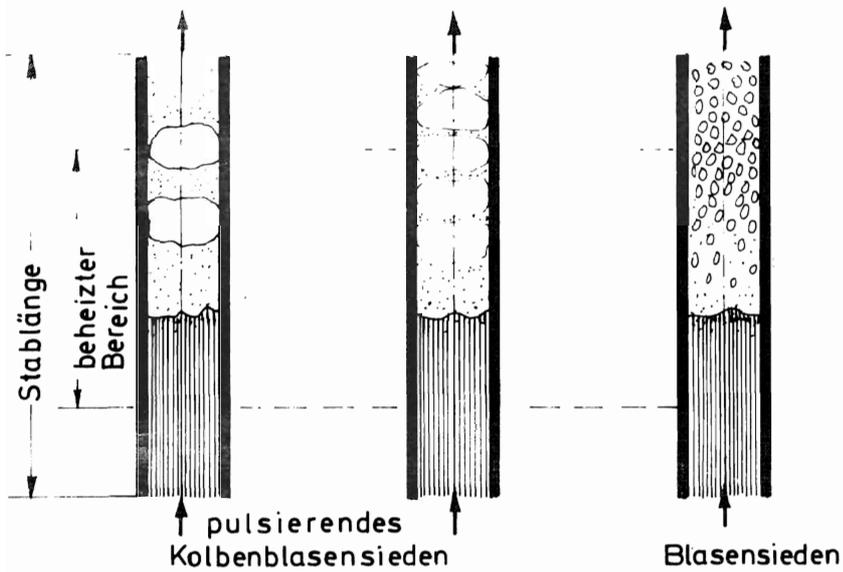
- das integrale Sieden, bei dem durch Überleistung oder Ausfall der Kühlmittelströmung in ganzen Brennstabbündeln oder Gruppen von Bündeln Sieden einsetzt,

LOKALE SIEDE-
VORGÄNGE

- das lokale Sieden, bei dem eine örtliche Verstopfung einiger Unterkanäle innerhalb eines Bündels zu einem lokalen Gebiet (z.B. Totwasser) mit erhöhten Temperaturen und ggf. auch Sieden führen kann.

Das integrale Sieden ist ein Zwischenereignis im Ablauf der Kernzerlegungsstörfälle geringer Wahrscheinlichkeit, wie sie in Kap.6 beschrieben werden. Das lokale Sieden ist die Folge von lokalen Kühlungsstörungen mit dem Potential der Schadenspropagation, wie sie in Kap.4 dargestellt werden. Die übergeordnete Zielsetzung der Siedeuntersuchungen ergibt sich deshalb aus der dort aufgestellten Sicherheitssystematik. Wegen der vielen

Integrales Sieden



Lokales Sieden

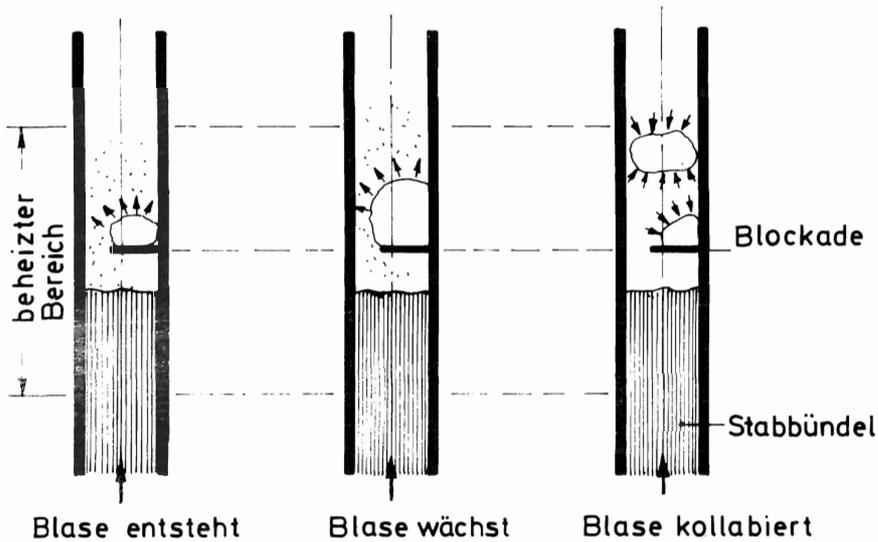


Abb.16: Schematische Darstellung des integralen und lokalen Siedens in einem Brennelement

Gemeinsamkeiten der Phänomene und wegen der von der Reaktorsicherheit unabhängigen wissenschaftlichen Relevanz der Untersuchungen sollen die Siedevorgänge selbst hier zusammenfassend dargestellt werden.

UNTERSUCHUNGEN ZUM
GLOBALEN SIEDEN

Innerhalb des Programms zum integralen Sieden sollen vor allem ermittelt werden:

- der Ablauf des Bulk-Siedens in Brennelement-ähnlichen Geometrien sowie die zeitliche Ausbildung des Leersiedens,
- Ursache und Auswirkung der Überhitzbarkeit des Natriums,
- Auswirkung von Siede- und Kondensationsstößen,
- typische Meßsignale, die eine sichere Detektion dieser Vorgänge gestatten,
- Stabilitätsbedingungen der Zweiphasenströmung mit Natrium.

UNTERSUCHUNGEN ZUM
LOKALEN SIEDEN

Das Programm zum lokalen Sieden hat die folgende Zielsetzung:

- Untersuchung der Art und des Ablaufs der Vorgänge beim lokalen Sieden,
- Nachweis, daß lokales Sieden hinter einer Blockade durch Überwachen der mittleren Brennelement-Austrittstemperatur sicher detektiert werden kann, bevor ein Austrocknen der Heizfläche mit anschließendem Brennstoffschmelzen oder eine hydrodynamische Instabilität auftritt,
- Untersuchung, inwieweit eine lokale Störung, verursacht durch eine kleinere Blockade, durch Durchflußabweichungen am BE-Austritt, durch Korrelationsmessungen des Siedegeräusches oder des Neutronenrauschens oder durch eine Messung verzögerter Neutronen detektiert werden kann.

5.1 Integrales Sieden im Bündel nach völliger Blockade oder Pumpenausfall

Das Natriumsieden unter diesen Störfallbedingungen ist ein transienter Vorgang, entscheidend geprägt durch:

- die thermophysikalischen Eigenschaften des Flüssigmetalls, wie die gute Wärmeleitfähigkeit, das große Dichteverhältnis Flüssigkeit zu Dampf und die Neigung zum Siedeverzug;
- die geometrischen Verhältnisse in den Brennelementen (kleiner hydraulischer Durchmesser bei großer Länge der Kühlkanäle);
- den hohen Wärmefluß bei geringer Drosselung am Brennelement-Eintritt. Dies wirkt sich insbesondere auf die Stabilität der Zweiphasenströmung aus.

Die Vorstellungen über Siedephänomene sind daher nicht ohne weiteres von anderen Flüssigkeiten auf Natrium übertragbar. Siedeexperimente unter möglichst reaktorähnlichen Bedingungen, begleitet von theoretischen Modelluntersuchungen, die für die zugrundegelegten Störfälle unter Reaktorbedingungen gültig sein sollten, waren daher unumgänglich. Unter diesen Gesichtspunkten wurde 1966 in mehreren parallel laufenden Arbeiten / 43 / mit der Verwirklichung des Versuchsprogramms begonnen.

In etwa 150 Einzeltests / 44 / wurden die Vorgänge beim Sieden von Natrium in engen Kanälen bis zum Erreichen des Dryouts unter Bedingungen, die für Unterkanäle eines Brennstabbündels ty-

EINFLUSSGRÖSSEN
BEIM INTEGRALEN
SIEDEN

WECHSELWIRKUNG
THEORIE-EXPERIMENT

SIEDEN BEI PLÖTZLICHER
UNTERBRECHUNG
DES KÜHLMITTEL-
DURCHSATZES

pisch sind, experimentell untersucht. Eine dieser Teststrecken, deren hydraulische Durchmesser zwischen 4 und 12 mm variiert wurden, bestand aus einem Nickelrohr mit einem zentrisch angeordneten Verdrängerkörper. In der Versuchsanordnung konnten spezifische Heizflächenleistungen bis zu 700 W/cm^2 erzielt werden. Die induktive Beheizungsart mit hoher Flächenleistung bei Temperaturen um 1000°C erwies sich über viele Jahre der bekannten Methode der indirekten Widerstandsheizung als überlegen, wie sie an vielen anderen Stellen angewandt wurde.

Abb.17 zeigt idealisiert die Vorgänge bei einem vollständigen, plötzlichen Verlust des Kühlmitteldurchsatzes, simuliert durch Schnellschluß des Ventils am Eintritt und geringem sich einstellendem Siedeverzug. Aufgetragen sind die zeitliche Position der Phasengrenze Dampf-Flüssigkeit (S), zwei Differenzdrücke, bezogen auf den Ausgangsdruck im beheizten Abschnitt $\Delta p_{\text{dyn}5}$ und im Kondensationsraum $\Delta p_{\text{dyn}2}$ sowie einige charakteristische Wandtemperaturen.

Die Analyse der verschiedenen Meßsignale wird in folgenden Ergebnissen zusammengefaßt:

EINZELBLASENSIEDEN
MIT RESTFILM-
VERDAMPFUNG

- Die Ejektion des Natriums findet durch eine Einzelblase statt.
- Das Natrium dringt nach dem ersten Ausstoß nicht mehr in den Kanal ein, sondern erreicht nur noch die Randzonen des beheizten Abschnitts, da es durch den hohen Druck in der Blase ($\Delta p_{\text{dyn}5}$) daran gehindert wird. Eine Kühlung durch Wiedereindringen der Flüssigkeit entfällt damit.

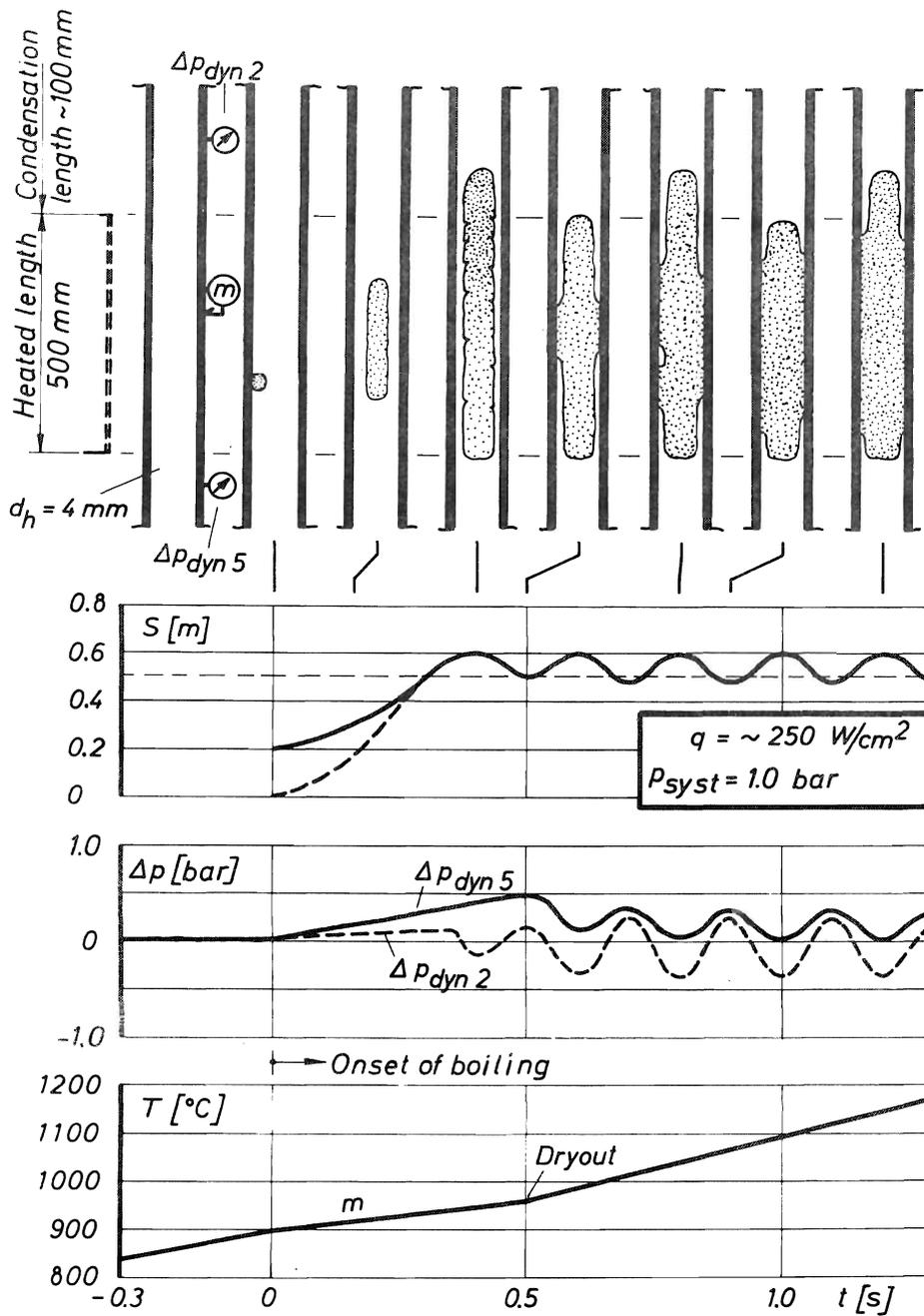


Abb.17: Idealierte Natrium-Ejektion aus einem engen Kanal (Siedeverzug $\Delta T < 25 \text{ K}$)

- An der Wand bleibt ein Film zurück, der die Kühlung für kurze Zeit aufrechterhält. Dennoch steigen, bedingt durch den hohen Druckabfall in der Blase, die vom Verdampfungs- bis in den Kondensationsraum reicht, die Temperaturen in der Mitte des Kanals weiter an.

- Auch nach der Abdampfung des Films wird durch Verdampfung in den Randzonen des beheizten Abschnitts ein Dampfdruck aufrechterhalten, der einen nennenswerten Wiedereintritt unterbindet.

EINZELBLASENMODELL BLOW 2

Die theoretischen Untersuchungen dieser Probleme, die bis zur analytischen Beschreibung der Siedevorgänge im Code BLOW 2 / 45 / führten, erklären auch das Phänomen, daß sich nur eine oder einige wenige große Blasen ausbilden. Diese Abweichung von der bekannten Erscheinungsform des Bläschen-siedens bei Wasser ist auf die besonderen physikalischen Eigenschaften der Flüssigmetalle, insbesondere die Überhitzbarkeit, zurückzuführen. Es wurde analytisch nachgewiesen, daß ein Siedeverzug von 10^4 K durch den Druckstoß bei Siedebeginn ausreicht, um bei Entstehung der ersten Blase aus einem kritischen Blasenkeim fast kritische Keime in der Umgebung genügend lange Zeit unterkritisch zu halten. Der Code BLOW 2 berücksichtigt als erster einer neuen Generation von transienten Siede-Codes den nach der Ejektion des flüssigen Natriums an der Wand zurückbleibenden dünnen Natriumfilm. Durch Verdampfen dieses Films wird die Kühlung für eine kurze Zeitspanne aufrechterhalten. Der im Experiment gefundene hohe Druckabfall in der Blase zwischen Verdampfungs- und Kondensationsraum wurde erst in dem verbesserten Code BLOW 3 / 46 / berücksichtigt.

MEHRBLASENSIEDE- MODELL BLOW 3

Der neue Code BLOW 3 ist ein Teil des in Karlsruhe entwickelten größeren Programmsystems CAPRI / 47 / zur Analyse des dynamischen Verhaltens schneller Reaktoren. Auf den Überlegungen des ersten Codes BLOW 2 und auf den Erfahrungen aus Siedeexperimenten aufbauend, stellt das theoretische Modell die Zweiphasenströmung bei Ideali-

sierung der Phasengrenzen als eine Folge von Flüssigkeitsslugs dar. Die Wirkungsweise des Modells wird am Beispiel eines Pumpenausfalls kurz erläutert: Sieden beginnt am oberen Kernende mit der Bildung einer Blase (Abb.18). Diese verhindert, bei Annahme eines Siedeverzugs, durch den plötzlich freigesetzten höheren Druck die Entstehung möglicher weiterer Blasen und bewirkt eine Verzögerung der nachströmenden Flüssigkeit. Die Expansion dieser Blase, die mit Ausnahme eines dünnen Flüssigkeitsfilms an den Brennstäben den gesamten Brennelement-Querschnitt ausfüllt, wird durch die Trägheit der Flüssigkeitssäule sowie durch die Nachverdampfung des Flüssigkeitsfilms bestimmt. Die Blase wird durch die Restströmung in den oberen Blanketbereich transportiert, wo sie ganz oder teilweise kondensiert. Infolge der dadurch bewirkten Druckabsenkung kommt es in der nachfolgenden Flüssigkeit zur erneuten Blasenbildung. Durch diesen Mechanismus mehrfacher Einzelblasenbildung (Pfropfenströmung) mit gleichzeitiger Verzögerung bzw. Strömungsumkehr der nachfolgenden Flüssigkeit dehnt sich die Siedezone in Richtung Kernmitte aus.

SIMULATION DES
TOTALEN PUMPEN-
AUSFALLS

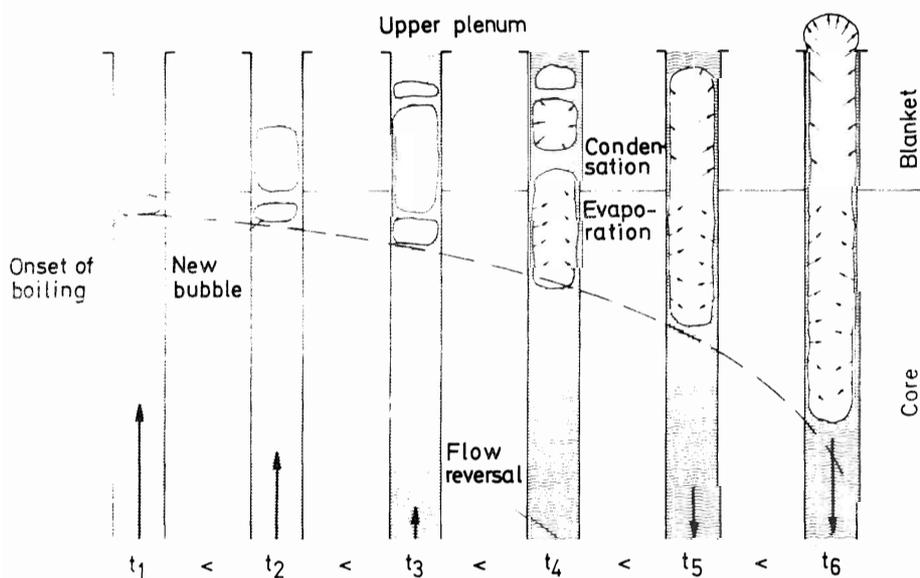


Abb.18: Ejektionsmechanismus (schematisch)

EXPERIMENTE ZUM
KÜHLMITTELDURCH-
SATZVERLUST DURCH
PUMPENABFALL

Die Versuche in der Ringkanalgeometrie wurden auf den Störfall "Pumpenabfall" ausgedehnt. Der Pumpenabfall wurde mit der EM-Pumpe des Kreislaufs in mehr als 10 Versuchen simuliert, wobei die Heizflächenleistung zwischen 55 und 115 % der maximalen Leistung des zentralen Brennelements des SNR 300 variiert wurde. Sieden setzte bei Restdurchsätzen zwischen 12 und 50 % des Nenndurchsatzes ein. Am Ort des Siedebeginns wurden Siedeverzüge bis zu 30 K beobachtet. Vergleichsweise ergeben sich aus Rechnungen zum MK Ia-Kern des SNR 300 für den Siedebeginn Restdurchsätze je nach Brennelement von 25 bis 29 % der jeweiligen Nenndurchsätze bei einem zugrundegelegten Siedeverzug von 10 K.

ÜBERTRAGBARKEIT
VON EINKANAL- AUF
BÜNDELGEOMETRIE

Die Übertragbarkeit der Ergebnisse vom Einzelkanal auf ganze Brennstabbündel wurde theoretisch und experimentell untersucht. Das große Verhältnis zwischen gerechnetem axialem zu radialem Druckverlust im Brennelement ließ erwarten, daß sich eine Dampf- oder Gasfront ziemlich gleichmäßig über den Querschnitt in axialer Richtung voranbewegen würde. In einer Bündelgeometrie aus Glasstäben mit einer Flüssigkeit gleichen Brechungsindexes wurde dies / 48 / fotografisch nachgewiesen. In Abb.19 ist das Voranschreiten einer Gasfront deutlich zu erkennen. Im wesentlichen gilt dies auch für eine Flüssigkeitssäule, die in das Bündel eindringt.

AUSWIRKUNG VON
NATRIUMSIEDEN AUF
DEN BRENNELEMENT-
KASTEN

In einem Großexperiment BEVUS / 49 / wurden transiente Siedevorgänge in einem Bündel mit 169 elektrisch beheizten Stäben, umgeben von 6 leeren Brennelementkästen, simuliert. Da die elektrischen Heizer nur mit etwa 10 % der Leistung der eigentlichen Brennstäbe betrieben werden konnten, wurde das Bündel unter Druck

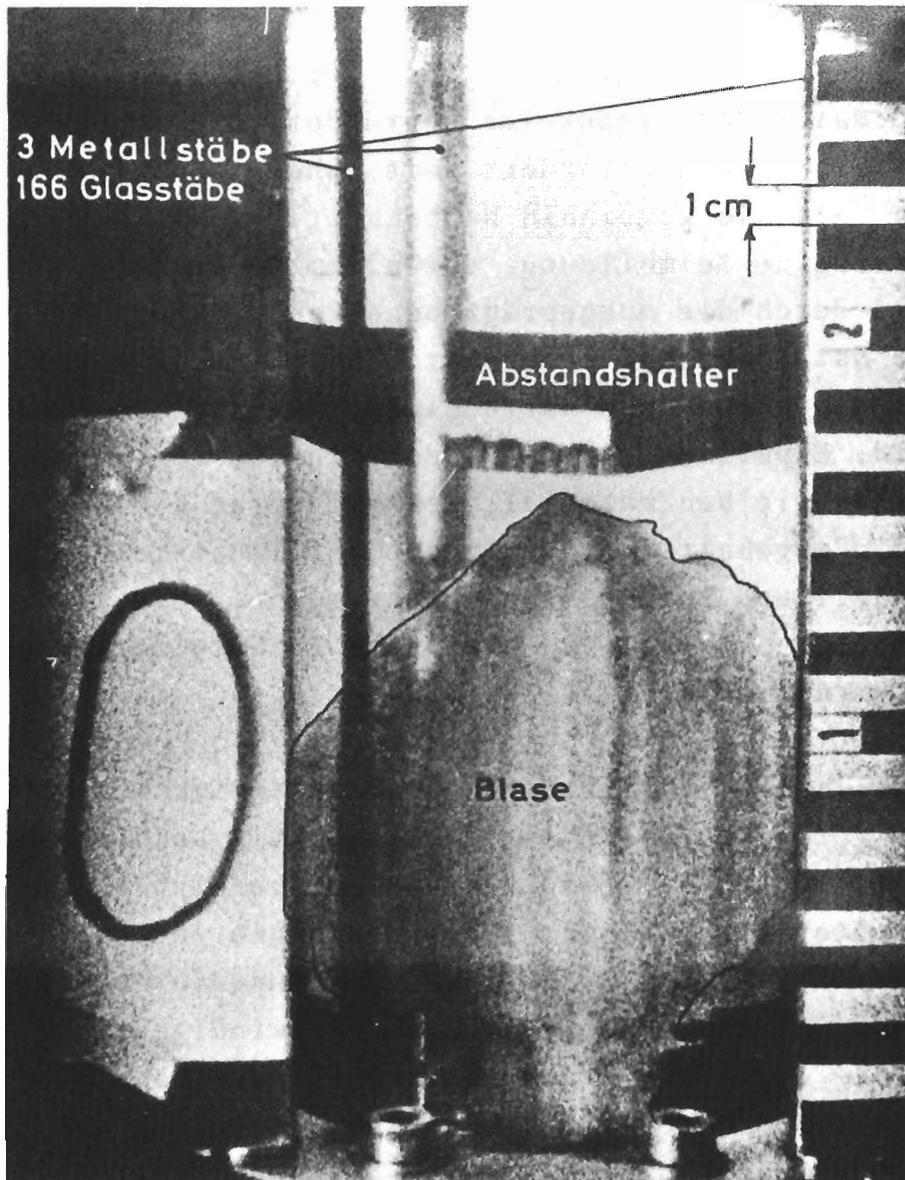


Abb.19: Flüssigkeits-Gasfront während der Ejektion

auf hohe Temperaturen geheizt und dann druckentlastet. Zusammen mit den Ergebnissen aus den Ein-kanalversuchen wurde nachgewiesen, daß die Propagation einer Kühlungsstörung von einem Brennelement auf Nachbarelemente infolge Siedens ausgeschlossen werden kann.

EINFLÜSSE AUF DEN
SIEDEVERZUG

Dem für Natrium so charakteristischen Siedeverzug wurden mehrere Untersuchungen gewidmet / 50, 51, 52 /. Das Problem des Siedeverzugs liegt in der Natur der Siedekeime begründet. Die spontane Keimbildung erfordert weit höhere Überhitzungen, als sie gemeinhin beobachtet werden. Die heterogene Keimbildung, vor allem an Wänden, wird durch die ausgeprägt benetzende Eigenschaft des Natriums sehr erschwert. Phänomene, wie die von uns gefundenen Wartezeiten, komplizieren das Bild. Experimentell wurde der Einfluß von Parametern wie Wandmaterial, Reinheitsgrad des Natriums, Gasgehalt des Natriums, Oberflächenbeschaffenheit und Turbulenzgrad untersucht. Ansätze für eine physikalisch-chemische Theorie der Keime wurden entwickelt / 53 /.

KRITISCHE WÄRME-
STROMDICHTEN

Hinsichtlich der kritischen Wärmestromdichte gaben Versuche / 54 / in einer induktiv beheizten Teststrecke von 9 mm \varnothing und 200 mm beheizter Länge unter stationären Siedebedingungen Informationen über die Filmstärke und Strömungsformen in Abhängigkeit von der Na-Dampfgeschwindigkeit (siehe Abb.20). Die Ergebnisse der Versuche zum kritischen Wärmefluß sind insbesondere für die Siedevorgänge hinter lokalen Blockaden von Bedeutung.

5.2 Lokales Natrium-Sieden

EXPERIMENTE ZUM
LOKALEN SIEDEN

Erste Versuche zum lokalen Natriumsieden wurden in einer einfachen Testanordnung durchgeführt / 33 /. Ziel dieser Untersuchungen war festzustellen:

- Art und Ablauf der lokalen Siedevorgänge

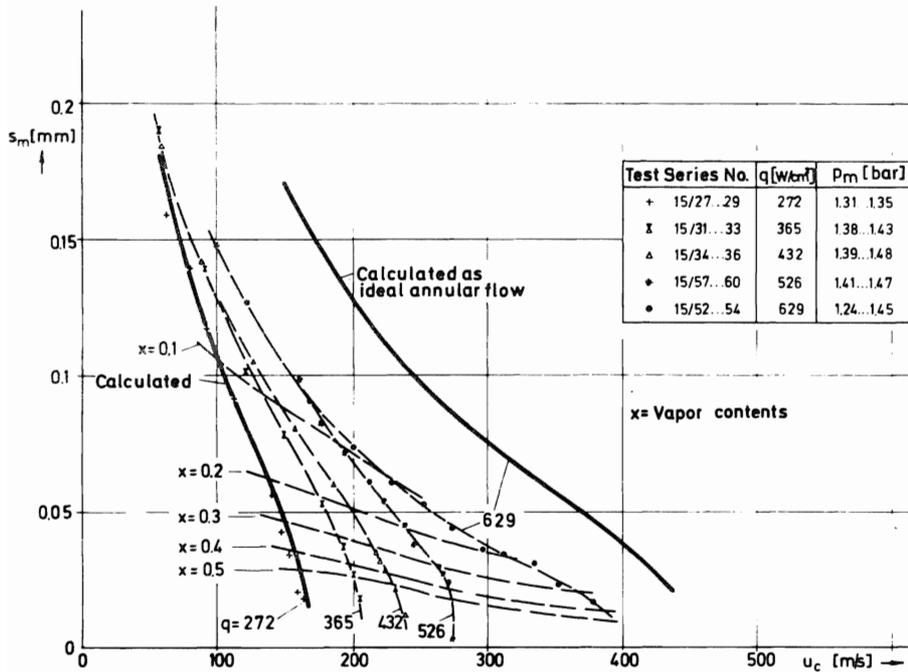


Abb.20: Filmstärke S_m in Abhängigkeit der Dampfgeschwindigkeit U_c

- Übertragbarkeit in Wasser hinter Blockaden gemessener Temperaturprofile auf Natrium
- Nachprüfung der Gültigkeit theoretischer Modelle
- Bedingungen, unter denen Dryout auftritt
- Detektierbarkeit lokaler Siedevorgänge.

Die Teststrecke bestand aus einem induktiv beheizten Nickelrohr von 21 mm innerem Durchmesser mit einem konzentrischen Verdränger, durch dessen Profil im Ringspalt 16 miteinander verbundene Unterkanäle ("Negativbündel") entstanden (Abb.21). Die Abmessungen der Unterkanäle entsprachen denen des Brennelements. Zur Simulation einer Durchflußbehinderung im Bereich eines der BE-Abstandshalter wurden 75 % des freien

LOKALE BLOCKADE

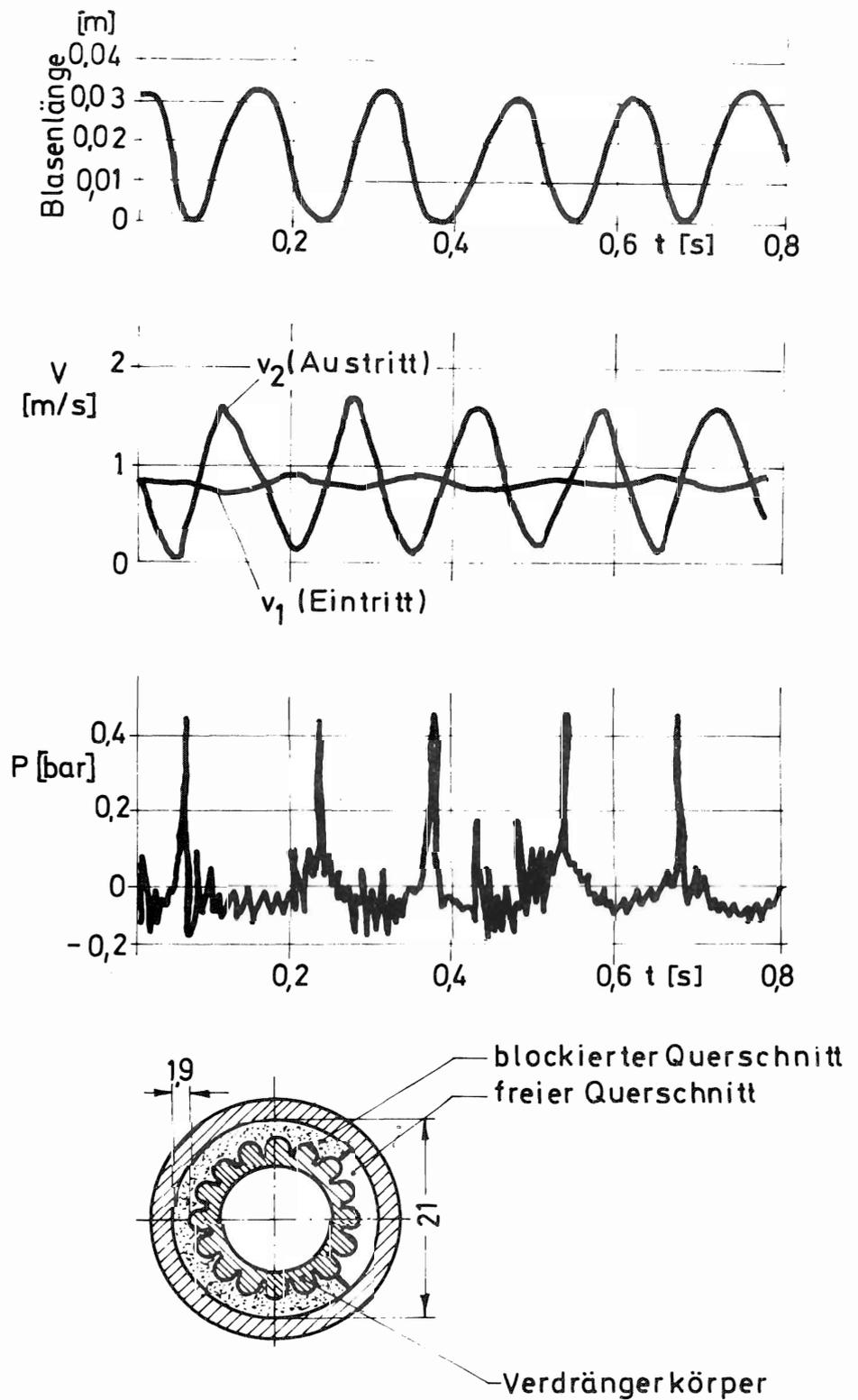


Abb.21: Teststreckenquerschnitt und Beispiele von Meßergebnissen

Querschnitts durch eine ebene Platte verschlossen.

Der anfängliche Verlauf des Siedevorgangs wird im wesentlichen durch die Höhe der Überhitzung bestimmt. Bei Abwesenheit einer Überhitzung beginnt das Sieden mit der Bildung einzelner kleiner Blasen. Mit abnehmendem mittleren Natriumdurchsatz (was einer Vergrößerung des Blockadenumfangs entspricht) ist ein stetiges Anwachsen der Geschwindigkeitsamplitude, verbunden mit einer Abnahme der Blasenfrequenz, zu beobachten. Dies zeigt an, daß größere Blasen mit längerer Lebensdauer gebildet werden. Der Siedeablauf ist quasistationär, solange kein Parameter geändert wird. Die Mehrzahl der erzeugten Einzelblasen kondensiert vollständig, was durch den steilen Anstieg der Austrittsgeschwindigkeit auf ihren mittleren Wert sowie durch den gleichzeitigen Druckpuls (z.B. bei 0,35 s) angezeigt wird. Nachfolgende Blasen entstehen unverzüglich, d.h. ohne Wartezeit.

Es wurde ein theoretisches Modell entwickelt / 29 /, das die Vorgänge wie folgt beschreibt:

Es wird angenommen, daß die Sättigungstemperatur zuerst im Totwassergebiet hinter der Blockade erreicht wird. Wegen des steilen Temperaturgradienten in diesem Gebiet und der Neigung des Natriums zur Siedeüberhitzung soll sich jeweils zur gleichen Zeit nur eine einzige Blase entwickeln. Die Dynamik der Blase hängt von ihrem Innendruck und von den Trägheits- und Reibungskräften der zu verdrängenden Flüssigkeit ab. Der Blasendruck wird aus der ortsabhängigen Temperaturverteilung bei Siedebeginn berechnet / 45 /. Infolge der Trägheit der Flüssigkeit

EINZELBLASENBILDUNG
BEI LOKALEM SIEDEN

THEORETISCHES MODELL
ZUR BESCHREIBUNG
DES LOKALEN SIEDENS

wächst die Blase über die Größe hinaus, die ihrem thermischen Gleichgewicht entspricht. Dieses geringe Überschwingen in das unterkühlte Gebiet genügt, um den Blasendruck weit unter den Druck absinken zu lassen, der sich unter stationären Strömungsbedingungen einstellen würde. Unter diesen Umständen beginnt die Blase zu schwinden.

Es kann angenommen werden, daß unter den Bedingungen lokalen Siedens in einem Brennelement kein Austrocknen der Staboberfläche auftritt, eine weitgehend unzerstörte Geometrie vorausgesetzt. In Kap.4 ist auf die sicherheitstechnische Wertung dieser Aussage eingegangen worden.

5.3 Laufende Untersuchungen zum Natriumsieden

VERSUCHE ZUM
GLOBALEN SIEDEN
IN MEHRSTABBÜNDELN

Zum Pumpenabfall und zur vollständigen Blockade sind zusätzliche Versuche in einem 7-Stabbündel vorgesehen. (Abb.22).

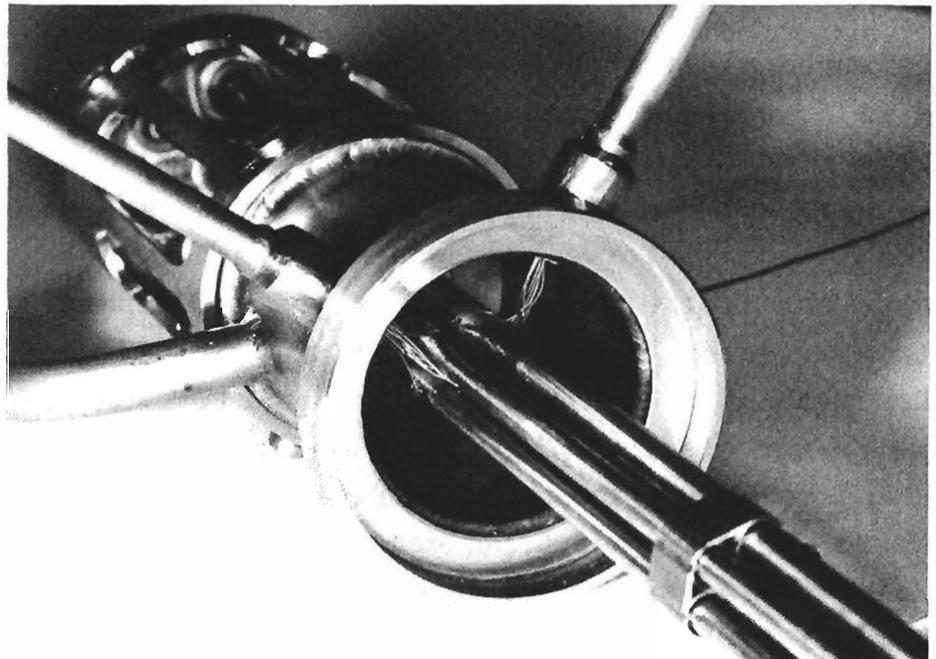


Abb.22: Teststrecke mit 7-Stabbündel

Besonderes Gewicht wird auf eine gute Simulation der hydraulischen Verhältnisse oberhalb des mit Brennstoff versehenen Abschnitts des Brennelements gelegt. Die Zielsetzung dieser Versuchsreihe ist folgende:

- Untersuchungen transienter Siedevorgänge im kleinen Bündel
- Vergleich mit Ergebnissen aus den Einkanalversuchen
- Überprüfung des Codes BLOW 3
- Übertragbarkeit der Ergebnisse auf SNR-Brennelemente.

Können wesentliche Fragen aus der Versuchsreihe mit dem 7-Stabbündel nicht beantwortet werden, ist eine weitere Versuchsreihe in einem 37-Stabbündel vorgesehen. Die Untersuchungen zum kritischen Wärmefluß, den sich ausbildenden Filmstärken usw. werden auf andere Rohrgeometrien ausgedehnt. Auch die Auswirkungen der hydrodynamischen Instabilität werden eingeschlossen.

Zur Untersuchung lokaler Blockaden und lokaler Siedevorgänge in maßstabsgerechten Stabbündeln stehen zwei Versuchsvorhaben vor der Verwirklichung. In Zusammenarbeit mit RCN (Niederlande) sind Bündel mit 28 elektrisch beheizten Stäben bei Blockaden zwischen 70 - 80 % des Strömungsquerschnitts im Bau. Sie werden in den Natrium-Siedekreislauf bei RCN eingesetzt. Es handelt sich dabei um 60°-Bündelausschnitte entsprechend der SNR-Brennelement-Geometrie.

SIEDEVERSUCHE IN
GROSSEN STABBÜNDELN
MIT LOKALEN
BLOCKADEN

60°-BÜNDELAUSSCHNITT

169-STABBÜNDEL

Im Institut für Reaktorentwicklung wird 1975 ein größerer Natriumsiedekreislauf KNS (vgl. Abb. 23) in Betrieb genommen, dessen Durchsatz dem eines SNR-Brennelements entspricht. In diesem Kreislauf sollen zunächst 2 Bündel mit je 169 Stäben, wovon 91 auf einer Länge von 300 mm elektrisch beheizt sind, betrieben werden. Es werden

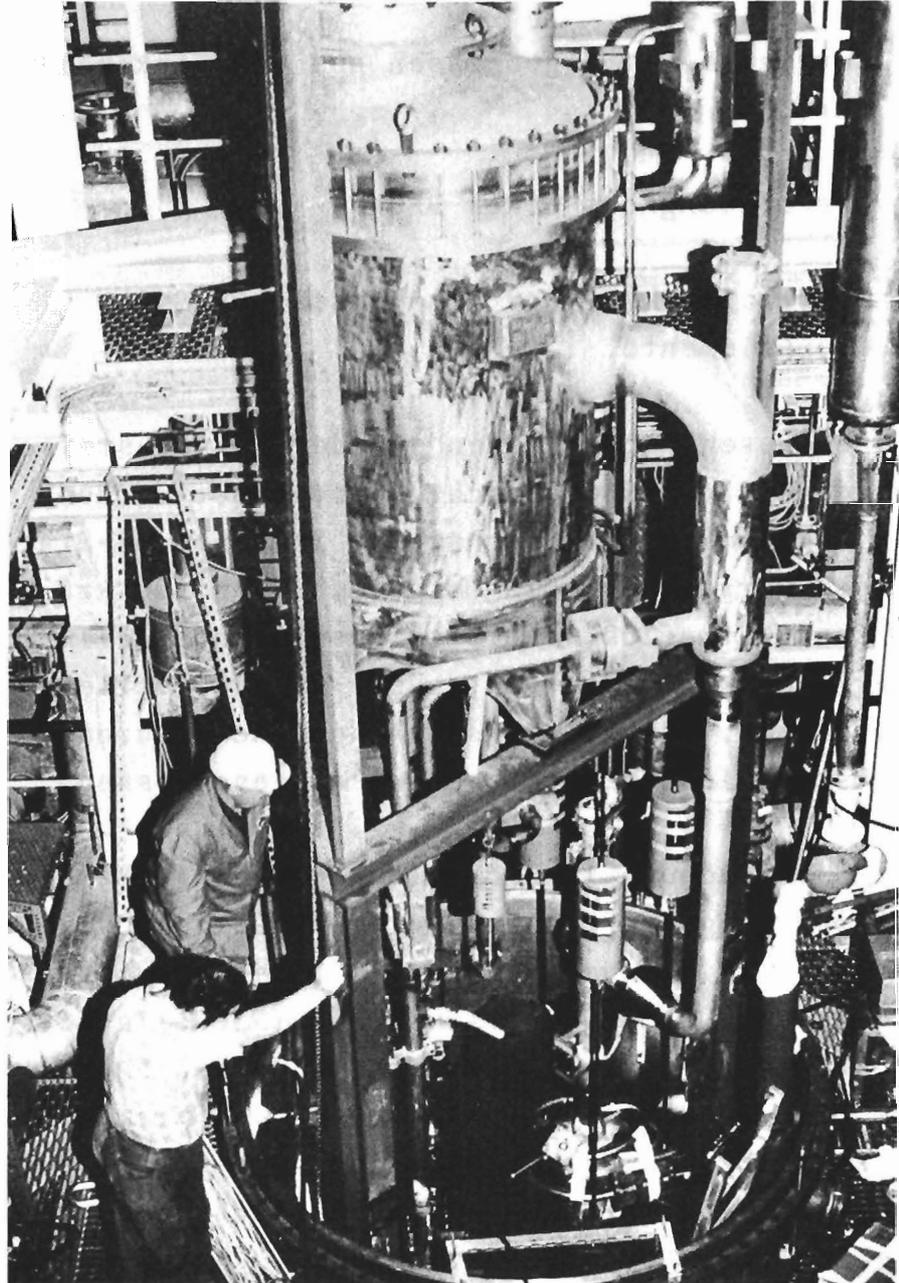


Abb.23: Natriumsiedekreislauf KNS während der Montage

sowohl ebene Zentral- als auch Rand-Blockaden untersucht. Vor den Experimenten in Natrium wird das Verhalten der Blockaden in gleicher geometrischer Anordnung in einem Wasserkreislauf getestet.

Eine große Unsicherheit besteht noch bezüglich der Ausbildung und Art der zu erwartenden lokalen Blockaden. Erste Versuche zum Wachstum solcher Blockaden sind dazu 1975 in einem eigens errichteten Kreislauf mit organischer Flüssigkeit in Zusammenarbeit mit dem Institut für Reaktortechnik der Universität (TH) Karlsruhe angelaufen.

BLOCKADEWACHSTUM

6. ANALYSE VON STÖRFÄLLEN GERINGER EINTRITTS- WAHRSCHEINLICHKEIT FÜR SCHNELLE REAKTOREN

Bei den Arbeiten zur Störfallanalyse schneller Reaktoren standen zunächst begleitend zu den Entwurfsstudien natrium- und dampfgekühlter Reaktoren parametrische Untersuchungen zur Stabilität der Anlage und über die Folgen der Auswirkung von Störungen mit geringer Eintrittswahrscheinlichkeit im Mittelpunkt / 55 /. Als Auslösemechanismen derartiger Störungen wurden z.B. der schnelle Auswurf eines Regelstabes oder aber das Durchlaufen einer größeren Spaltgasblase durch den Reaktorkern angenommen. Ziel dieser ersten Untersuchungen war nicht so sehr, den Ereignisablauf im Reaktorkern als Folge dieser Störungen im Detail zu untersuchen, sondern einen Überblick über den Einfluß der Rückwirkungseffekte, wie Doppler-, Void- und axialem Ausdehnungseffekt, auf den zeitlichen Vorgang des Brennstoffschmelzens in den verschiedenen Reaktorzonen zu gewinnen. Mit diesen Informationen konnten dann Anforderungen an Abschalt- und Sicherheitssysteme spezifiziert werden / 56 /.

Im Rahmen der Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet, die in vielfältigem Meinungsaustausch mit ausländischen Gruppen durchgeführt wurden, bildeten sich dann zwei entscheidende Tendenzen aus: Einmal entwickelten sich detailliertere Vorstellungen bezüglich der Art der zu untersuchenden Störfälle sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit und zum anderen wurden die Anforderungen an die detailliertere Beschreibung der als Folge der Störung ablaufenden Vorgänge im Reaktor immer größer. Die Arbeiten des Instituts konzentrierten sich daher sehr bald auf die Erstellung von

Programmsystemen zur theoretischen Beschreibung von Störfällen sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit. Dabei waren die Arbeiten dadurch gekennzeichnet, daß gegenüber rein punktkinetischen Näherungen verbesserte Methoden zur ortsabhängigen Beschreibung der Neutronenkinetik entwickelt wurden / 57,58 / und daß die Einzelvorgänge, die bei derartigen Störungen auftreten, mit hohem Detaillierungsgrad untersucht wurden. Diese Arbeiten wurden in enger Zusammenarbeit mit den Instituten für Neutronenphysik und Reaktortechnik sowie für Angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik durchgeführt.

Zur Zeit wird bei der Behandlung von Störfällen sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit für theoretisch definierte, aber extrem unwahrscheinliche Ausgangssituationen das Verhalten des Reaktorkerns unter der Annahme betrachtet, daß alle Sicherheitsvorkehrungen auf der Präventivebene, d.h. die Sicherheitsinstrumentierung und deren Aufschaltung auf das Regel- und Abschaltssystem, versagen. Ziel derartiger Untersuchungen ist es, den Nachweis zu führen, daß die Störfallfolgen auf das primäre bzw. sekundäre Sicherheitssystem beschränkt bleiben und somit keine Beeinträchtigung der Umgebung des Reaktors eintritt. Der Störfallablauf kann im wesentlichen in zwei aufeinanderfolgende Abschnitte aufgeteilt werden: Während der Einleitungsphase des Unfalls können die thermischen und hydraulischen Ereignisse in einzelnen Brennelementen bzw. Brennelementgruppen des Kernverbandes deterministisch verfolgt werden; die ablaufenden Einzelvorgänge bewirken noch keine größeren geometrischen Änderungen des Kerns. In der sich anschließenden Kernzerlegungsphase dagegen wird das Verhalten des Kerns durch dasjenige eines homogen angenommenen

DEFINITION VON
STÖRFÄLLEN MIT
SEHR GERINGER
EINTRITTSWAHR-
SCHEINLICHKEIT

EINLEITUNGSPHASE
DES STÖRFALLS

KERNZERLEGUNGSPHASE
DES STÖRFALLS

NACHWÄRMEABFUHR

Fluids bestimmt, das durch die ortsabhängigen Navier-Stokes-Gleichungen beschrieben wird. Als Folge von starken Leistungserhöhungen bauen sich hohe Brennstofftemperaturen und -drücke auf, die größere Änderungen der Kerngeometrie zur Folge haben und letztlich zum neutronenkinetischen Abschalten des Reaktors führen. Darüber hinaus ist es notwendig, das Verhalten der geschmolzenen Brennstoffmassen nach einem solchen Unfall im Reaktortank zu verfolgen. Die Arbeiten des Instituts konzentrieren sich einmal auf die Methodenentwicklung zur Beschreibung der Einleitungsphase der Störfälle / 47 / und zum anderen auf die Probleme, die mit dem Verhalten der geschmolzenen Kernmaterialien nach derartigen Unfällen zusammenhängen / 59 /. Die Untersuchungen wurden sehr stark durch die Anforderungen geprägt, die sich aus dem Genehmigungsverfahren für den SNR 300 ergaben.

6.1 Theoretische Arbeiten zur Störfallanalyse des Na-gekühlten Schnellen Brütters

Als denkbare Auslösemechanismen für Störfälle mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit werden heute im wesentlichen zwei Fälle betrachtet:

- Der Reaktivitätsstörfall unter der Annahme, daß sowohl das erste wie auch das zweite Abschaltssystem des Reaktors nicht ansprechen.
- Der gleichzeitige Ausfall aller Kühlmittelpumpen ebenfalls unter der Annahme, daß beide Abschaltssysteme des Reaktors nicht ansprechen.

Für den ersten der beiden näher zu untersuchenden Störfälle wird das Verhalten des Reaktorkerns bei einer zeitlich unbegrenzt einlaufenden positi-

ven Störreaktivitätsrampe analysiert / 60 /. Bei der Untersuchung möglicher physikalischer Ursachen hierfür hat sich gezeigt, daß der Bereich von 15 μ /s bis 5 μ /s für die Rampensteilheiten zu berücksichtigen ist. Als Folge der schnell einlaufenden Störreaktivität steigt die Reaktorleistung an. Die Temperaturerhöhung im Brennstoff führt schließlich zum Brennstoffschmelzen über größere axiale Bereiche. Bei der Brennstofftemperaturerhöhung und dem Schmelzvorgang wird bei einem teilweise abgebrannten Kern im Brennstoff gelöstes Spaltgas freigesetzt. Das Porenvolumen des Brennstoffs wird frei und die Phasenänderung führt zu einer Abnahme der theoretischen Dichte. Die Überlagerung der drei Mechanismen hat eine rasch ansteigende Innendruckbelastung der Hüllrohre zur Folge, die zum Bersten einzelner Hüllrohre führt, und zwar zeitlich aufeinanderfolgend in Abhängigkeit von der radialen Position der Brennstäbe im Kernverband und deren stationären Zustand / 61 /. Nach dem Hüllrohrversagen kann es zu einer Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung kommen, bei der eine schnelle Umsetzung der im flüssigen Brennstoff gespeicherten thermischen Energie über die Verdampfung von Natrium in kinetische Energie des Kühlmittels möglich ist. Das damit verbundene Austreiben von Natrium aus dem Kernbereich kann zu einem gegenüber der Störreaktivität steileren Anstieg der Gesamtreaktivität führen. In Abhängigkeit von der Bewegung der Brennstoffpartikel innerhalb der Brennstoff-Natrium-Reaktionszone kann entweder die einsetzende rasche Leistungserhöhung Brennstofftemperaturen und -drücke zur Folge haben, die zur Kernzerlegungsphase überleiten, oder aber der Austrag von Brennstoff aus dem Kern führt zum neutronenkinetischen Abschalten des

EINLEITUNGSPHASE
DES REAKTIVITÄTS-
STÖRFALLS

BRENNSTABVERSAGENS-
MECHANISMEN

PHÄNOMENE WÄHREND
DER BRENNSTOFF-
NATRIUM-REAKTION

Reaktors. Zur Beschreibung derartiger Störfälle wurden Modelle und Methoden bereitgestellt, die es gestatten, Einzelphänomene, wie die elastisch-plastische Verformung des Brennstabes, die Spaltgasfreisetzung, das Verhalten der Brennstoffschmelze im Brennstab und die Brennstoff-Natrium-Wechselwirkung, zu erfassen.

Bei dem zweiten näher zu untersuchenden Störfall, dem gleichzeitigen Ausfall der Kühlmittelpumpen bei stationärer Leistung, stellt sich der zeitliche Ablauf anders dar / 62 /. Entsprechend der Auslaufcharakteristik der Pumpen fällt bei annähernd konstanter Reaktorleistung der Kühlmitteldurchsatz innerhalb weniger Sekunden auf Null ab. Die Aufheizung des Kühlmittels und des Hüllrohres kann noch bei Einphasenströmung zum vereinzelten Hüllrohrversagen und damit zur Freisetzung von Spaltgasblasen aus dem Brennstab ins Kühlmittel führen, die entsprechend dem dann noch vorhandenen Restdurchsatz aus dem Kern gespült werden. Zeitlich nacheinander, entsprechend der radialen Position im Kernverband und der stationären Aufheizspanne in den verschiedenen Bündeln, kommt es verhältnismäßig rasch zum Aufsieden des Kühlmittels im gesamten Kernbereich. In Abhängigkeit von der axialen und radialen Dampfblasenverteilung wird damit in stärkerem Maße positive als negative Void-Reaktivität freigesetzt. Durch die Überlagerung der ortsabhängigen Reaktivitätsbeiträge einzelner Brennelementgruppen steigt die Leistung rasch an. Nach dem Aufsieden kommt es innerhalb sehr kurzer Zeit zur vollkommenen Kühlungsunterbrechung der Brennstäbe, wodurch größere axiale Bereiche des Brennstoffs innerhalb der Brennstäbe sowie die Hüllrohre schmelzen. Damit kann sich der geschmolzene Brennstoff und der Hüllrohrwerkstoff

EINLEITUNGSPHASE
DES STÖRFALLS
"AUSFALL ALLER
KÜHLMITTELPUMPEN"

SIEDEPHÄNOMENE
IM REAKTORKERN

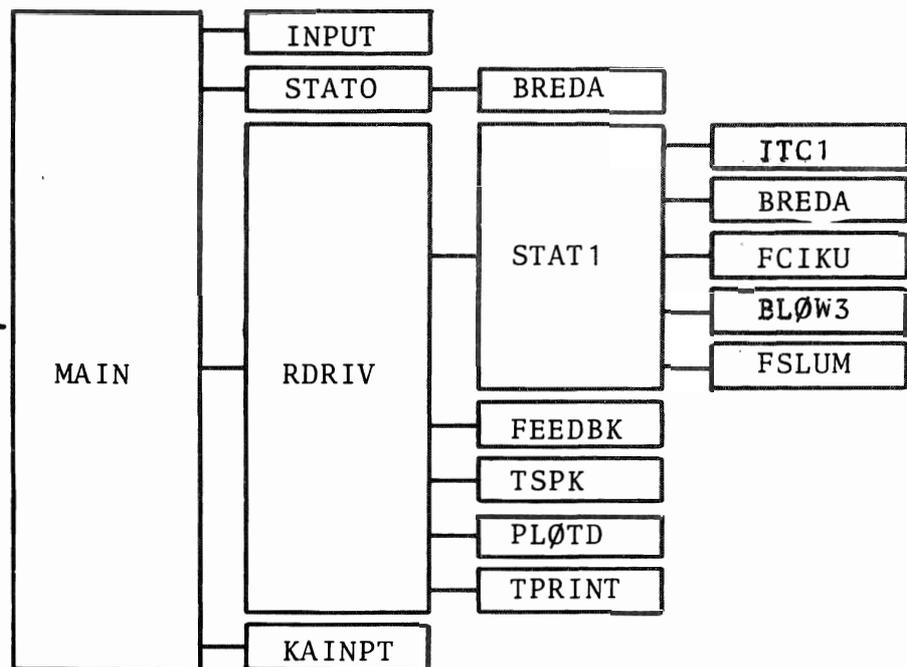
BRENNSTAB-
"SLUMPING"

innerhalb des Brennelementverbandes bewegen. Je nach Wirksamkeit von Natriumdampfgeschwindigkeit, Schwerkraft und Brennstoff - sowie Spaltgasdruckaufbau kann es als Folge von Kernmaterialbewegungen zum langsamen Zusammenschmelzen des Kernverbandes oder zu großen positiven Reaktivitätsrückwirkungen kommen, die dann zur Kernzerlegungsphase überleiten. Um eine theoretische Beschreibung dieses zweiten Störfalls zu ermöglichen, mußten über die oben angeführten Modelle hinaus solche Methoden zur Verfügung gestellt werden, die die Natrium-Siedephänomene, das Spaltgasverhalten und die Bewegungsvorgänge von teilweise geschmolzenen Kernmaterialien zu beschreiben gestatten.

Zur theoretischen Beschreibung der hier geschilderten Einzelphänomene und deren Wechselwirkung mit der Neutronenkinetik war es notwendig, ein Programmsystem zu entwickeln, das das datenverarbeitungstechnische Problem zufriedenstellend bewältigt und mit vereinfachenden theoretischen Modellen eine ausreichend genaue Beschreibung der Einzelphänomene gewährleistet. Die Entwicklung wurde mit der Erstellung des Programms CAPRI-2 erfolgreich abgeschlossen. Ein vereinfachtes Strukturdiagramm von CAPRI-2 ist in Abb.24 dargestellt / 47 /. Die transienten Geometrieänderungen des Brennstabes und insbesondere der Druckaufbau im Brennstoff für einen abgebrannten Kern werden mit dem Modul BREDA ermittelt.

Nach ersten Anwendungen des Programms CAPRI-2 auf den SNR 300 wurden die im Genehmigungsverfahren für den Mark Ia Kern des SNR 300 notwendigen Analysen zum Verhalten bei Störfällen mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit erstellt. Da der Unsicherheitsbereich der charakteristischen Eingangsparameter für die verwen-

DAS PROGRAMMSYSTEM
C A P R I - 2



- INPUT Ein- und Ausgabe, Restart
STATO Stationäre thermohydraulische Reaktor-
auslegung
RDRIV Steuerprogramm für instationäre Reaktor-
berechnung
STAT1 Steuerprogramm für Kühlkanalrechnung
ITC1 Transientes Kühlmittelverhalten einpha-
sig, Brennstabtemperaturen
BREDA Brennstab-Deformations-Modul
FCIKU Brennstoff-Natrium-Reaktions-Modul
BLØW3 Siedemodul
FSLUM Slumping-Modul
FEEDBK Reaktivitätsrückwirkungsmodul (einschl.
Doppler-, Brennstoff- und Hüllrohrdichte-,
Natrium-Void und Slumping-Reaktivitäten)
TSPK Punkt-Kinetik-Moduln
PLØTD Plot-Ausgabeprogramm
TPRINT Ausgabe-Steuerung
KAINPT Kopplungsprogramm mit dem Disassembly-
Code KADIS

Abb.24: Struktur des Programmsystems CAPRI-2

deten physikalischen Modelle heute noch verhältnismäßig groß ist, wurde eine Sensitivitätsstudie bezüglich der Auswirkung dieser Unsicherheiten auf Energiefreisetzungsraten durchgeführt / 62 /.

Die Ergebnisse dieser Studie haben dazu geführt, daß heute der Einfluß der verschiedenen physikalischen Einzelphänomene, wie z.B. Sieden und BNR, auf den gesamten Störfallablauf wesentlich klarer erkannt und besser verstanden wird. Sie haben darüber hinaus aber auch gezeigt, daß eine bessere experimentelle Absicherung der theoretischen Modelle notwendig ist, wenn der relativ große Streubereich der Ergebnisse eingegrenzt werden soll.

6.2 In-pile-Experimente

Um die im Rahmen der Störfallanalyse verwendeten theoretischen Modelle praktisch abzusichern, werden zu den Einzelphänomenen mehrere experimentelle Programme durchgeführt. Im IRE liegt der Schwerpunkt dabei auf der Verifizierung der Siedemodelle, an anderen Instituten werden Versuche zur Brennstoff-Natrium-Reaktion und zu den Brennstoff- und Hüllrohrbewegungen durchgeführt. Darüber hinaus wurde in den letzten Jahren immer deutlicher, daß eine Simulation der komplexen Störfallabläufe in integralen in-pile-Versuchen notwendig ist. Diese Anforderungen konnten in den letzten zwei Jahren durch eine Beteiligung der Gesellschaft für Kernforschung an in-pile-Versuchsprogrammen, die vom CEA (Commissariat à l'Energie Atomique) in Frankreich durchgeführt wurden bzw. werden, erfüllt werden. Hierbei handelt es sich einmal um die Beteiligung bei der Auswertung von Siedeversuchen im Rahmen des SCARABEE-Programms im CABRI-Reaktor in Cadarache. An diesem Vorhaben ist in

SENSITIVITÄTS-
STUDIE ZUR
EINGRENZUNG VON
UNSICHERHEITS-
BEREICHEN

INTEGRALE IN-PILE
EXPERIMENTE ZUR
STÖRFALLSIMULATION

gleicher Weise wie die GfK auch die britische UKAEA beteiligt. Zum anderen wurde ein gemeinsam durchzuführendes Programm zu "transient overpower tests" im CABRI-Reaktor beschlossen, an dem neben dem CEA und der GfK auch die UKAEA und das PNC, Japan, beteiligt sind. Der Beitrag des IRE zu diesen internationalen Vorhaben liegt schwerpunktmäßig auf der theoretischen Interpretation vorhandener Versuchsergebnisse und der Vorbereitung der experimentellen Vorhaben.

SCARABEE-PROGRAMM
ZUR SIMULATION
DES STÖRFALLS
"AUSFALL ALLER
KÜHLMITTELPUMPEN"

Im SCARABEE-Programm wurden Versuche zum Natriumsieden in 1- und 7-Stabgeometrie durchgeführt. Auslösemechanismen für das Sieden war jeweils eine Massendurchsatzreduktion auf 20-30 % des Nominalwertes bei konstanter Leistung. Es wurde in der Mehrzahl der Versuche die Massendurchsatzreduktion durch Schließen eines Ventils eingeleitet, in einigen Fällen wurde die Pumpe heruntergefahren. Diese Versuchsführung simuliert den Störfall des gleichzeitigen Ausfalls aller Kühlmittelpumpen im Reaktor, die überwiegende Anzahl der Versuche das teilweise Verblocken von Kühlmittelströmungsquerschnitten im Brennelementfuß. Darüber hinaus wurden einige Versuche mit lokalen Kühlkanal-Verstopfungen gefahren, ein Siebenstab-Versuch zur Simulation einer Brennstoff-Natrium-Reaktion, in dem der Brennstoff des zentralen Stabs höher mit spaltbarem U-235 angereichert wurde. Bei jeder Versuchsreihe eines Stabes oder einer Stabanordnung wurden mehrere reine Siedeversuche gefahren, bei denen teilweise quasistationäre Siedeverhältnisse eingestellt wurden, und zum Abschluß der Testreihe wurden jeweils die Siedesequenzen so lange aufrechterhalten, bis die Brennstäbe durch Brennstoff- und Hüllrohrschmelzen ihre Integrität verloren und entsprechende Schmelz-

bewegungen einsetzen. Damit liefern diese Versuche neben Aussagen über das Siedeverhalten auch Angaben über Hüllrohr- und Brennstoffbewegungen. Alle Versuche wurden mit frischem Brennstoff durchgeführt. Die Auswertung dieser Ergebnisse, die zur Zeit durchgeführt wird, gibt damit die Möglichkeit, die verwendeten Modelle bezüglich ihrer Güte zu überprüfen und darüber hinaus spezielle Probleme der Simulation aufzuzeigen. Die bisher durchgeführten Untersuchungen zeigen, daß für die Einzelstab-Experimente bis zum Sieden eine zufriedenstellende Übereinstimmung von Theorie und Experiment festgestellt wird. Bei Siebenstab-Experimenten und der Verfolgung von Materialbewegungen aber wird deutlich, daß noch zusätzliche theoretische Anstrengungen notwendig sind, um zu einer zufriedenstellenden Übereinstimmung von Theorie und Experiment zu kommen.

Das CABRI-Programm ist schwerpunktmäßig darauf ausgelegt, die Folgen von transienten Leistungsexkursionen auf das Brennstabverhalten näher zu untersuchen. Die Zielsetzung ist zweigeteilt:

- Bereitstellung von experimentellen Daten zur Überprüfung der bisher bei der Störfallanalyse verwendeten theoretischen Modelle
- Erforschung des Verhaltens von geschmolzenem Brennstoff und Hüllmaterial unter extrem hohen Leistungstransienten, wobei der Einfluß von Spaltprodukten auf die Brennstoffbewegung von besonderem Interesse ist.

Die Arbeiten konzentrieren sich zur Zeit darauf, die Spezifikation des Testeinsatzes festzulegen, und ein detailliertes Versuchsprogramm zu erarbeiten.

SIMULATION VON
GROSSEN LEISTUNGS-
TRANSIENTEN IM
CABRI-PROGRAMM

7. BEITRAG ZUR SICHERHEIT
LEICHTWASSERGEKÜHLTER REAKTOREN

VERHALTEN VON
DRUCKABBAUSYSTEMEN
BEIM LWR

Viele der bei den Entwicklungsarbeiten für schnelle Brutreaktoren entwickelten Methoden und Fertigkeiten sind naturgemäß auch für die Bearbeitung verwandter Problemstellungen bei Leichtwasserreaktoren geeignet; so z.B. die bei der Untersuchung des Schwingungsverhaltens von Brennelementen angewandten Verfahren. Als sich im Zuge des rapiden Aufbaus der Leichtwasserreaktor-Kernkraftwerke die Notwendigkeit ergab, verschiedene Sicherheitsaspekte dieser Reaktoren noch detaillierter zu untersuchen, übernahm das IRE auch neue Aufgaben aus diesem Bereich. Hierzu gehörte die Untersuchung des Verhaltens von Druckabbausystemen, mit denen die Sicherheitsbehälter der Siedewasserreaktoren üblicherweise ausgerüstet sind. Mit der zunehmenden Zahl und zunehmenden Größe dieser Anlagen schien es nicht mehr ausreichend, den Sicherheitsnachweis allein auf die schon vor längerer Zeit in den USA unter stark idealisierten Bedingungen ausgeführten Experimente abzustützen.

BRENNSTABVERHALTEN
BEIM KÜHLMITTEL-
VERLUST-STÖRFALL

Ein anderer Themenkreis betrifft das Verhalten der Brennstäbe bei einem Kühlmittelverluststörfall. Hier übernahm das IRE die Federführung für ein die verschiedenen zu diesem Thema laufenden experimentellen Vorhaben begleitendes theoretisches Programm.

HDR-SICHERHEITS-
PROGRAMM

Des weiteren wird sich das IRE an der Durchführung und Auswertung der Druckwasserreaktor-Blowdown-Versuche am stillgelegten HDR-Reaktor beteiligen. Die Forschungsvorhaben zur gekoppelten Fluid-Struktur-Dynamik werden in der Analyse dieser Störfälle besonders interessante Anwen-

dungsfälle finden.

7.1 Experimentelle Untersuchungen zu den Druckabbausystemen der Anlagen Marviken und Brunsbüttel

Eine erste Möglichkeit, das Betriebsverhalten von Druckabbausystemen experimentell näher zu untersuchen, bot sich in der Teilnahme des IRE an dem internationalen Versuchsprogramm im Kernkraftwerk Marviken. Dieses Vorhaben war ursprünglich vor allem auf die experimentelle Untersuchung des zeitlichen Druckaufbaus in den einzelnen Raumbereichen eines Sicherheitsbehälters bei einem Kühlmittelverluststörfall und auf den Freiblasevorgang der Kondensationsrohre des Druckabbausystems abgestellt. Von Seiten und auf Initiative des IRE wurden zusätzliche Meßeinrichtungen in die Anlage eingebaut, die es gestatteten, auch die beim Kondensationsvorgang im Wasserbecken auftretenden dynamischen Druckbelastungen und die dem Druckabbausystem zuströmenden Dampfströme sowie die entsprechende Gemischzusammensetzung zu messen (Abb.25).

BLOW-DOWN-VERSUCH
MARVIKEN

Die Auswertung der Meßergebnisse ergab, daß die Energie der in der Wasserkammer auftretenden Druckpulsationen bei Dampfmassenstromdichten unter $120 \text{ kg/m}^2\text{s}$ in schmalen Frequenzbändern im Bereich von 4 bis ca. 40 Hz konzentriert ist und die auftretenden Kräfte auch über größere Raumbereiche praktisch in Phase liegen. Bei höheren Dampfmassenstromdichten wird das Druckfeld mehr und mehr random, und die räumliche Kohärenz nimmt ab. Die Intensität der Druckpulsationen hängt außerdem stark von der Luftbeimischung des kondensierten Dampfes ab.

DRUCKPULSATIONEN
UND SCHWINGUNGEN
IN DEN DRUCKABBAU-
SYSTEMEN

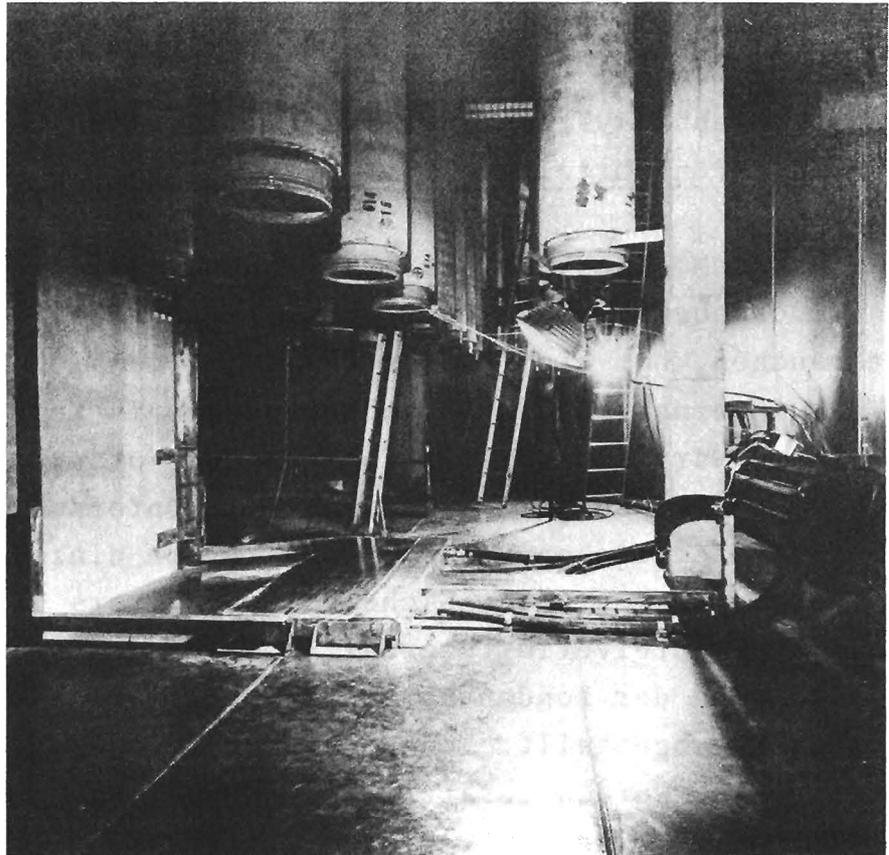


Abb.25: Instrumentierungskästen auf dem Boden der Kondensationskammer der Anlage Marviken

Bei einigen der in Marviken ausgeführten Versuche wurden außerdem bisher unbekannte Schwingungsphänomene im Bereich des Druckabbausystems beobachtet. So wurden bei zwei Versuchen in der Wasserkammer und in der davorgeschalteten Dampfverteilerkammer aufklingende Druckschwingungen gemessen. Bei einem Versuch waren diese Vorgänge begleitet von Hubschwingungen der gesamten Spiegelfläche der Wasservorlage. Bei diesen Vorgängen handelt es sich wahrscheinlich um Resonanzphänomene, die in Verbindung mit den Räumen des Dampfzuführungssystems zustande kommen.

Nach den bisher im IRE durchgeführten Untersuchungen spielt dabei vor allem die in der Strömung mitgeführte Luft und die im Verlauf des Abblasevorgangs zunehmende Feuchtigkeit im gesamten Sicherheitsbehältersystem eine wesentliche Rolle / 63 /. Die beschriebenen Vorgänge werden in einem zweiten Marviken-Versuchsprogramm genauer untersucht werden. An der Spezifizierung dieses Versuchsvorhabens hat sich das IRE maßgeblich beteiligt.

Die in Marviken gefundenen Ergebnisse können quantitativ nicht eindeutig auf die Druckabbausysteme der deutschen Siedewasserreaktoren übertragen werden, vor allem wegen der stark abweichenden Geometriebedingungen. Eine Möglichkeit, Informationen über das Verhalten eines Druckabbausystems realer Geometrie zu erhalten, bot sich im Rahmen der im Kernkraftwerk Brunsbüttel während der Inbetriebnahme auszuführenden Druckentlastungsversuche. Nach Absprache mit dem Hersteller dieser Anlage beteiligte sich das IRE auch an diesen Druckentlastungsversuchen mit einer eigenen Instrumentierung. Diese Instrumentierung erlaubte es, einerseits die auf die Behälterstruktur einwirkenden Kräfte und andererseits die dadurch hervorgerufenen Bewegungen bzw. Auslenkungen der Behälterstruktur zu messen. Auf diese Weise sollte die Möglichkeit geboten werden, entsprechende für diese Behälterstruktur ausgeführte theoretische Berechnungen zu überprüfen. Bei diesen Versuchen wurde der ausströmende Dampf allerdings nicht wie in Marviken durch die Räume des Sicherheitsbehälters und die offenen Kondensationsrohre des Druckabbausystems geleitet, sondern der Wasserkammer aus dem Reaktordruckbehälter über Rohrleitungen und spezielle Lochrohrdüsen direkt zugeführt.

DRUCKENTLASTUNGS-
VERSUCHE IM
KERNKRAFTWERK
BRUNSBÜTTEL

Die Auswertung der in Brunsbüttel gemessenen Daten läßt auch einige interessante Rückschlüsse auf die Ausbreitungsvorgänge der während des Abblasevorgangs in der Nähe der Kondensationsdüsen entstehenden Druckwellen innerhalb der Wasserkammer zu. Danach werden durch die Ausbreitung in beiden Umfangsrichtungen und durch die Überlagerung dieser Wellen eine Art stehender Wellen mit diskreten Frequenzen und einer festen Anzahl von Schwingungsbäuchen und Knoten am Umfang der Kondensationskammer induziert. Die großflächig wirkenden Druckkräfte der Schwingungsbäuche haben zur Folge, daß trotz der kleinen Amplituden der Druckwellen erzwungene Schwingungen der Kugelschale mit meßbaren Auslenkungen (im Bereich einiger Zehntel Millimeter) erzeugt werden.

Parallel zur Auswertung der Versuchsergebnisse wurde damit begonnen, das dynamische Verhalten der vorliegenden äußerst komplexen Behälterstruktur theoretisch zu berechnen / 64 /. Als Rechenverfahren bot sich die Methode der finiten Elemente an. Da bei dünnwandigen Schalen - wie sie hier vorliegen - schon zu den niedrigsten Eigenfrequenzen verhältnismäßig komplizierte Eigenschwingungsformen gehören können, ist allerdings ein hoher Diskretisierungsaufwand erforderlich. In dem in Abb.26 gezeigten Beispiel wurde die Behälterstruktur durch ein räumliches Netz aus 420 dreieckigen, schwach gekrümmten finiten Elementen und 230 Knoten nachgebildet, was auf ein Rechenmodell mit rund 1200 Freiheitsgraden führte. Die erste Eigenfrequenz des Containments liegt bei 10 Hz; es handelt sich um eine seitliche Biegeschwingung. Die nächste Eigenschwingungsform bei 29 Hz ist eine vertikale Pumpschwingung. Die 3. Eigenfre-

THEORETISCHE
BERECHNUNG DER
EIGENSCHWINGUNGEN
DER BEHÄLTER-
STRUKTUR

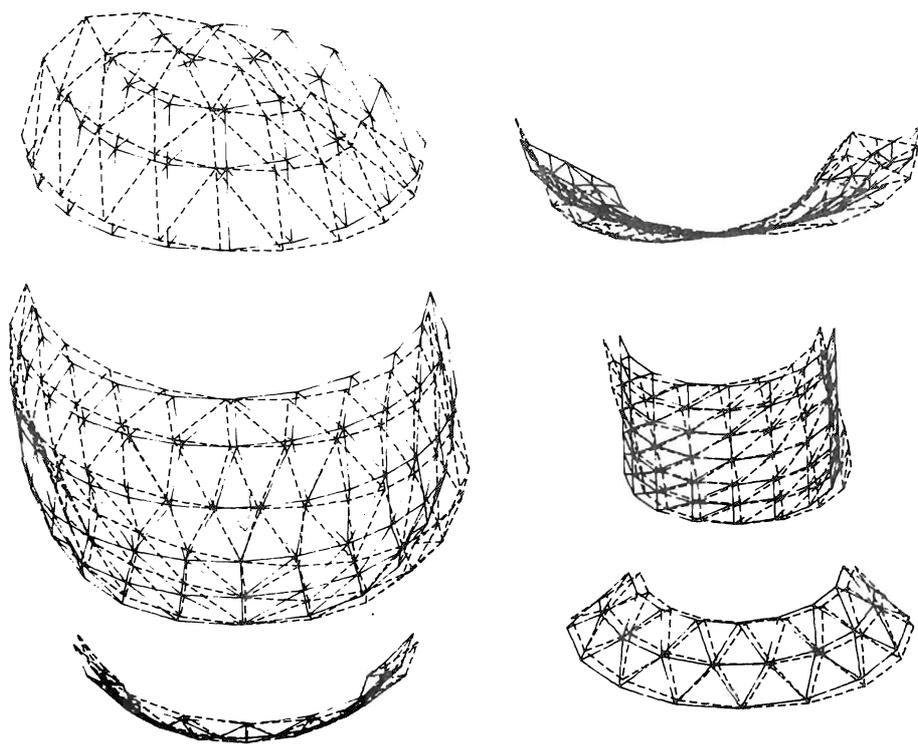


Abb.26: Schwingungsform der Behälterstruktur bei 46,9 Hz

quenz liegt bei 32 Hz, bei der sich waagerechte Querschnitte oval verformen. Es folgen zahlreiche Modes mit lokalen Schwingungen an einzelnen Baugruppen. Bei etwa 47 Hz liegt wieder eine Eigenfrequenz der Gesamtstruktur (Abb.26). Die aus den Versuchsergebnissen gewonnene Druckverteilung in der Kondensationskammer soll später dazu benutzt werden, um in einer transienten Analyse das Verhalten der Struktur zu berechnen und es mit den entsprechenden gemessenen Größen zu vergleichen.

7.2 Brennstabverhalten beim Kühlmittelverluststörfall

Nach den bisher in der Bundesrepublik und in den USA durchgeführten Analysen besteht die Möglich-

keit, daß die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe von Leichtwasserreaktoren bereits in der Blow-down-Phase eines Kühlmittelverluststörfalls so hohe Werte annehmen, daß es zu einem Verformen oder Bersten der Hüllrohre kommen kann. Im Hinblick auf die nachfolgenden Phasen des Störfallverlaufes ist es von Bedeutung zu wissen, inwieweit durch starke Verformungen hervorgerufene örtliche Kühlkanalblockaden entstehen oder durch ein schwaches Abheben der Hülle vom Brennstoff der Wärmeabfluß zum Kühlmittel zeitweilig beeinträchtigt wird.

SIMULATION DES
BRENNSTABVERHALTENS
BEIM BLOW-DOWN

Ziel der gemeinsam vom IRE und der Abteilung Reaktorbetrieb und Technik im Rahmen des PNS durchgeführten out-of-pile-Experimente ist es daher, mit Hilfe von elektrisch beheizten Simulationsbrennstäben in einer Blowdown-Apparatur das komplexe Wechselspiel hydrodynamischer, thermodynamischer und mechanischer Zustände ablaufen zu lassen und in seinen Auswirkungen auf das Verhalten der Brennelementhüllen zu untersuchen. Die Versuchsergebnisse sollen die Erstellung eines theoretischen Modells unterstützen. Die Experimente sollen zunächst für Bedingungen eines Druckwasserreaktors durchgeführt werden / 65 /. Die Entwicklung der Simulationsbrennstäbe (max. Stabileistung ca. 730 W/cm) und der Versuchsanlage, die die thermohydraulischen Randbedingungen steuerbar macht, ist annähernd abgeschlossen. Der Versuchsbetrieb kann 1976 aufgenommen werden.

Außer den erwähnten Experimenten werden in der GfK im Rahmen des PNS eine Anzahl anderer Experimente zum Kühlmittelverluststörfall durchgeführt. Um eine einwandfreie Interpretation dieser Versuche zu ermöglichen und die Ergebnisse auf die Reaktorverhältnisse anwenden zu können,

wird ein begleitendes theoretisches Programm durchgeführt. In enger Zusammenarbeit mit dem Institut für Kernenergetik in Stuttgart wurde auf der Grundlage vorhandener Programme wie RELAP-3/4 damit begonnen, ein Programmsystem zu erstellen, das eine möglichst umfassende Beschreibung der transienten Verhältnisse im Brennstab ermöglicht. Hierbei steht die Beschreibung des transienten mechanischen Verhaltens der Brennstabhülle unter Berücksichtigung des plastischen Werkstoffverhaltens von Zirkaloy-umhüllten LWR-Brennstäben im Mittelpunkt des Interesses. Mit der Programmversion SSYST-MOD 1 / 66 / konnten diese Arbeiten zu einem ersten erfolgreichen Abschluß gebracht werden. Aus den vorliegenden experimentellen Ergebnissen zum Brennstabverhalten wurde aber auch klar, daß mit den bisher verwendeten einfachen Modellen die Problematik der Brennstabelastung abschließend nicht zu klären ist. Daher sind die zukünftigen Arbeiten darauf ausgerichtet, einmal verbesserte Stoffgesetze zu finden, die es gestatten, das Materialverhalten in Abhängigkeit von der Oxydation, der Textur, der Phasenumwandlung, der Belastung und der Temperaturänderungsgeschwindigkeit zu erfassen. Zum anderen wird versucht, den statistischen Charakter der Brennstabbeanspruchung im Brennelementbündel methodisch zu berücksichtigen.

7.3 Dynamische Beanspruchung von Kerneinbauten beim Kühlmittelverlust-Störfall

Eine wesentliche Voraussetzung für die Beherrschung des Kühlmittelverlust-Störfalls ist der Nachweis, daß die Kerneinbauten auch den Druckwellen und den Strömungskräften, die unter Unfallbedingungen (Blowdown) auftreten, standhalten. Als besonders kritisch hat sich die asymmetri-

PROGRAMMSYSTEM ZUR
BERECHNUNG DES
BRENNSTABVERHALTENS
BEIM KÜHLMITTEL-
VERLUST-STÖRFALL
VON LWR

VERBESSERTE
STOFFGESETZE

sche Belastung des Kernmantels bei einem postulierten Bruch im kalten Strang des Kühlmittelkreislaufs herausgestellt. Die zur Analyse dieses Unfalls verfügbaren theoretischen Modelle müssen als unzureichend (wahrscheinlich sehr pessimistisch) angesehen werden, da die starke Rückkopplung der Kernmantelverformung auf die sich ausbildenden Strömungskräfte unberücksichtigt bleibt. So ist beispielsweise zu erwarten, daß die Belastung durch Druckwellenausbreitung wesentlich reduziert wird, wenn man die Nachgiebigkeit der umgebenden Wände in Rechnung stellt.

BETEILIGUNG AM HDR-SICHERHEITSPROGRAMM

Zur wirklichkeitsnahen Untersuchung dieser Zusammenhänge werden unter Mitarbeit des IRE an dem stillgelegten HDR-Reaktor entsprechende DWR-Blow-down-Versuche durchgeführt. Die recht großen Abmessungen des Versuchsmodells (Maßstab nahe bei 1:1) erlauben eine sehr detaillierte Instrumentierung. Insbesondere beabsichtigt das IRE, die Kernmantelverformungen als Funktion der Zeit an zahlreichen Stellen mit Hilfe von Wegaufnehmern zu messen.

PROGRAMMSYSTEM FÜR GEKOPPELTE FLUID-STRUKTURDYNAMISCHE PROBLEME

Parallel hierzu läuft die Entwicklung verfeinerter Rechenverfahren zur Analyse gekoppelter fluidstrukturdynamischer Probleme, wobei die HDR-Experimente wichtige Check-Punkte darstellen. Die Kontinuumstheoretische Beschreibung der stark instationären Strömungen erfolgt durch geeignete Differenzenverfahren. Dagegen wird das dynamische Verhalten des Kernmantels durch analytische Lösungen geeigneter Schalengleichungen approximiert. Zur Abstützung und Ergänzung der numerischen Behandlung des Fluids werden auch analytische Verfahren eingesetzt, mit denen für andere Problemstellungen auf dem Gebiet der Sicherheitsanalyse schmelzender Reaktoren gute Ergebnisse erzielt wurden.

8. DATENVERARBEITUNG IN DEN INGENIEURSWISSENSCHAFTEN

8.1 Überblick

In der ersten Hälfte der 60er Jahre begann im Kernforschungszentrum Karlsruhe der Einsatz der Datenverarbeitung zur Lösung technischer Aufgaben der Reaktorentwicklung an Bedeutung zu gewinnen. Aber noch bis etwa 1970 (im Jahre 1969 wurde die Rechenanlage IBM 7074 durch eine IBM 360/65 abgelöst) wurden die Anforderungen an die Datenverarbeitungskapazität von den Großprogrammen der Neutronenphysik geprägt. Mit der stärkeren Betonung der Reaktorsicherheit in den folgenden Jahren wuchs der Bedarf auf technischer Seite erheblich, so daß gegenwärtig das IRE mit 17 % der Kapazitätsauslastung der Rechenanlagen (IBM 360/65 und IBM 370/168) nahezu an der Spitze liegt. Die wesentlichen Gründe hierfür sind folgende:

- Untersuchungen von zeitlich veränderlichen Vorgängen (Reaktordynamik, Fluidodynamik, Strukturdynamik) lösten statische Betrachtungen ab.
- An die Stelle von grobvereinfachenden Darstellungen traten räumlich detaillierte Modelle (zwei- und dreidimensional).
- Auch bei den Experimenten wuchs die Bedeutung von Vorgängen, die mit großer zeitlicher Auflösung und unter Beachtung der Wechselwirkung vieler Einzelvorgänge (Korrelation) untersucht werden müssen.

Dieser Trend machte es erforderlich, die Bereit-

GESTEIGERTE
ANFORDERUNGEN
AN DIE EDV

stellung und Pflege von Programmen wegen des großen damit verbundenen Aufwandes nicht mehr nur als eine Begleiterscheinung anderer Arbeiten anzusehen, sondern gezielt nach Möglichkeiten zur Beschleunigung und Erhöhung der Anwendungssicherheit zu suchen. Es wurden folgende Wege beschriffen:

SOFTWARE-PRODUKTE

S E D A P

D Y S Y S

I C E S

- Entwicklung von anpassungsfähigen Programmprodukten für häufig wiederkehrende Aufgabenstellungen (Simulation dynamischer Vorgänge, Versuchsauswertung, Stoffdatenbibliothek / 67 / etc.). Einige dieser Programmprodukte wurden zur ausgesprochenen Standardsoftware (das Versuchsauswertesystem SEDAP / 68 / wird im Durchschnitt täglich zehnmal angewandt) und teilweise von anderen Institutionen übernommen (das Simulationssystem DYSYS / 69 / in sieben europäischen Ländern).
- Aufbau eines geschlossenen Systems zur Aufzeichnung und Auswertung von Meßsignalen. Neben hohen Anforderungen an die zeitliche Auflösung (bis zu 40 kHz) und die Zahl der Kanäle (über 100) mußte insbesondere die Konsistenz der auf verschiedenen Datenträgern aufgezeichneten Signale (Analogband für Hochfrequenzsignale, Digitalband für die meisten Meßsignale, Lochstreifen für Betriebsinstrumentierung) für die automatische Auswertung gewährleistet werden. Dazu wurde eine Prozeßrechneranlage (siehe Abb.27) eingerichtet, die besonders auf das Auswertesystem SEDAP abgestimmt ist.
- Einsatz des integrierten Programmsystems ICES / 70 /. Vor allem sind das ICES-Subsystem STRUDL-DYNAL für statische und dynamische Festigkeitsberechnung nach der Methode finiter

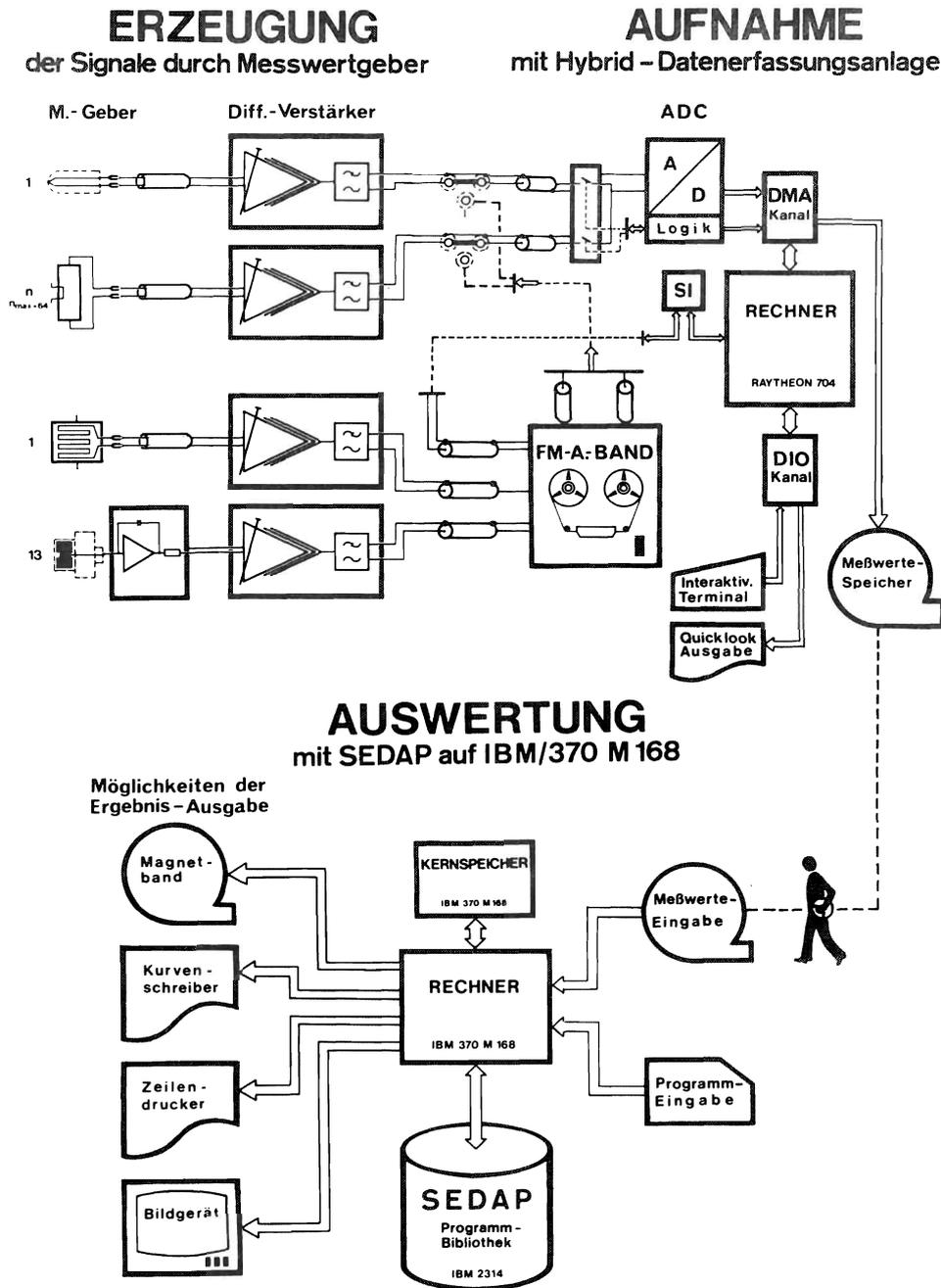


Abb.27: Schema der Prozeßrechneranlage zur Erfassung und Auswertung von Meßdaten

Elemente sowie die selbst entwickelten bzw. verbesserten Subsysteme GRAPHIC / 71 / (für Zeichnungserstellung) und TOPOLOGY (Eingabegenerator für STRUDL) zu nennen.

- Entwicklung eines auf den Erfahrungen mit Standard-Software und ICES aufbauenden inte-

REGENT
COMPUTER AIDED
DESIGN

grierten Systems REGENT / 72 / im Rahmen des Projekts Computer Aided Design (CAD). Dieses System kann nicht nur in der Reaktortechnik, sondern auch in anderen Branchen den Aufwand für Erstellung, Pflege und Anwendung von Programmen für das rechnerunterstützte Entwickeln und Konstruieren wesentlich reduzieren.

Im Verlauf der Entwicklungsarbeiten an immer größer werdenden Softwarepaketen für den Bereich der Probleme hydrodynamischer, thermodynamischer und sicherheitstechnischer Auslegung von Reaktorkomponenten wuchs die Erkenntnis, daß die zu bewältigenden softwaretechnischen Aufgabenstellungen nicht spezifisch für den Reaktorentwurf oder die Reaktortechnik sind, sondern vielmehr Gemeinsamkeiten eines allgemeinen Prozesses - der Entwurfsautomatisierung - darstellen.

ANFORDERUNGEN AN
INTEGRIERTE
PROGRAMMSYSTEME

Die Realisierung einer speziellen Systemsoftware sollte dem Ersteller die Bearbeitung folgender häufig wiederkehrender Denkaufgaben erleichtern, wenn nicht abnehmen:

KOPPLUNG VON
PROGRAMMEN

- die Kopplung von Programmen aus mehreren Problembereichen,
- den Datentransfer zwischen diesen Bereichen,

MODULARER
PROGRAMMAUFBAU

- die Unterstützung modulareren Programmaufbaus, insbesondere zur Reduzierung der Speicheranforderungen kernspeicherintensiver Algorithmen und Erleichterung der Erstellung und Erweiterung von unabhängigen strenggegliederten Programmteilen,
- den Umgang mit großen Datenmengen in gegliederten Dateien für temporäre und permanente Speicherung,

- die Formulierung der zum Umgang mit dem Programm erforderlichen Anweisungen in einer flexiblen und Fehler einschränkenden Form,
- die Anpassung an die Gegebenheiten eines zur Verfügung stehenden Systems.

In anderen Sparten waren bereits ähnliche Überlegungen angestellt worden. Insbesondere im Bauwesen waren diese weit fortgeschritten und hatten im Integrated Civil Engineering System (ICES), das am MIT erstellt worden ist, ihren Niederschlag gefunden.

Im IRE wurde 1970 begonnen, die in ICES realisierten Fähigkeiten mit den als notwendig erkannten zu vergleichen. Es wurden hierzu mehrere Wege beschrritten:

- Die Nutzung existierender Subsysteme zum ICES-Kern. Hierzu wurde insbesondere das Subsystem STRUDL (Structural Design Language) für sicherheitstechnische Untersuchungen von Einbauten des Kernkraftwerks Brunsbüttel herangezogen.
- Die Entwicklung neuer Subsysteme. Neben einem Subsystem zur Behandlung graphischer Probleme, wurde begonnen, größere im IRE vorhandene Reaktorentwurfscodes in ICES zu integrieren. Diese Umstellungsarbeiten zeigten deutlich die Schwächen von ICES und waren mitentscheidend für die Entwicklung des REGENT-Systems.
- Theoretische Untersuchungen über Programmiersprachen und Datenstrukturen für Konstruktionsanwendungen. Auf diesem Gebiet wurde in Zusammenarbeit mit der Firma Siemens eine Systemanalyse des Entwurfsprozesses durchgeführt, die Grundlagen zu einer formalisierten Objektbeschreibung lieferte.

NUTZUNG VORHANDENER SYSTEME

ENTWICKLUNG NEUER SYSTEME

SCHWÄCHEN VON ICES

ERFAHRUNGSAUSTAUSCH

- Enger Erfahrungsaustausch mit anderen ICES-Anwendern in der europäischen Sektion der ICES Users Group, bei deren Aufbau das IRE maßgeblich mitwirkte.

In den Bereich der Datenverarbeitung gehört auch die Studie über ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit (RESI).

8.2 Realisierung des Systems REGENT

Die Erfahrungen mit ICES und anderen großen Programmsystemen führten zu dem Entschluß, ein neues integriertes System für den CAD-Bereich zu entwickeln. Die Arbeiten zu diesem System wurden in das CAD-Projekt des BMFT eingegliedert.

Für die Entwicklung des REGENT-Systemkerns waren folgende Entwurfsrichtlinien maßgebend:

REGENT =
RECHNERGESTÜTZTER
ENTWURF

SYSTEMKERN UND
SUBSYSTEME

- Beibehaltung des ICES-Grundkonzeptes der Gliederung des Systems in Systemkern und einzelne Subsysteme; Erweiterung dieses Konzeptes um die Fähigkeit, Daten zwischen Subsystemen auszutauschen.
- Unterstützung der Aufgabenbereiche
 Problemmprogrammierung,
 Anwendungsprogrammierung,
 Parameterstudien und Optimierung.

EINE SPRACHE FÜR
ALLE AUFGABEN-
BEREICHE

- Verwendung einer existierenden, verbreiteten Sprache für alle Aufgabenbereiche des Systems, wozu die Grundsprache jeweils um wichtige Fähigkeiten erweitert wird.

ÜBERTRAGBARKEIT

- Erleichterung der Übertragbarkeit des Systemkerns durch Codierung nahezu des gesamten Kerns in PL 1.

- Interface zu existierenden Unterprogrammen.
- Effektivität in der Nutzung der EDV-Ressourcen speziell für Wiederholungen (Parametervariation, Optimierung).

8.3 Entwicklung eines graphischen Systems

Graphische Aufgaben sind unlöslicher Bestandteil jeder ingenieurmäßigen Tätigkeit und benötigen daher beim Übergang zum rechnergestützten Entwurf auch die Unterstützung durch spezielle Komponenten integrierter Systeme. Mit ICES stand ein Hilfsmittel bereit, das es erlaubte, sowohl die Behandlung der zur Abspeicherung der graphischen Objekte erforderlichen Datenstruktur als auch eine dem Benutzer angepaßte Form einer problemorientierten Eingabesprache zu definieren.

Das im IRE erstellte ICES-Subsystem GRAPHIC erlaubt es dem Anwender, graphische Aufgaben in einer leicht erlernbaren, problemorientierten Sprache zu formulieren. Die graphischen Objekte des Systems, wie Punkte, Texte, Polygone, Kreise, Achsen usw., können in sehr flexibler Weise zusammengesetzt, gespeichert, verändert und ausgegeben werden.

Obwohl sich das Grundkonzept von GRAPHIC als sehr tragfähig und benutzerfreundlich erwies, führten wesentliche Schwächen des ICES-Systems zu selten tolerierbaren Ausführungszeiten und -kosten, so daß GRAPHIC nur in Sonderfällen wirtschaftlich genutzt werden kann.

Parallel zur Konzeption des REGENT-Systemkerns wurde dann ein neues graphisches System GIPSY entwickelt. Es wurde, basierend auf den erwei-

GRAPHISCHE
AUFGABEN

PROBLEMORIENTIERTE
SPRACHE

G I P S Y =
G R A P H I C A L
I N F O R M A T I O N
P R O C E S S I N G S Y S T E M

BESCHREIBUNG
RÄUMLICHER OBJEKTE

FLÄCHEN
2.ORDNUNG

EXPLOSIONS-
DARSTELLUNG

terten Fähigkeiten von REGENT und den bei der Erstellung von GRAPHIC gewonnenen Erfahrungen, realisiert. Neben den zweidimensionalen Objekten des GRAPHIC Systems bietet GIPSY die Möglichkeit zur Beschreibung räumlicher Objekte. Dabei können nicht nur linienhafte Gebilde, sondern auch Flächen 2.Ordnung und aus ihnen aufgebaute Körper behandelt werden.

Die Abb.28 zeigt die mit GIPSY erstellte Zeichnung eines Körpers sowie eine bei Montageanleitungen übliche Explosionsdarstellung. Obwohl GIPSY zur Zeit noch nicht zur allgemeinen Benutzung freigegeben ist, haben die ersten praktischen Anwendungen die Überlegenheit gegenüber anderen Systemen, insbesondere die erhebliche Kostenreduzierung gegenüber GRAPHIC, deutlich gezeigt.

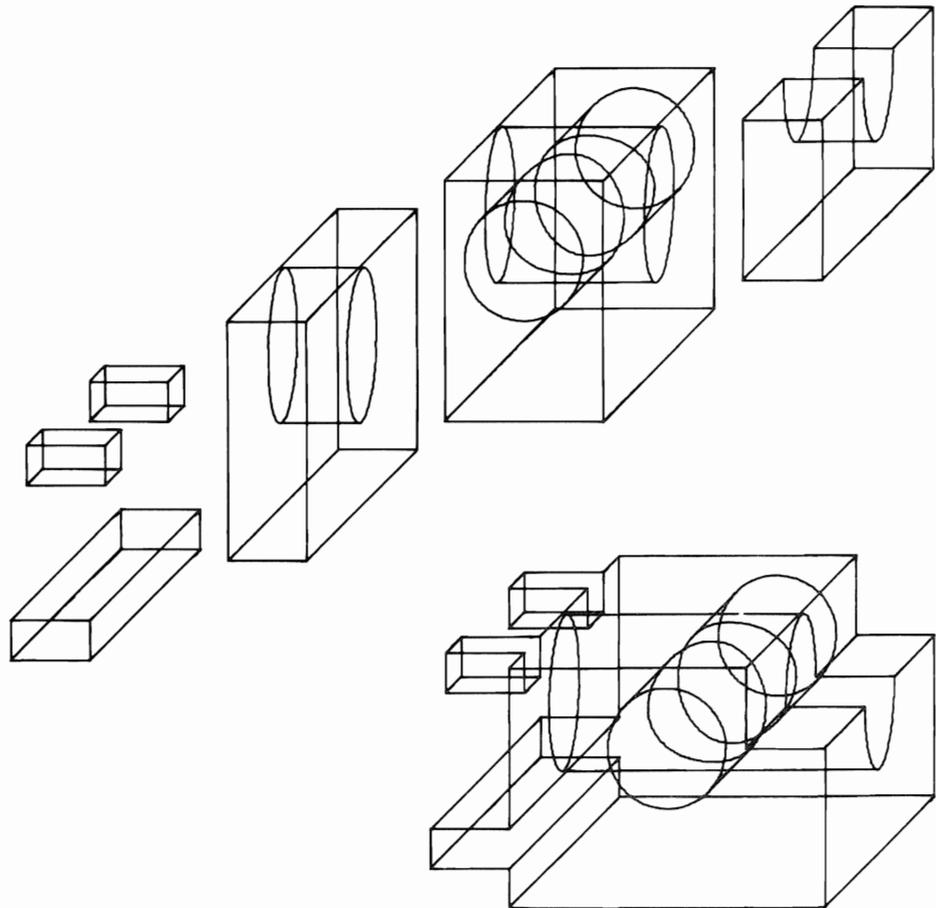


Abb.28: Mit GIPSY erzeugte Darstellungen eines aus Raumelementen aufgebauten Körpers

8.4 Informationssystem zur Reaktorsicherheit RESI

Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit werden trotz einer ausgezeichneten Erfolgsbilanz alle Anstrengungen weiter verstärkt, Risiken nach menschenmöglicher Voraussicht auszuschließen. Hierzu gehören die Bemühungen der Hersteller und Betreiber von Kernkraftwerken, ein Höchstmaß an funktioneller Sicherheit zu erreichen; hierzu gehört aber auch das Bestreben der Genehmigungsbehörden, die durch das Atomgesetz geforderten Voraussetzungen für die Genehmigung kern-technischer Anlagen in lückenloser Weise und dabei so zügig wie möglich nachzuprüfen.

Seit 1970 wurden gemeinsam mit dem Institut für Reaktortechnik der Universität Karlsruhe (TH) Arbeiten zu dem Forschungsvorhaben "Informationssystem zur Reaktorsicherheit (RESI)" durchgeführt. Während sich eine Reihe von Vorschlägen, z.B. seitens des Deutschen Atomforums, mit der formalen Organisation des Genehmigungsverfahrens auseinandersetzen, sollte ein solches Informationssystem insbesondere alle im Zusammenhang mit atomrechtlichen Genehmigungsverfahren anfallenden Informationen verarbeiten helfen, leicht auffindbar machen und allen beteiligten Institutionen eine zügigere und systematischere Abwicklung ermöglichen. In einer Systemstudie / 73 / wurden die speziellen Probleme, die Realisierungsmöglichkeiten und der Nutzen eines allgemeinen Informationssystems zur Reaktorsicherheit ausführlich behandelt.

Um praktische Erfahrungen im Umgang mit einem Informationssystem im Bereich atomrechtlicher Genehmigungsverfahren sammeln zu können und zur

GENEHMIGUNGS-
VERFAHREN

SYSTEMSTUDIE FÜR
EIN ALLGEMEINES
INFORMATIONSSYSTEM

PROTOTYPSYSTEME .

Unterstützung der Arbeiten an der Studie wurden die zwei Prototypsysteme RESI-1 und RESI-2 erstellt, die gegenüber einem endgültigen Informationssystem in ihrem Umfang stark reduziert sind. Die Prototypsysteme erfüllten im wesentlichen folgende Aufgaben:

- eine einwandfreie Dokumentation,
- die Erarbeitung von Reaktortyp-spezifischen, sicherheitstechnischen Fragestellungen,
- die Erstellung und Beantwortung sicherheitstechnisch relevanter Fragen bezüglich einzelner Genehmigungsfälle.

9. SCHLUSSBEMERKUNGEN

Das Institut für Reaktorentwicklung hat sich während seines zehnjährigen Bestehens mit einer Vielzahl unterschiedlicher Forschungs- und Entwicklungsaufgaben zur Reaktortechnik aus den Bereichen des Projekts Schneller Brüter, des Projekts Nukleare Sicherheit und der elektronischen Datenverarbeitung beschäftigt.

In dem vorliegenden Bericht sind die schwerpunktmäßig verfolgten Arbeiten in ihrer Entwicklung und mit ihren wesentlichen Ergebnissen dargestellt. Dabei sind nicht alle Themen, mit denen sich das Institut beschäftigt hat, aufgeführt worden. So sind beispielsweise gelegentliche Schwerpunktsarbeiten zu Testreaktoren und mehr Grundlagenorientierte Arbeiten zur Fluid- und Thermodynamik im einzelnen nicht erwähnt worden. Auch das große Gebiet der Bestrahlungstechnik mit der Entwicklung und dem Bau von Bestrahlungseinrichtungen wurde nicht dargestellt, da diese Aktivitäten teilweise aus der Verantwortlichkeit des Instituts im Laufe der Jahre ausgelagert wurden.

Die über die vergangenen Jahre gezielt verfolgte Flexibilität der Arbeitsschwerpunkte hat dazu geführt, daß das Institut sich heute im wesentlichen auf sechs Fachgebieten betätigt:

- Probleme der Störfallanalyse von Schnellen Brütern und Leichtwasserreaktoren,
- Fragen der Technischen Mechanik aus dem Anwendungsbereich der Kerntechnik,

- Probleme der Instrumentierung und Früherkennung von Störfallsituationen bei Schnellen Brütern,
- Experimentelle Untersuchungen zum Natrium-Sieden und zur Natrium-Technologie,
- Konstruktive und anlagentechnische Fragestellungen von Schnellen Brütern und Leichtwasserreaktoren,
- Datenverarbeitungstechnische Problemstellungen in der Ingenieurtechnik.

Darüber hinaus werden auch ausgewählte Fragestellungen der Fusionsreaktor-Technologie und mehr grundlagenorientierte Probleme der Fluidodynamik in geringerem Umfang bearbeitet.

Die breit gestreute Palette der heute im Institut für Reaktorentwicklung angesiedelten Fachgebiete läßt hoffen, daß das Institut auch weiterhin den Anforderungen im Rahmen des Aufgabenbereichs der Gesellschaft für Kernforschung gerecht wird.

LITERATURVERZEICHNIS

Die aufgeführte Literaturliste stellt lediglich einen Auszug aus der Summe der Veröffentlichungen und Vorträge von Mitarbeitern des Instituts dar.

- / 1 / D.Smidt, A.Müller et al.:
Referenzstudie für den 1000 MWe natriumgekühlten schnellen Brutreaktor Na 1.
KFK-299 (Dezember 1964)

- / 2 / G.Heusener:
Core-optimization of Sodium Cooled Fast Breeder Reactors with Methods of Nonlinear Programming.
Nucl.Engineering and Design, 14 (1970) p.3 - 11

- / 3 / K.Gast, E.G.Schlechtendahl u.a.:
Schneller Natriumgekühlter Reaktor Na 2.
KFK-660, EUR 3706d (Oktober 1967)

- / 4 / R.A.Müller:
A Partly Integrated Cooling System for Liquid Metal Cooled Reactors.
KFK-1156 (März 1970), IAEA-SM-130/42, p.163-172

- / 5 / A.Müller et al.:
Referenzstudie für den 1000 MWe dampfgekühlten schnellen Brutreaktor (D 1).
KFK-392 (August 1966)

- / 6 / K.Doetschmann, F.Hofmann, D.Kirsch:
PRAWDA - Ein FORTRAN-Programm zur wärmetechnischen Auslegung dampf- und gasgekühlter Reaktoren.
KFK-725 (August 1968)

- / 7 / A.Amendola, K.Doetschmann:
THECA - Ein Rechenprogramm zur dreidimensionalen thermischen Auslegung schneller Reaktorkerne einschließlich einer statistischen Heistellen- und Zuverlssigkeitsanalyse.
Reaktortagung Hamburg, 11.-14.April 1972, Deutsches Atomforum e.V.,KTG Leopoldshafen, ZAED S.208 - 11
- / 8 / A.Amendola:
Hot Spot Expectation in Nuclear Reactor Thermal Design.
Nucl.Science and Engineering, 49 (1972) p.106-8
- / 9 / K.Doetschmann:
THESYS - Ein FORTRAN-Programm zur Berechnung der dreidimensionalen nominellen Temperaturverteilung in schnellen Reaktorkernen.
KFK-1997 (Juli 1974)
- / 10 / M.Fischer, H.Shimamune:
Temperature Distribution and Thermal Stability in Asymmetrical Triangular Rod Clusters.
KFK-724, EUR 4178e (April 1969)
- / 11 / F.Hofmann:
Geschwindigkeits- und Temperaturfelder in Brennstab-
bndeln symmetrischer und asymmetrischer Geometrie.
KFK-1656 (Januar 1973)
- / 12 / R.Meyder:
Bestimmung des turbulenten Geschwindigkeits- und Temperaturfeldes in Stabbndeln mit Hilfe von krummlinigen orthogonalen Koordinaten.
KFK-2029 (September 1974)
- / 13 / U.Schumann:
Ein Verfahren zur direkten numerischen Simulation turbulenter Strmungen in Platten- und Ringspaltkanlen und
ber seine Anwendung zur Untersuchung von Turbulenzmodellen.
KFK-1854 (Oktober 1973)

- / 14 / U.Schumann:
Numerical Investigation of the Wall Pressure Fluctuations
in Channel Flows.
Nucl.Engineering and Design, Vol.32, No.1 (1975) p.37-47
- / 15 / G.Grötzbach, U.Schumann:
Untersuchung der Austauschkoefizienten für Impuls und
Enthalpie in turbulenter Kanalströmung.
2.PSB-Vierteljahresbericht 1974
KFK-1274/2 (Oktober 1974), S.129-1 bis 3
- / 16 / G.Schmidt:
A New Method for Calculating the Design Strength of Fuel
Cans for Liquid Metal Cooled Fast Reactors.
Nucl.Engineering and Design, 14 (1970), S.117-135
- / 17 / R.Krieg:
Zur Berechnung der Spannungen und Verzerrungen in zwei-
fach zusammenhängenden prismatischen Körpern mit Rechen-
beispielen für ein längsberipptes Brennstabhüllrohr.
KFK-1665 (Oktober 1972)
- / 18 / T.Malmberg:
On Some General Variational Principles for Creep with
Applications to Thin Shells.
Int.J.Solids and Structures, Vol.10 (1974), p.1137-1154
- / 19 / K.Kleefeldt:
Untersuchungen zum Verschleiß und zum Reibverhalten zwi-
schen Brennstabbündeln und Abstandshaltergittern in Natrium.
KFK-1290 (Oktober 1970)
- / 20 / F.Huber, K.Mattes, H.Weinhold:
Selbstverschweißen von Strukturwerkstoffen in flüssigem
Natrium.
KFK-1903 (Februar 1974)

- / 21 / K.Kleefeldt, G.Gering:
Reibung und Verschleiß von Kugellagern in flüssigem Natrium, Vergleichsversuche zur Werkstoffauswahl.
KFK-2157 (1975)
- / 22 / H.A.Rohrbacher, R.Bartholomay:
Ultraschallmeßtechnik in Natriumsystemen.
KFK-2116 (1975)
- / 23 / H.A.Rohrbacher, R.Bartholomay:
Ultraschall-Tastarm für natriumgekühlte Reaktoren.
KFK-2117 (1975)
- / 24 / J.Kadlec, K.D.Appelt:
Flow Induced Rod Vibrations of Fast Reactor Subassemblies.
Nucl.Engineering and Design 14 (1970), p.136-150
- / 25 / F.Huber, P.Menzenhauser, W.Peppler, W.Till:
Verhalten von Natrium-Bränden und Erprobung von Schutzsystemen.
KFK-1970 (April 1974)
- / 26 / Sicherheitseinrichtung für mit flüssigem Metall, insbesondere Natrium oder Natrium-Kalium, betriebene Anlagen.
P 16 08 027, Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe
- / 27 / P.Menzenhauer, W.Peppler:
Das Brandverhalten von flüssigem Natrium.
Farbfilm 16 mm, Institut für Reaktorentwicklung, Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe (1973)
- / 28 / K.Gast, D.Smidt:
Cooling Disturbances in the Core of Sodium Cooled Fast Reactors as Causes of Fast Failure Propagation.
Nucl.Engineering and Design 14 (1970) p.12-22

- / 29 / K.Gast:
Die Ausbreitung örtlicher Störungen im Kern schneller
Reaktoren und ihre Bedeutung für die Reaktorsicherheit.
KFK-1380 (Mai 1971)
- / 30 / S.Jacobi, W.Kramer, K.Schleisiek:
Zur Frage der Pin zu Pin-Schadenspropagation in natrium-
gekühlten schnellen Brutreaktoren.
KFK-2047 (Februar 1975)
- / 31 / P.Basmer, D.Kirsch, G.F.Schultheiß:
Phänomenologische Untersuchungen der Strömungsverteilung
hinter lokalen Kühlkanalblockaden in Stabbündeln.
KFK-1548 (Januar 1972)
- / 32 / D.Kirsch:
Investigations of the Flow and Temperature Distribution
Downstream of Local Coolant Blockages in Rod Bundle
Subassemblies.
Nucl. Engineering and Design 31 (1974) p.266-279
- / 33 / K.Schleisiek:
Natriumexperimente zur Untersuchung lokaler Kühlungsstö-
rungen in brennelementähnlichen Testanordnungen.
KFK-1914 (Februar 1974)
- / 34 / D.Kirsch, P.Basmer, G.Grötzbach:
Neue Ergebnisse experimenteller Untersuchungen zur Strö-
mungs- und Temperaturverteilung im Bereich lokaler Kühl-
kanalblockaden in natriumgekühlten Reaktoren.
Reaktortagung d.Deutschen Atomforums/KTG, Berlin,
2. - 5.4.1974
- / 35 / D.Kirsch, K.Schleisiek:
Flow and Temperature Distribution around Local Coolant
Blockages in Sodium Cooled Fuel Elements.
Progress in Heat and Mass Transfer, Vol.7 (1973) p.239

- / 36 / H.Beutel, R.Liebe, H.Will, H.Zehlein:
Mechanische Auswirkungen einer Brennstoff-Natrium-Reaktion auf die Core-Struktur eines schnellen Brutreaktors.
Reaktortagung des Deutschen Atomforums/KTG, Nürnberg, April 1975
- / 37 / R.Liebe, H.Will, H.Zehlein:
Mechanical Response of LMFBR Cores under Transient Pressure Loading.
Proc. 1st Europ.Nucl.Conference, April 21-25,1975, Paris
- / 38 / S.Jacobi, G.Schmitz:
Hüllenüberwachung an Brennelementen.
KFK-1274/2 (Oktober 1974)
- / 39 / S.Jacobi:
Neues Verfahren zur Präzipitation von Spaltfolgeprodukten.
Atompraxis 11, Heft 3 (1965)
- / 40 / S.Jacobi:
Burst Can Detection System in the FR 2.
IAEA Panel on Detection and Location of Failed Fuel Elements in: Detection and Location of Failed Fuel Elements, Vienna, IAEA Panel Proc.Series, STI/PUB/204 (1968) S.81-106
- / 41 / J.Aberle, H.A.Rohrbacher:
Akustische Messungen am KNK-I-Reaktor.
KFK-2156 (1975)
- / 42 / M.Audoux:
Prinzip und Realisierbarkeit einer rechnergestützten Coreüberwachung für den SNR.
KFK-1593, EUR 4729d (Dezember 1972)
- / 43 / D.Smidt:
Fast Reactor Core Heat Removal.
KFK-883, EUR 4162e (November 1968)

- / 44 / F.W.Peppler:
Experimentelle Untersuchungen der Siedevorgänge mit Natrium in engen Kanälen und deren Anwendung auf schnelle Reaktoren.
KFK-Ext. 8/72-1 (Februar 1972)
- / 45 / E.G.Schlechtendahl:
Theoretical Investigations on Sodium Boiling in Fast Reactors.
Nucl.Science and Engineering, 41 (1970), S.99-114
- / 46 / P.Wirtz:
Ein Beitrag zur theoretischen Beschreibung des Siedens unter Störfallbedingungen in natriumgekühlten Reaktoren.
KFK-1858 (Oktober 1973)
- / 47 / G.Angerer, E.A.Fischer, B.Kuczera, D.Struwe, P.Royl, P.Wirtz:
CAPRI - A Computer Code for the Analysis of Hypothetical Core Disruptive Accidents in the Predisassembly Phase.
Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, Cal.90210, April 2 - 4, 1974
- / 48 / P.Fette:
Simulationsexperimente zum Rückström- und Rekondensationsvorgang im Na 2 - Brennelement.
KFK-Ext. 8/69-4 (Juli 1969)
- / 49 / M.Cramer, B.Dorr:
Natrium-Siedeexperimente in einem Brennelementmodell.
KFK-Ext. 8/75-3 (1975)
- / 50 / G.F.Schultheiß:
Experimentelle Untersuchung des Siedeverzugs von Natrium an künstlichen Oberflächenrauigkeiten.
KFK-1332 (Dezember 1970)
- / 51 / R.Riethmüller:
Experimental Investigation of the Time Delay Prior to the Inception of Sodium Boiling.
LMBWG Meeting, Grenoble, April 24 - 26, 1974

- / 52 / K.Schleisiek:
Heat Transfer and Boiling during Forced Convection of Sodium in an Induction-heated Tube.
Nucl.Engineering and Design, 14 (1970) p.60 - 68
- / 53 / G.Class:
Dynamisches Modell der heterogenen kollektiven Siedekeimbildung.
KFK-2007 (Juli 1974)
- / 54 / A.Kaiser, W.Peppler, L.Voroess:
Untersuchungen der Strömungsform, des Druckabfalls und des kritischen Wärmeflusses einer Zweiphasenströmung mit Natrium.
KFK-2085 (April 1975)
- / 55 / W.Frisch:
Stabilitätsprobleme bei dampfgekühlten schnellen Reaktoren.
KFK-759, EUR 3730d (April 1968)
- / 56 / E.G.Schlechtendahl et al.:
Safety Features of a 300 MWe Sodium Cooled Fast Breeder Reactor (Na 2).
KFK-611 (Juni 1967)
- / 57 / G.Kessler:
Space-Dependent Dynamic Behaviour of Fast Reactors Using the Time-Discontinuous Synthesis Method.
Nucl.Science and Engineering, 41 (1970) p.115-125
- / 58 / D.Struwe:
A Two-Dimensional Model for Fast Reactor Kinetics Analysis with Space Dependent Feedback.
CREST Specialist Meeting, Oct.1970, EUR 4731 f-e (Febr.1972)
- / 59 / G.Grötzbach, G.Kussmaul, R.Meyder, D.Struwe:
Verhalten des Kerns eines schnellen natriumgekühlten Reaktors nach schweren hypothetischen Unfällen.
KFK-1928 (August 1974)

- / 60 / B.Kuczera, P.Royl:
Application of Different Failure Criteria in Fuel Pin
Modelling and Consequences for Overpower Transients in
LMFBRs.
Proc. of the 3.SMIRT Conf., Sept.1975, London, Paper C 3/5
- / 61 / B.Kuczera:
Simulation of the Transient Behaviour of LMFBR Fuel Pins
under Consideration of Special Burnup Phenomena using the
BREDA-II Model.
Nucl.Engineering and Design, 31 (1975) p.294-307
- / 62 / R.Fröhlich, P.Royl, P.Schnuck, R.Düsing, M.Senglaub:
Analysis of Loss of Flow Accidents for the SNR-300 Mark
Ia Core.
Trans ANS 1975 Annual Meeting New Orleans, Vol.21, TANSO
21, 1 - 552 (1975)
- / 63 / K.D.Appelt, J.Kadlec, E.Wolf:
Investigations of the Fluctuating Pressure Field in the
Suppression Pool of the Marviken Containment during
Blowdown.
Proc. of the 3.SMIRT Conf., Sept.1975, London, Paper J 4/2
- / 64 / K.D.Appelt, B.Göller et al.:
Experimental and Theoretical Investigations on the Dyna-
mic Response of the Containment of the Brunsbüttel BWR
during Blowdown.
Proc. of the 3.SMIRT Conf., Sept.1975, London, Paper J 4/3
- / 65 / G.Class, K.Hain et al.:
Untersuchungen zum Brennstabverhalten in der Blowdown-
Phase eines Kühlmittelverlustunfalls.
2.Halbjahresbericht 1974, Projekt Nukleare Sicherheit,
KFK-2130 (Mai 1975) S.199-208

- / 66 / W.Gulden, R.Meyder:
Die analytische Beschreibung des Brennstabverhaltens
beim Kühlmittelverlustunfall von LWR mit dem Programm-
system SSYST.
Jahreskolloquium 1974 des Projekts Nukleare Sicherheit,
KFK-2101 (November 1974) S.27-52
- / 67 / U.Schumann:
MAPLIB - A Data Bank of FORTRAN-Functions describing
Material Properties.
Software, 2 (1972) p.21-28
- / 68 / M.Audoux, F.Katz, W.Olbrich, E.G.Schlechtendahl:
SEDAP - An Integrated System for Experimental Data Pro-
cessing.
KFK-1594 (Januar 1973)
- / 69 / E.G.Schlechtendahl:
DYSYS 71, A System for Integrated Simulation of Continuous
Processes, Discrete Events and Transport Phenomena.
Angewandte Informatik, 14 (1972) p.115-20
- / 70 / E.G.Schlechtendahl, U.Schumann:
Erfahrungen mit dem Programmsystem ICES bei ingenieur-
technischen Anwendungen.
KFK-1586 (Mai 1972)
- / 71 / G.Enderle, E.G.Schlechtendahl, U.Schumann, R.Schuster:
Design Principles of the GRAPHIC System.
KFK 1722 (1973)
- / 72 / E.G.Schlechtendahl:
Siebter REGENT-Halbjahresbericht, Oktober 74 - März 75.
KFK-Ext. 8/75-2 (1975)
- / 73 / G.F.Schultheiß, E.G.Schlechtendahl:
Studie über ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit
(RESI).
KFK-1900 (Februar 1974)

ANHANG 1

Übersicht über die im IRE entwickelten und verfügbaren Rechenprogramme

Programm- bezeichnung	Anwendungsbereich	Referenz
REGENT	PL/1-Systemkern für Entwicklung und Anwendung von problemorientierten Sprachen und Programmsystemen	Proc. Workshop on General Purpose CAD Systems, Toulouse, Dec. 1974, Proc. 12th Design Automation Conf., Boston, Mass., June 1975
UTILITY	ICES-Subsystem zur Daten- und Programmverwaltung	12. ICES Users Group Conference, München, (Jan. 24-25, 1974)
DALO	Unterprogramme zur Bearbeitung von Baumstrukturen und Dynamic Arrays	KFK-1536 (Januar 1972)
MODIFY	FORTRAN-Programm zum Anlegen und zur Verwaltung großer PDS mit einer Vielzahl von Einzelmodulen	unveröffentlicht
GRAPHIC	FORTRAN-Programm, um große Dateien, insbesondere FORTRAN-Programme zu modifizieren (TSO-EDIT-Qualitäten im batch-Betrieb)	unveröffentlicht
GIPSY	ICES-Subsystem zur Darstellung zweidimensionaler graphischer Objekte	KFK-1722 (Mai 1973), Ext. 8/73-3
	REGENT-Subsystem zur Behandlung dreidimensionaler graphischer Objekte	unveröffentlicht

Programm- bezeichnung	Anwendungsbereich	Referenz
PLOTCP	Plot-Programm auf der Basis der CALCOMP- Software zur grafischen Auswertung großer Datenmengen	KFK-2081 (Mai 1975)
PLOTHL	FORTRAN-Programme zur Darstellung von Höhen- linien und Vektorfeldern	KFK-1486 (Oktober 1971) KFK-1637 (Juli 1972)
PLOTVE		
MAPLIB	Datenbank mit FORTRAN-Funktionen über Werkstoff-Eigenschaften	Software, 2(1972), S.21-28 KFK-1253 (Sept.1970)
SEDAP	FORTRAN-Programm zur Verarbeitung von Meßdaten	KFK-1594, EUR 4730e (Jan.1973)
DAS-2	Digitale Simulation dynamischer Probleme	KFK-1142, EUR 3695d (Nov.1969)
DYSYS	Simulation von allgemeinen dynamischen Pro- blemen	Angewandte Informatik, 14 (1972) S.115-20
SINEX	FORTRAN-Programm zur Auslegung Natrium- beheizter Wärmetauscher	KFK-1686 (Dezember 1972)
	FORTRAN-Programm zur Auslegung von Dampf- erzeugern	KFK-715 (August 1971)
	FORTRAN-Programm zur Berechnung des thermo- dynamischen Kreisprozesses und des Kühl- kreislaufs dampfgekühlter Kernreaktoren (auch für Natrium-gekühlte Reaktoren verwendbar)	KFK-716 (Dezember 1967)

Programm- bezeichnung	Anwendungsbereich	Referenz
PRAWDA-2	Einfaches FORTRAN-Programm zur thermohydraulischen Kernausslegung und Heißstellenanalyse	KFK-725 (August 1968)
THESYS	FORTAN-Programm zur thermohydraulischen Brennelementauslegung bei unterschiedlichen Kühlmitteln	KFK-1997 (Juli 1974)
SHOSPA	FORTAN-Programm zur dreidimensionalen Heißstellenanalyse von Brutreaktoren	
THECA	FORTAN-Programm zur dreidimensionalen Kernausslegung und Heißstellenanalyse von schnellen Brüttern mit unterschiedlichen Kühlmitteln	Compaktband Reaktortagung, Hamburg 1972, ZAED S.208-11
GETAG	FORTAN-Programm zur dreidimensionalen Geschwindigkeits- und Temperaturverteilung in zentralen Unterkanälen von Brennelementen bei exzentrisch angeordneten Brennstäben	KFK-2029 (September 1974)
VERA/TERA	PL/1-Programme zur Berechnung von dreidimensionalen Geschwindigkeits- und Temperaturfelder in zentralen Unterkanälen von Brennelementen	KFK-2029 (September 1974)
TURBIT-1	FORTAN-Programm zur Simulation einer turbulenten Strömung in einem Platten- oder Ringspaltkanal bei hohen Reynoldszahlen	KFK-1854 (Oktober 1973)
EDDY	FORTAN-Programm zur Simulation einer turbulenten Strömung in einem Plattenkanal bei kleinen Reynoldszahlen	KFK-1274/2 (Oktober 1974) S.129-1 bis 3

Referenz

Anwendungsbereich

Programm-
bezeichnung

EVA 1	FORTAN-Programme zur elastischen und inelastischen Spannungsanalyse in längsberippten Hüllrohren	KFK-1665 (Oktober 1972)
EVA 2		
BOWY-3D	FORTAN-Programm zur Berechnung dreidimensionaler Kernverformung unter thermischer Belastung und unter Berücksichtigung des Strukturmaterialschwellens	unveröffentlicht
BEKS	FORTAN-Programm zur Berechnung der Brennelementverformung infolge thermoelastischer, Kriech- und Schwelldehnung	KFK-1724 (Dezember 1972)
DERAN	FORTAN-Programm zur Auswertung von γ -Spektren	unveröffentlicht
REST 1	FORTAN-Programme zur Berechnung von Spaltprodukt-Aktivität und -zerfallsleistung in zwei gekoppelten Systemen	KFK-1579 (April 1972)
REST 2		
REST 3		
REX	FORTAN-Programm zur Berechnung des transienten Verhaltens dampf- und natriumgekühlter schneller Brüter bei intakter Kerngeometrie (Punktkinetik)	KFK-799 (Dez. 1968) Ext. Bericht 8/71-1 (Febr. 1971)
CAPRI-2	Programmsystem zur Berechnung des Verhaltens schneller Reaktoren bei Störfällen geringer Eintrittswahrscheinlichkeit (Punktkinetik)	Fast Breeder Safety Meeting, Beverly Hills, Cal., April 1974
BLOW-3	FORTAN-Programm zur Berechnung von Natrium-Siedephänomenen mit einem Mehrblasen-Modell	KFK-1858 (Oktober 1973)

Programm- bezeichnung	Anwendungsbereich	Referenz
BRED-1	FORTRAN-Programme zur Bestimmung des Verhaltens Natrium-gekühlter Brennstäbe bei transienter Belastung	Nucl.Eng.Design, Vol.31, No.2 (Jan. 1975)
BRED-2		
RADYVAR	FORTRAN-Programm zur Berechnung des Verhaltens schneller Reaktoren bei Störfällen sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit (zweidimensionales Zeitsyntheseverfahren)	Nucl.Sci.Eng., 41 (1970) 115-125
SSYST-MOD1	Programmsystem zur Berechnung der Vorgänge beim Kühlmittelverlustunfall in LWRs	KFK-2101 (November 1974) S. 27 - 52

ANHANG 2

Organisation des Instituts für Reaktorentwicklung

Leiter : Prof.Dr.D.Smidt
Stellv.: Dipl.Ing.W.Kramer

<u>IRE 1</u> Reaktordynamik Dipl. Ing. D. Struwe	<u>IRE 2</u> Technische Mechanik Dr. T. Malmberg Dr. R. Krieg	<u>IRE 3</u> Konstruktion und Anlagentechnik Dipl. Ing. A. Müller	<u>IRE 4</u> Natrium- Technologie Dr. W. Peppler	<u>IRE 5</u> Sicherheits- instrumentierung Dr. K. Schleisiek	<u>IRE 6</u> Datenverarbeitung und Fluiddynamik Dr. E. Schlechtendahl
--	---	--	---	---	--