

KfK 4715
April 1990

25 Jahre Institut für Reaktorentwicklung

**im Kernforschungszentrum
Karlsruhe**

**D. Smidt
Institut für Reaktorentwicklung**

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

**Institut für Reaktorentwicklung
KfK 4715**

25 Jahre
Institut für Reaktorentwicklung
im
Kernforschungszentrum Karlsruhe

D. Smidt

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

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

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1

ISSN 0303-4003

INHALT

	Seite
Vorwort: Die Entwicklung des Instituts für Reaktorentwicklung von 1965 bis 1990	1
1. Die Entwurfsstudien	3
2. Arbeits zur Sicherheit des natriumgekühlten schnellen Brutreaktors	5
3. Arbeiten zur Sicherheit wassergekühlter Reaktoren	12
4. Grundlagenarbeiten	14
5. Datenverarbeitung und Entwurfssysteme	16
6. Technische Probleme der Kernfusion	17
7. Handhabungstechnik	20
 <u>Anhänge</u>	
Anhang 1: Ausgewählte Veröffentlichungen des Instituts aus den Jahren 1987 - 1989	22
Anhang 2: Promotionen und Habilitationen im Institut für Reaktorentwicklung	37
Anhang 3: Bücher von Mitarbeitern im Institut für Reaktorentwicklung	39
Anhang 4: Mitgliedschaften von IRE-Mitarbeitern	40
Anhang 5: Einsatz des F + E-Personals	42

Die Entwicklung des Instituts für Reaktorentwicklung von 1965 bis 1990

Die Gründung des Instituts für Reaktorentwicklung (IRE) im Mai 1965 fiel in eine Zeit, in der man mit großem Optimismus glaubte, durch Einsatz und Weiterentwicklung von Technik mit den Problemen der Menschheit, mit Armut, Hunger und Krankheit fertigzuwerden. Da die mit der Technik einhergehende Steigerung der Produktivität von der Versorgung mit kostengünstiger Energie abhängt, wurde diese schon früh als ein zentrales Thema angesprochen. Aus der von Präsident Eisenhower 1955 begonnenen "Atoms for Peace"- Bewegung mit ihrem weltweiten Kennnisaustausch wuchsen erste industrielle Kernkraftwerke zu wirtschaftlicher Konkurrenzfähigkeit heran. Da die dort im Vordergrund stehenden wassermoderierten und -gekühlten Reaktortypen ihren nuklearen Brennstoff nur zu einem sehr geringen Teil ausnutzen können, war abzusehen, daß die Vorräte an nuklearen Brennstoffen nicht länger als die fossilen Brennstoffe, also allenfalls noch für ein bis zwei Jahrhunderte reichen würden.



Nach der Gründung des IRE waren die Mitarbeiter zunächst in verschiedenen Gebäuden untergebracht.

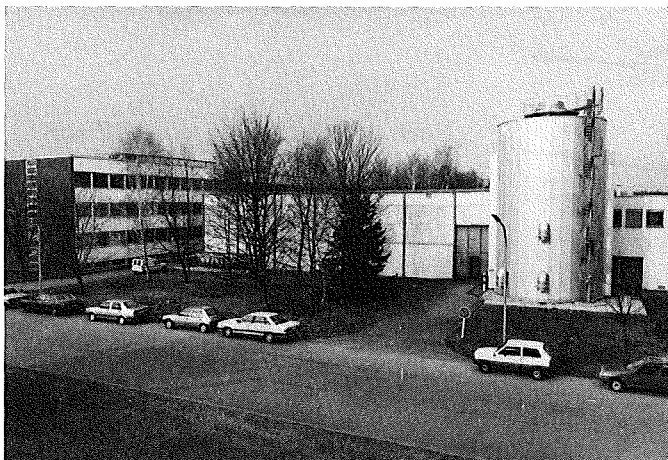
(Karikatur anlässlich einer Jahresfeier)

Vom Schnellen Brutreaktor war aus physikalischen Überlegungen bekannt, daß er die Reichweite der Energievorräte auf Jahrtausende ausdehnen würde. So begann das Kernforschungszentrum um 1960 mit einer kleinen Gruppe, Forschungsarbeiten zum Schnellen Brüter aufzugreifen, und im Laufe einiger Jahre wuchs diese Tätigkeit zu einem großen Projekt.

Die Aufgaben des neugegründeten IRE lagen im Feld zwischen der neutronenphysikalischen Berechnung, wie sie vor allem im von Professor K. Wirtz geleiteten Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik ausgeführt wurde, und der Umsetzung in die technische Praxis. Die ersten Arbeitsthemen des Instituts waren deshalb

- der Entwurf und die Optimierung des Reaktorkerns,
- der Entwurf des Primärkreislaufs,
- die durch die enge Kopplung neutronenphysikalischer, thermodynamischer und fluidmechanischer Gesetzmäßigkeiten bestimmte Dynamik des Reaktorkerns,
- die Dynamik des Primärkreislaufs,
- das Verhalten des Kühlmittels Natrium in einem System mit einer in der Technik bisher nicht erreichten Wärmestromdichte,
- die Bauplanung für den SNEAK-Reaktor (Schnelle Nullenergie-Anlage Karlsruhe),
- Die Konstruktion von Bestrahlungseinrichtungen für Material- und Brennstoffuntersuchungen in verschiedenen Forschungsreaktoren.

Eine erfolgreiche Bearbeitung dieser und der später folgenden Fragestellungen bedingte eine enge Kooperation mit den Schwesterinstituten, der Industrie und vielen internationalen Gruppierungen.



Institutsgebäude mit Technikum.
Das Institutsgebäude war 1968
bezugsfertig.

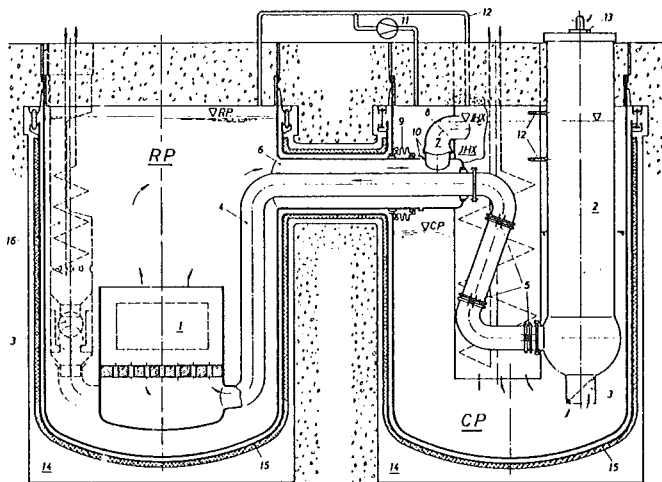
Darüber hinaus erwies sich die Mitgliedschaft von Mitarbeitern des Instituts in verschiedenen Gremien als sehr befruchtend sowohl für die F+E-Arbeiten des Instituts als auch für die Arbeit der betreffenden Gremien und Institutionen. Als Beispiel seien die Verbindungen mit der Universität Karlsruhe und die Mitarbeit in der Reaktor- Sicherheitskommission erwähnt.

1. Die Entwurfsstudien

Eines der für die weitere Arbeit im Brüterprojekt wichtigsten Ergebnisse dieser ersten Jahre waren zwei Entwurfsstudien für einen natriumgekühlten und einen dampfgekühlten Brüter, da nach damaliger Auffassung Dampf möglicherweise eine kostengünstigere Anlage erlaubte. Diese Entwurfsstudien trugen wesentlich zur Ausrichtung und Prioritätensetzung der KfK-Arbeiten bei.

Auf dieser Basis wurde dann von 1967-1968 eine weitere Entwurfsstudie für einen 300 MWe natriumgekühlten Schnellen Brüter, die sog. Na-2-Studie erstellt, diesmal bereits in enger Zusammenarbeit mit der Industrie. Die Firma INTERATOM sollte die im KfK erarbeiteten Kenntnisse übernehmen und zu baureifen Unterlagen für einen Prototypreaktor, dem späteren SNR-300, weiterentwickeln. So nützlich die Weitergabe der technischen Federführung im Gesamtaspekt war, brachte sie für viele Mitarbeiter auch schmerzliche Erfahrungen. Nicht nur mußten sie eine Arbeit abgeben, die sie über mehrere Jahre mit großem Engagement getragen hatten, sondern der Industriepartner nahm natürlich auch nicht jede ihrer Vorstellungen und Ideen so begeistert auf, wie sie sich das vorstellten.

Die Zeit der Reaktorentwürfe ging ihrem Ende entgegen. Zwar folgte von 1968 bis 1970 noch eine Machbarkeitsstudie für einen schnellen Hochfluß-Testreaktor, doch wurde dieses Projekt nicht verwirklicht. Auch interessante neue Konzepte



Prinzipzeichnung eines Multipool-Reaktors
(Studie aus dem Jahre 1970)

für den Schnellen Brüter, wie der 1970 vorgeschlagene "Multipool"-Entwurf, hatten keine Chancen mehr. Die Zeiten der Konzeptstudien mit ihren vielen Freiheitsgraden waren durch die konkrete Konstruktion abgelöst worden. Die Tätig-

keit des IRE verschob sich mehr und mehr zu Fragen der Sicherheit des natriumgekühlten Schnellen Brüters.

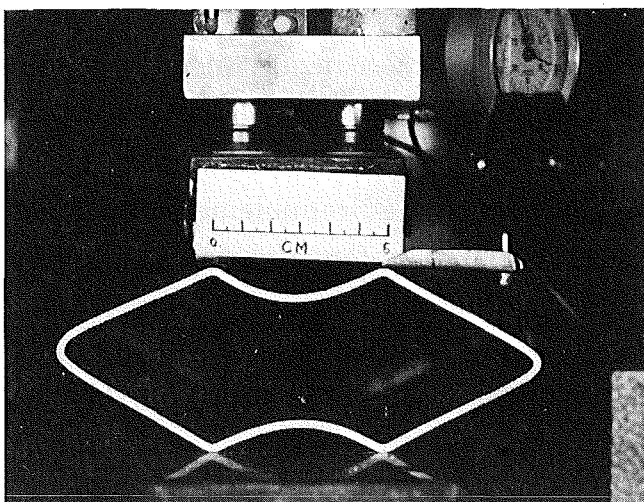
2. Arbeiten zur Sicherheit des natriumgekühlten Schnellen Brutreaktors

In der zweiten Hälfte der sechziger Jahre hatten sich, insbesondere als Ergebnis der Entwurfsstudien und der wachsenden Kenntnis der Materialeigenschaften und des Einflusses der Bestrahlung viele Fragen angesammelt. Sie überdeckten ein breites fachliches Spektrum und charakterisieren den schon von Beginn an interdisziplinären Charakter der Arbeiten des IRE mit Schwerpunkten in den Bereichen Mechanik, Fluidodynamik, Reaktordynamik, Meßtechnik und Natriumtechnologie.

Eine Anzahl der Fragen ist inzwischen zufriedenstellend beantwortet und die Zusammenhänge sind verstanden; einige Fragen wurden, weil entwurfsbezogen, an die Industrie weitergegeben (z.B. das Problem der Kernverspannung), und einige, wie z.B. das Problem des Siedeverzugs im Natrium, erwiesen sich als für die Praxis irrelevant. Es ist schwierig, 25 Jahre intensiver Arbeit am Schnellen Brüter und seiner Sicherheit in wenigen Sätzen zu umreißen; deshalb muß hier die Angabe der wichtigsten Ergebnisse genügen.

a) Mechanisches und thermohydraulisches Verhalten des Reaktorkerns

Zum Langzeitverhalten der Reaktorkernstrukturen wurden mathematische Modelle entwickelt, die es erlauben, den Einfluß des Abbrandes, des thermischen und strahleninduzierten Kriechens und von lokalen Heißstellen auf das mechanische



Versuche zum mechanischen Verhalten von Brennelementen
(Verformung des Sechskantkastens)

Verhalten von Brennstabhüllrohren sowie auf das mechanische und thermohydraulische Verhalten des Reaktorkerns zu ermitteln. Für das Problem des

strömungsinduzierten Schwingens der Brennstäbe und für das Langzeitverhalten der Kästen konnte gezeigt werden, daß sie durch konstruktive Maßnahmen beherrscht werden können. Zur Frage der Verformung der Brennelementkästen unter Einfluß des strahleninduzierten Schwellens und der Temperaturgradienten im Kernverband wurden unter Berücksichtigung der damit verbundenen Probleme für die Kernverspannung Rechenprogramme entwickelt, mit denen eine Bewertung unterschiedlicher konstruktiver Lösungen möglich wurde. Das statische und dynamische Verhalten des Brennelementkastens unter dem Einfluß äußerer Kräfte, das im besonderen als Folgen von thermischen Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Natrium von Bedeutung ist, wurde in umfangreichen theoretischen und experimentellen Arbeiten untersucht.

In den letzten Jahren konzentrierten sich diese Arbeiten auf Probleme der Kühlung von Brennelementen durch Naturkonvektion bei Leistungsniveaus, die der Nachzerfallsleistungsproduktion entsprechen. In den theoretischen und experimentellen Vorhaben wurden Kühlbarkeitsgrenzen in der dreidimensionalen Brennelementgeometrie bestimmt. Anhand dieser Ergebnisse wurde nachgewiesen, daß eine Kühlung der Brennelemente durch Naturkonvektion selbst unter sehr ungünstigen Randbedingungen zuverlässig gewährleistet wird.

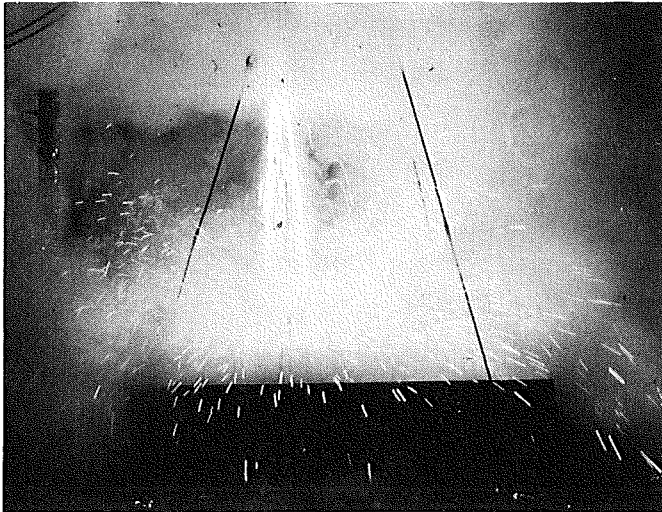
b) Natriumtechnologie

Einige besondere Eigenschaften des Natriums als Kühlmittel wurden näher untersucht. Sie haben sowohl Rückwirkungen auf betriebliche Vorgänge als auch auf den Ablauf schwerer hypothetischer Unfälle.

Selbstverschweißen ist eine Erscheinung, die in stark reduzierender Umgebung und bei erhöhten Temperaturen zu Verbindungen an den Trennflächen von Bauteilen führen können. Diese Bedingungen sind in Natriumkreisläufen für einige Materialkombinationen gegeben. In Frage kommen die Brennelemente im Reaktorkern, aber auch Ventile und Pumpen in den Kreisläufen. Mehrjährige Experimente unter Natrium führten auf Materialkombinationen, die hinreichende Sicherheit gegen das Selbstverschweißen bieten. Die zulässigen Werkstoffkombinationen finden heute Verwendung als Pflasterwerkstoffe für Brennelementkästen, Ventilsitze oder in Pumpenlagern.

In den Kreisläufen von Brutreaktoren zirkulieren große Mengen Natrium bei hoher Temperatur. Im Falle eines Lecks kann es zu einem Natriumbrand kommen. Versuche zu Na-Sprüh- und Flächenbränden und zum Verhalten von Natrium in

der Wärmeisolierung von Komponenten ergaben wertvolle Erkenntnisse. Sie führten außerdem zur Entwicklung konstruktiver Vorkehrungen zur passiven Eindämmung von Na- Bränden. Für kleinere Brände wurde ein neuartiges Löschmittel erfolgreich erprobt.



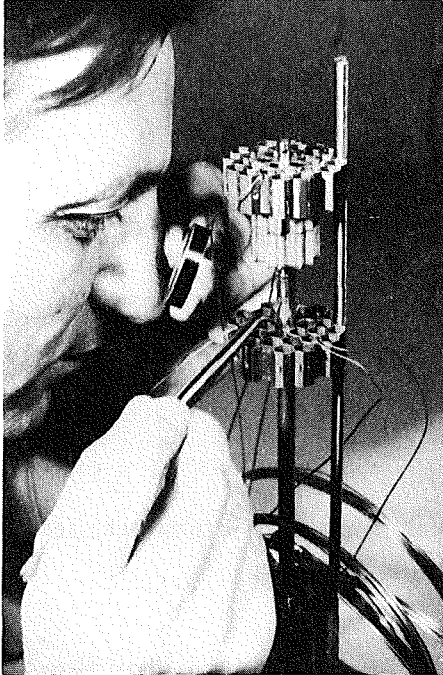
Versuche zum Brandverhalten
von Natrium

Der bei Natrium zu beobachtende hohe Siedeverzug, der auf die sehr gute Benetzung metallischer Werkstoffe zurückzuführen ist, wurde experimentell untersucht. Dieser Siedeverzug spielte in den ersten Jahren der Analyse schwerer Störfälle eine bedeutende Rolle, da eine wesentliche Auswirkung auf den transienten Leistungsanstieg vermutet wurde. Mit zunehmender Kenntnis der Störfallabläufe durch detailliertere Analysen und durch verbesserte Erkenntnisse über den Siedeverzug erwies sich dann das Problem des Siedeverzugs für die Sicherheit als irrelevant.

c) Lokale Kühlungsstörungen

Schwerpunkt der Arbeiten des IRE in den siebziger Jahren waren die thermo-hydraulischen Vorgänge im Bereich von Blockaden im Innern der Brennelemente. In zahlreichen Experimenten mit Wasser und Natrium wurden die Strömungs- und Temperaturverteilung und die Siedevorgänge untersucht. Sie zeigten zusammen mit den begleitenden theoretischen Analysen, daß Blockaden erhebliche Ausdehnungen erreichen können, bevor nicht mehr ausreichend gekühlte Bereiche auftreten. Sollte dies trotzdem geschehen, dann sind als Folge der Kühlungsstörung lokale Brennstabschäden mit Schmelzen der Hülle und des Brennstoffs zu erwarten. Damit stellt sich die Frage der thermischen Schadensausbreitung (Propagation) auf größere Bereiche des Kerns. Hierzu werden vom

IRE und anderen KfK-Instituten seit mehr als einem Jahrzehnt im Reaktor BR2 des belgischen Forschungszentrums Mol experimentelle Untersuchungen durchgeführt. Sie zeigten für alle bisher untersuchten Ausgangsbedingungen, insbeson-



Montage von Thermoelementen an einem Blockadekäfing zur Vorbereitung eines Brennstab-Testbündels für die Untersuchung von lokalen Kühlungsstörungen

dere auch für hochabgebrannte Brennstäbe, daß eine zuverlässige Abschaltung des Reaktors möglich ist, bevor es zu einer gefährlichen Schadenspropagation kommt. Die Experimente bestätigen außerdem, daß thermische Brennstoff-Natrium-Wechselwirkungen bei lokalen Kühlungsstörungen keine entscheidende Rolle spielen.

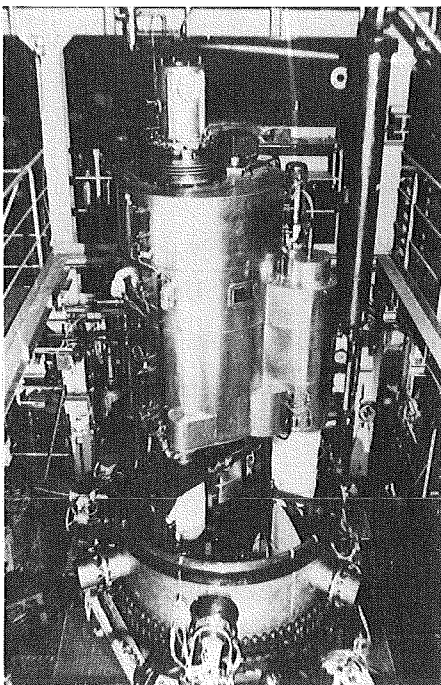
Die Entwicklung von Detektions- und Diagnosesystemen ist ein weiterer Beitrag des IRE zum Problem der lokalen Kühlungsstörungen. Insbesondere mit den an der KNK durchgeführten Untersuchungen konnte gezeigt werden, daß die Verfahren zur Erkennung von defekten Brennstäben durch Nachweis von Spaltprodukten im Kühlmittel (Delayed Neutron Detection) und im Schutzgas einen hohen Entwicklungsstand erreicht haben und ein zuverlässiges Element der Schadensfrüherkennung darstellen. Die Möglichkeit der akustischen Siededetektion wurde durch ein Experiment mit einem elektrisch beheizten Siedegenerator in der KNK nachgewiesen. Neuere Entwicklungen betreffen den Einsatz fortschrittlicher Verfahren der Informationsverarbeitung, wie z.B. wissensbasierter Entscheidungssysteme bei der Störfallanalyse.

d) Dynamisches Verhalten des Reaktorkerns

Sehr schnell nach Aufnahme der Entwicklungsarbeiten zum schnellen Brutreaktor zeigte sich die Notwendigkeit, Aussagen zu dessen Verhalten bei Stör- und Unfällen zu machen. Hierzu wurden Programme entwickelt, die es erlaubten, das transiente Systemverhalten des Kerns, der primären und sekundären Kreisläufen bis hin zum Dampferzeuger bei Leistungstransienten zu untersuchen. Das SEFOR-Experiment, das in Zusammenarbeit mit der Firma General Electric und der amerikanischen Atomenergie-Kommission in den USA durchgeführt wurde, hatte 1969 demonstriert, daß auch bei Verwendung von Oxid-Brennstoff die leistungsstabilisierende Wirkung des Doppler-Koeffizienten existiert. Das IRE war über einige in die USA delegierte Mitarbeiter an der Entwicklung des Reaktors und an den Experimenten beteiligt. Insbesondere hat das IRE bei der Vorbereitung des "Balanced-Oscillator-Experiments" mitgewirkt, bei dem die Doppler Rückwirkung über die Anregung einer Leistungs-Schwingung des Reaktors gemessen wurde.

e) Kernzerstörende Unfälle

Die Arbeiten des Instituts auf diesem Gebiet konzentrierten sich bald auf die Analyse des Verhaltens des Reaktorkerns bei postulierten Unfällen mit hohem Schadenspotential, aber einer sehr geringen Eintrittshäufigkeit, d.h. $< 10^{-6}/a$. Die Konsequenzen einer Vielzahl von Einleitungsereignissen wurden hierbei in unterschiedlicher Detaillierung betrachtet. Besonderes Gewicht erlangte die Ana-

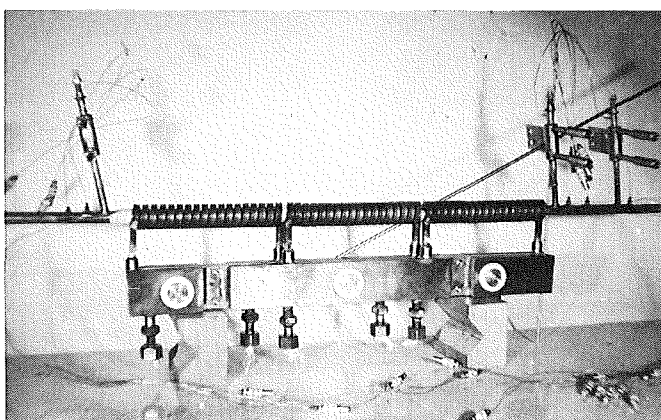


Natrium-Anlage zur Untersuchung von globalen
Kühlungsstörungen
(während der Montage)

lyse von Unfallsequenzen, bei denen der Kühlmittelstrom ausfällt, ohne daß es gelingt, die Leistungserzeugung durch eines der beiden unabhängigen Abschalt-systeme zu reduzieren. Die als Folge dieser Störung zu erwartenden physikali-schen Vorgänge wurden im Laufe der Jahre in Zusammenarbeit mit anderen KfK- Instituten und internationalen Partnern in zunehmendem Detail unter-sucht. Es wurden Rechenprogramme entwickelt, mit denen diese Vorgänge und ihre wechselseitige Beeinflussung berechnet werden können. Einige der Einzel-phänomene sind dabei

- das dynamische Aufheizen des Natriums und der Brennstäbe
- das Sieden des Natriums bis hin zum Austrocknen der Brennstoffoberflächen und Einsetzen von Hüllrohrschmelzen
- die temperatur-, abbrand- und leistungsabhängige mechanische Belastung der Brennstäbe bis hin zum Brennstoffschmelzen und das mechanische Versagen der Hüllrohre
- die orts- und zeitabhängige Materialbewegung nach Hüllrohrversagen und ih-re Reaktivitätsrückwirkungen.

Die Entwicklungen theoretischer Modelle zur Beschreibung dieser Vorgänge wur-de kontinuierlich durch experimentelle Untersuchungen begleitet. Auf der Grundlage von Experimenten zum Natriumsieden im IRE in einfachen Geome-trien bis hin zu dreidimensionalen Bündelgeometrien kann heute der Nachweis erbracht werden, daß die Siedevorgänge theoretisch zuverlässig beschrieben wer-den können. Die Mitarbeit an dem internationalen Programm CABRI hat zu einer



Induktiv beheizte Natrium-Teststrecke zur Untersuchung von Siedevorgängen
(beim Zusammenbau)

aus Versuchen im Reaktor abgeleiteten Datenbasis geführt, die eine erfolgreiche Überprüfung der Methoden zur Berechnung des Brennstabversagens und der nachfolgenden Materialumverteilung ermöglichte. Diese Ergebnisse wurden im IRE durch Experimente in Bündelgeometrie ergänzt, bei denen das Verhalten des

geschmolzenen Brennstoffs im Brennelement nach dem Versagen durch eine Thermitschmelze simuliert wurde.

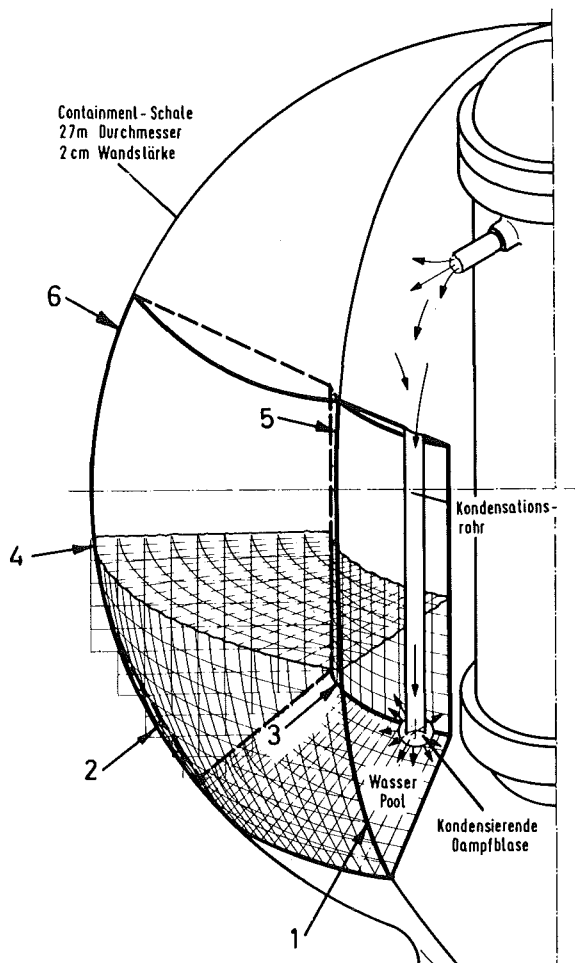
Die entwickelten und experimentell überprüften Programmsysteme wurden kontinuierlich verwendet, um das Verhalten unterschiedlicher Kernentwürfe als Folge kernzerstörender Einleitungsereignisse zu untersuchen. Diese Arbeiten lieferten wesentliche Beiträge zur Diskussion im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren des deutschen Prototypreaktors SNR-300 und bei der Lizensierung des französischen Brutreaktors Super Phenix-1. Darüber hinaus wurden in den Jahren 1980-1982 auf der Basis der so erarbeiteten Erkenntnisse wesentliche Beiträge zur deutschen Schnellbrüter-Risikostudie geleistet.

Kernzerlegende Unfälle führen zu mechanischen Auswirkungen auf den Reaktortank und -deckel und die Einbauten. Die hier eingesetzten Rechenprogramme, die die kompressiblen Strömungsvorgänge im Reaktortank und die elastisch-plastischen Verformungen der Strukturen beschreiben können müssen, bedurften einer Validierung durch Vergleiche mit Experimenten. Über eine Reihe von Jahren hat das IRE in Zusammenarbeit mit der Industrie, dem Gutachter und internationalen Partnern einen systematischen Vergleich von Rechnungen und Messungen in Sprengversuchen an wassergefüllten Tankmodellen durchgeführt. Die Ergebnisse gaben Aufschluß über die Qualität der verwendeten Modelle und Hinweise auf erforderliche Verbesserungen.

Die neueren Arbeiten des Instituts konzentrieren sich in verstärktem Maße auf die Untersuchungen von Entwurfsvarianten des Reaktorkerns und des Primärsystems, die es ermöglichen, den Reaktorkern auch dann in eine kühlbare Konfiguration zu überführen, wenn die Reaktorschnellabschaltung bei Anforderung unwirksam bleibt. Hierzu müssen passiv wirksame Reaktivitätsrückwirkungen als Folge der Kühlmittelaufheizung schnell wirksam werden, wie z.B. die Brennelementverbiegung und die Längung der Führungsgestänge der Abschaltstäbe. In diesem Zusammenhang werden auch sicherheitstechnische Eigenschaften alternativer Brennstoffe, wie z.B. die des Metallbrennstoffs untersucht.

3. Arbeiten zur Sicherheit wassergekühlter Reaktoren

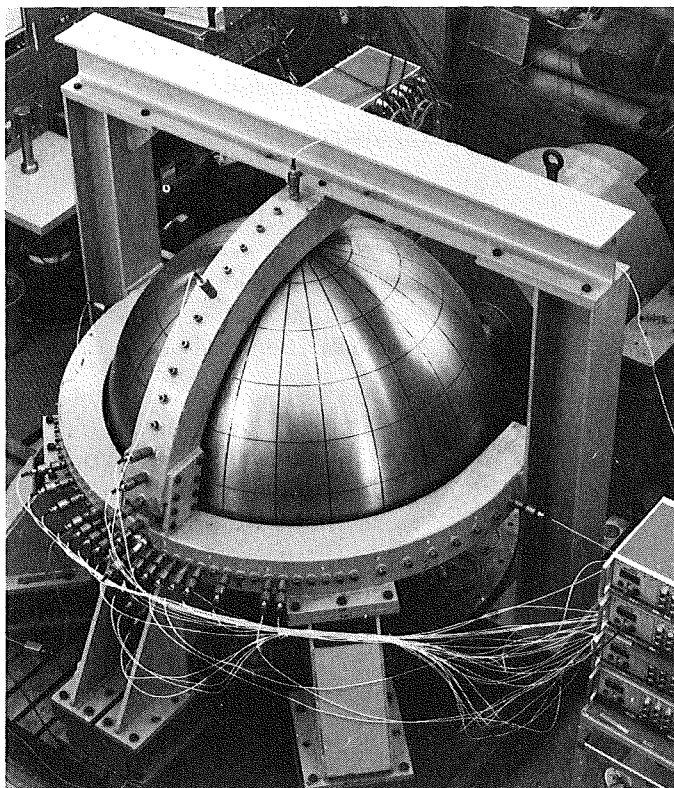
Im Jahre 1972 wurde das Institut durch den Würgassen- Störfall veranlaßt, sich auch mit einigen zentralen Sicherheitsproblemen der Leichtwasserreaktoren zu beschäftigen. In Würgassen war es durch die Druckstöße, die beim Kondensieren von Dampf in der Kondensationskammer des Sicherheitsbehälters entstehen, zu Schäden gekommen. Es schien als wenn die Funktion des Sicherheitsbehälters bei einem Kühlmittelverluststörfall nicht mehr gewährleistet werden kann. Das IRE nahm aktiv an einem Programm zur Untersuchung dieser Phänomene im schwedischen Marviken teil und führte später entsprechende Messungen an dem Siedewasserreaktor Brunsbüttel durch. Auf der Grundlage dieser und von anderer Seite durchgeführten Versuche war es im IRE möglich, ein theoretisches Modell der Kondensationsvorgänge und ihrer Dynamik zu entwickeln, das wichtige Beiträge zu den Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik und den USA leistete.



Berechnung dynamisch beanspruchter, flüssigkeitsbeaufschlagter Strukturen. Druckabbausystem eines Siedewasser-Reaktors (Baulinie 69)

Im Rahmen des inzwischen begründeten KfK-Projektes "Nukleare Sicherheit" (PNS) kam es dann zur Untersuchung von Abblasevorgängen, ausgelöst durch einen postulierten Bruch einer Hauptkühlmitteleitung. Dabei war insbesondere nachzuweisen, daß die Kernstrukturen den dadurch verursachten komplexen dynamischen Beanspruchungen standhalten. Die experimentellen Nachweise wurden am stillgelegten HDR-Reaktor durchgeführt. Das IRE war wesentlich bei der Planung, Durchführung und Auswertung dieser Experimente beteiligt. Ein wichtiges Resultat dieser Arbeiten war die Entwicklung leistungsfähiger Werkzeuge zur Beschreibung instationärer Zweiphasenströmungen und zur Modellierung der dynamischen Wechselwirkung zwischen Fluiden und festen Strukturen.

Ein drittes Thema aus dem Bereich der Technologie von Leichtwasserreaktoren betraf das Verhalten der Brennstäbe bei einem Kühlmittelverlust bis zum Wirksamwerden der Notkühlung. Das IRE konzipierte ein besonderes Experiment mit einem realitätsnah gesteuerten Kühlmittelverlust und lieferte wichtige Beiträge zur Weiterentwicklung geeigneter Rechenprogramme.



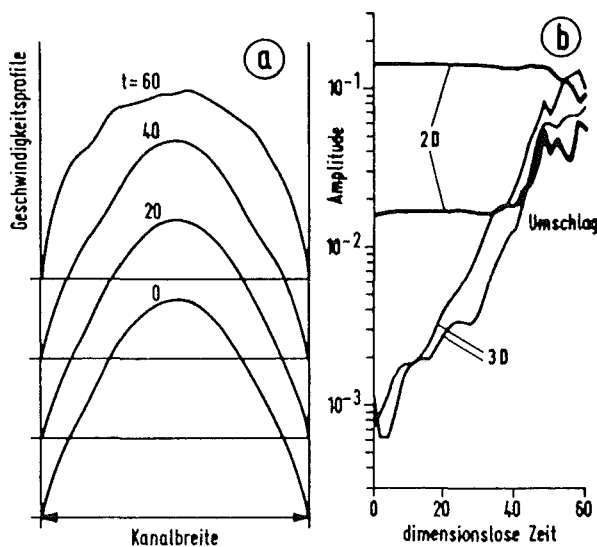
Hochgenaues Kugelschalen-
Modell eines Druckwasserreak-
tor-Sicherheitsbehälters

Schließlich wurde das Verhalten des Sicherheitsbehälters eines Druckwasserreaktors und insbesondere seiner Störstellen unter Innendruckbelastung und unter dynamischer Beanspruchung (Erdbeben) experimentell und theoretisch untersucht.

4. Grundlagenarbeiten

Die Arbeiten für die Reaktorsicherheit stießen - das wird in den obigen Themen deutlich - immer wieder an die Grenzen des heutigen Wissens. Beispiele sind ein- und mehrphasige Strömungen, die thermische Wechselwirkung zwischen den Phasen, die dynamische Fluid-Struktur-Wechselwirkung und das mechanische Verhalten fester Strukturen. Das Institut war stets bemüht, neben der Anwendung die Entwicklung der Grundlagen nicht zu vergessen und den Mitarbeitern die Gelegenheit zu einem tieferen Eindringen zu geben.

So entstand ein Programmsystem zur direkten numerischen Simulation der turbulenten Strömung, aus dem später u.a. die Modellierung der Naturkonvektion und der Benard-Strömung hervorgingen. In einer anderen Arbeit gelang es erstmals, den Umschlag der laminaren in die turbulente Strömungsform rein numerisch aus a priori Kenntnissen zu modellieren. Diese Arbeiten fanden große Anerkennung.



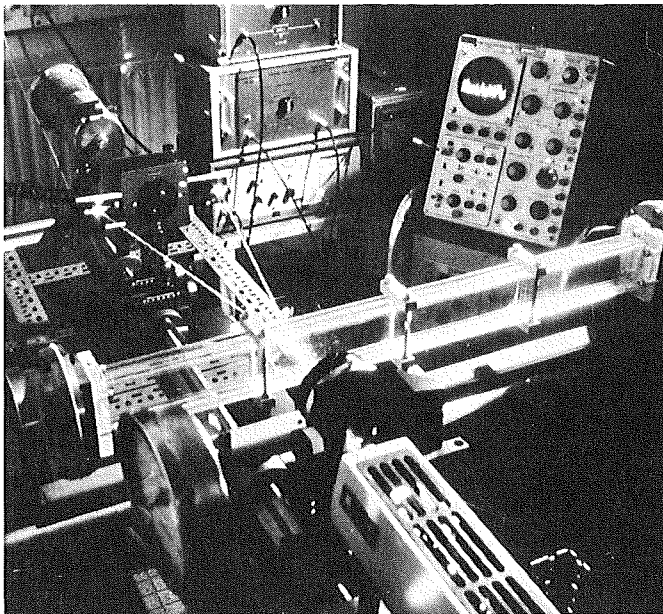
Laminar-turbulenter Umschlag bei der Kanalströmung:

- a) Mittlere Geschwindigkeitsprofile mit verschobenen Nullpunkten zu verschiedenen Zeiten. Die Störungen bewirken ein allmähliches Abflachen des ursprünglich parabolischen Profils.
- b) Zeitverhalten der 2D- und 3D-Störungen. Aufgetragen sind die Amplituden von je zwei Fourier-Komponenten zwei- bis dreidimensionaler Störungen der laminaren Grundströmung.

Untersuchungen zu beschleunigten Zweiphasenströmungen bildeten ein anderes Thema aus der Fluidodynamik.

Ein Beispiel für eine interessante Grundlagenarbeit zum Verhalten fester Strukturen war eine Untersuchung der plastischen Verformung von Proben bei hohen Dehngeschwindigkeiten mit Überlagerung einer hochfrequenten Beanspruchung.

Die Untersuchungen zur Dampfexplosion wurden anfangs durch Sicherheitsüberlegungen veranlaßt. Es zeigte sich bald, daß eine Reihe von Grundlagenuntersuchungen erforderlich waren, um die anstehenden Probleme einer Lösung zuzuführen. In einer Folge von Dissertationen gelang es fortschreitend, die hinreichenden und notwendigen Voraussetzungen der Fragmentation der heißen Flüssigkeitstropfen, die der rapiden Verdampfung der kalten Flüssigkeit vorausgeht, aufzuklären. Dabei mußten wegen der extrem kurzen Dauer der Vorgänge und insbesondere bei Verwendung von Natrium als "kalter" Flüssigkeit erhebliche experimentelle Probleme gelöst werden.

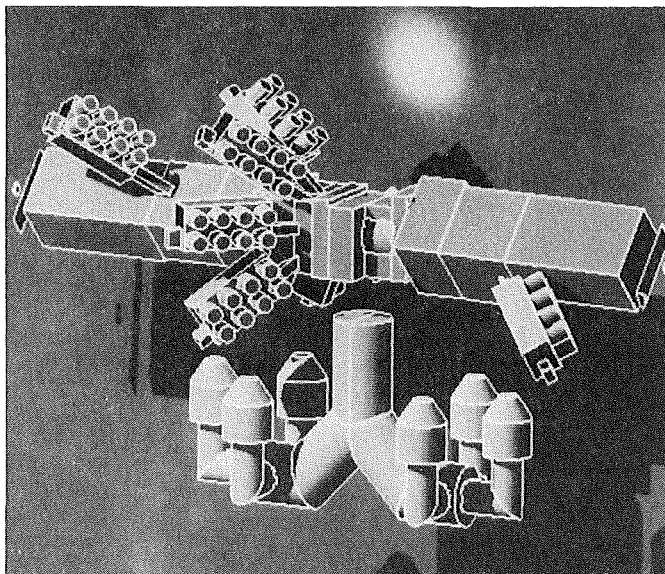


Laser-Doppler-Meßeinrichtung zur Bestimmung der Feinstruktur der Turbulenz in strömenden Flüssigkeiten

Auch über die Arbeiten zur Theorie und Berechnung von Fehlerbäumen für Systeme mit Komponenten, die mehrere Fehlerzustände haben können, soll im Zusammenhang mit den Grundlagenuntersuchungen berichtet werden, obwohl ihre Anwendungsaspekte evident sind. Hier wurde eine ganz neue Basis für die Modellierung und die symbolische Algebra der dem Fehlerbaum äquivalenten Booleschen Ausdrücke geschaffen, die die Behandlung sehr großer Systeme überhaupt erst möglich machte.

5. Datenverarbeitung und Entwurfssysteme

Die Entwicklung einer Vielzahl von Rechenprogrammen führte bereits zu Beginn der siebziger Jahre zu der Überlegung, ob sich diese Arbeiten nicht systematisieren und ob sich die gewonnenen Erfahrungen nicht allgemeiner nutzen lassen. Die damals entstehenden Entwurfssysteme wie ICES, die das geometrische Entwerfen und das Berechnen von Strukturen auf einer neuen Ebene zusammenführen sollten, gaben die Anregung. So entstand das Programmsystem REGENT, das mit seinen Unterprogrammen ein erstes CAD-System war, das auch in der Industrie (im Automobil- und Maschinenbau) zum Einsatz kam. Insgesamt wurden bisher über 60 Lizenzen für Rechenprogramme an andere Forschungsstellen, Hochschulen und Industriefirmen vergeben.



Dieses Modell der Fusions-Spiegel-Maschine der TASKA-Studie wurde mit dem REGENT-Subsystem GIPSY erzeugt und auf dem Vektorrechner CYBER 205 in eine graphische Darstellung gebracht. Es handelt sich um eine der ersten Anwendungen eines Vektorrechners für CAD und Graphik.

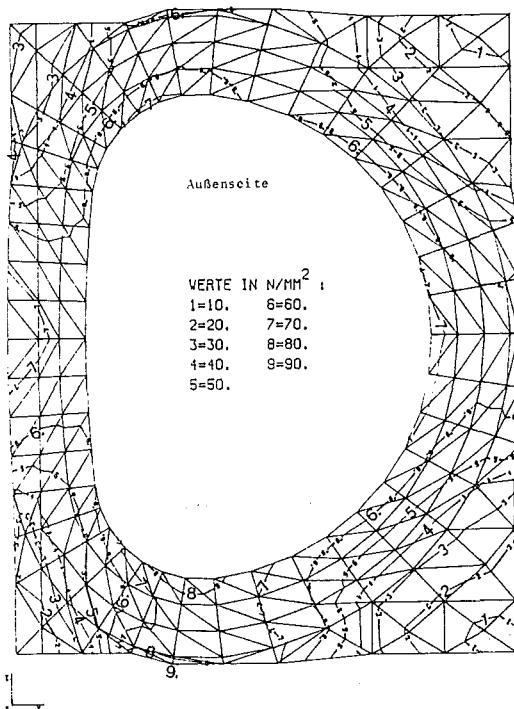
Heute bieten kommerzielle CAD-Systeme und erheblich gesteigerte Rechnerleistungen längst erweiterte Möglichkeiten. Die im IRE gewonnenen Erfahrungen bilden jedoch eine wichtige Grundlage für den anschließend zu beschreibenden neuen Arbeitsschwerpunkt Handhabungstechnik. Die REGENT-Mitarbeit führte in der Folge aber auch zu entscheidenden Beiträgen des IRE zum internationalen GKS-Standard für Computergraphik sowie zu Normungsbemühungen auf verwandten Gebieten im nationalen und internationalen Rahmen.

Aufgrund der so gewonnenen Erfahrungen war das IRE seit 1984 federführend am CAD*I-Projekt der Europäischen Gemeinschaft beteiligt, das einheitliche Schnittstellen für die Datenübertragung zwischen CAD-Systemen verschiedener Hersteller entwickelte. Diese Arbeiten setzten sich in der internationalen Normung durch und wurden Bestandteil des ISO-Standards STEP.

6. Technische Probleme der Kernfusion mit magnetischem Einschluß

Voraussetzung für die Möglichkeit, die praktisch unerschöpfbare Energiequelle der Kernfusion der Menschheit nutzbar zu machen, ist die Erfüllung des Lawson-Kriteriums. Es verlangt, daß das Produkt aus Plasmadichte und Energieeinschlußzeit bei einer Temperatur von etwa 100 Millionen Kelvin einen bestimmten Schwellenwert überschreitet. Um dieses erste Teilziel zu erreichen, müssen noch einige zum Teil schwierige technische Probleme gelöst werden, die vor allem mit dem Einschluß und der Reinhaltung des Plasmas verbunden sind. Hieran wird z.Zt. weltweit gearbeitet.

Im Stadium der Vorplanung befinden sich außerdem neue große Fusionsanlagen, die bereits bestimmungsgemäß einen kontrollierten Fusionsprozeß erlauben sollen. Hierbei treten erneut schwierig zu lösende technische Fragestellungen auf. Diese ergeben sich vor allem aus der hohen Wärme- und Strahlenbelastung der dem Plasma benachbarten Bauteile. Weitere Problembereiche sind mit dem Bau der sehr großen supraleitenden Magnetspulen, mit den erforderlichen Einrichtungen zur Plasmaheizung sowie mit der Handhabungstechnik zur Inspektion und Auswechslung von Komponenten verbunden. Auch die in diesen großen Anlagen denkbaren Störfälle und deren Auswirkungen müssen bei der Planung mit berücksichtigt werden.



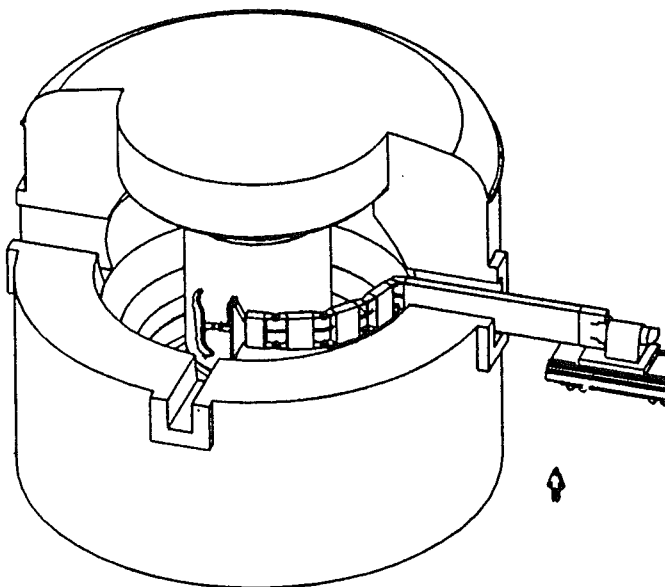
Festigkeitsrechnungen für die Auslegung einer Toroidalfeldspule:

Verlauf der Vergleichungsspannungen im Spulengehäuse für den asymmetrischen Lastfall bei gepulstem Betrieb.

Zur Technik der Kernfusion wurden vom IRE erste Einzelbeiträge bereits 1975 auf dem Gebiet flüssigmetallgekühlter Blankets und 1978 zur Strukturmechanik supraleitender Magnete erbracht.

1983/84 beteiligte sich das IRE an der vom KfK gemeinsam mit der Universität von Wisconsin (USA) erarbeiteten Projektstudie für eine nach dem Spiegelprinzip arbeitende Fusions-Testanlage. Hierfür wurden die thermisch hochbelasteten Komponenten und die Vakuum- und Exhaustsysteme ausgelegt und konstruktiv geplant. Diese Arbeiten setzten sich in detaillierteren Untersuchungen technologischer Probleme fort, wie sie beim Bau von großen Fusionsanlagen zu lösen sind. In diesem Zusammenhang kam es über die Delegation eines Mitarbeiters auch zu einer engeren Beteiligung an der dem gleichen Ziel dienenden amerikanischen FINESSE-Studie.

Zur Zeit konzentrieren sich die Arbeiten ausschließlich auf Fusionsanlagen mit ringförmigem magnetischem Einschluß des Plasmas, und zwar auf die sogenannte Tokamak-Konfiguration. Die Aufgaben sind Bestandteil des Projektes Kernfusion des KfK und über dieses mit der europäischen Gemeinschaft abgestimmt. Sie dienen zum größten Teil der weiteren Konkretisierung der europäischen Fusionsstudie NET und der entsprechenden internationalen Studie ITER. Schwerpunkte



Modell eines Mehrgelenkarmes im Torus von NET

sind neben der im folgenden Kapitel dargestellten Handhabungstechnik Beiträge zur Auslegung und Optimierung der Vakuumsysteme zur Reinhaltung des Plasmas, Untersuchungen zu plasmanahen Komponenten, insbesondere zum ther-

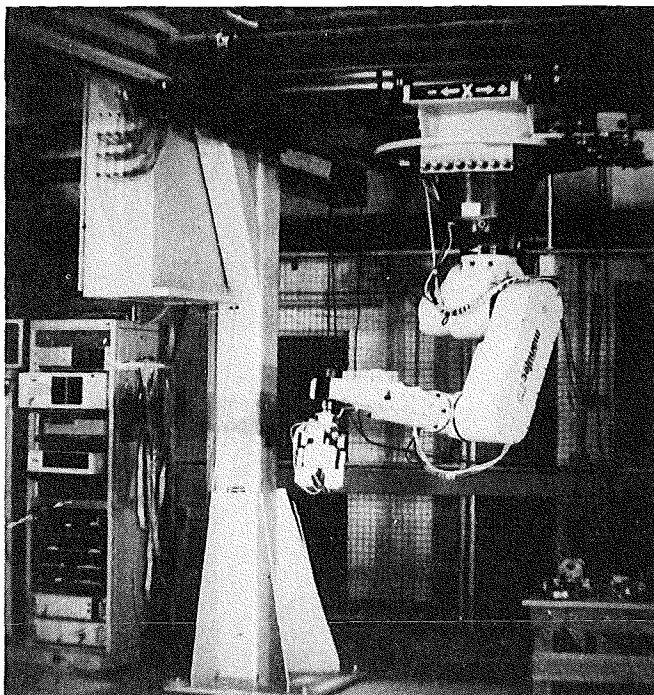
misch hochbelasteten Divertor, sowie Fragen der Sicherheit und Zuverlässigkeit von Komponenten und der Genehmigungsfähigkeit einer Fusionsanlage.

7. Handhabungstechnik

Seit 1986 beschäftigt sich das IRE auch mit der Handhabungs- bzw. Robotertechnik, die in den KfK-Arbeitsschwerpunkt Handhabungstechnik aufgenommen wurde. Ihre besondere Bedeutung für uns liegt in der heute möglichen Verknüpfung der Fähigkeiten aus den Bereichen der EDV und der Fernhandhabungstechnik. Im Vordergrund steht dabei nicht die an vielen anderen Stellen untersuchte Automatisierung der Fertigung. Es geht vielmehr allgemein um Instandhaltungs- und Montagearbeiten in großen Arbeitsbereichen (bis 25 m), bei denen automatische und bedienergeführte Abläufe kombiniert auftreten.

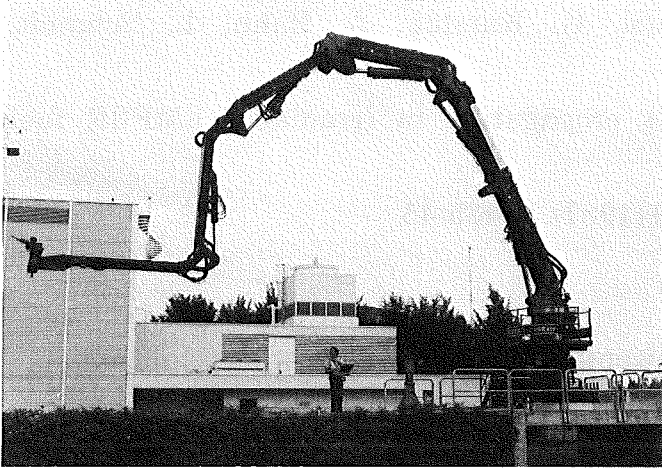
Für das Kernfusionsexperiment JET in England wurde eine graphische Benutzerschnittstelle zur Steuerung eines im Torus eingesetzten Vielgelenk-Auslegers entwickelt, die das Arbeiten damit sehr erleichtert. Auf dieser Basis wurde ein Vielgelenk-Ausleger für NET konzipiert und mechanisch ausgelegt.

In einem anderen Vorhaben wird diese Technik für die Programmierung und Überwachung eines Roboters benutzt, der in unzugänglichen Räumen Montagearbeiten ausführen soll. Er wird über ein Trägersystem an seinen Einsatzort gebracht und durch ein Sichtsystem, einen Kraft-Momenten-Sensor und andere Meßfühler bei seinen Arbeiten unterstützt.



Fernhandhabung mit einem sensor-gesteuerten, verfahrbaren Industrieroboter

Schließlich wurde eine Steuerung für den Vielgelenkmast EMIR mit 22 m Reichweite entwickelt. Dazu war die Transformation von kartesischen auf Winkelkoordinaten für eine redundante Kinematik zu lösen, wobei Hindernisse im Arbeitsraum automatisch umgangen werden. Zur Zeit werden Anwendungen auf dem Gebiet des Bauwesens zusammen mit Industriefirmen erarbeitet.



Vielgelenkmast EMIR
mit einer Feuerwehrspritze

Ergänzt werden diese Arbeiten durch Entwicklungen zur textuellen Programmierung von Robotern und zur genauen Fernvermessung großer Komponenten.

Anhang 1: Ausgewählte Literatur aus den Jahren 1987 - 1989

SICHERHEIT SCHNELLER BRUTREAKTOREN

1987

K. Schleisiek, J. Aberle, S. Jacobi, G. Karsten, A. Rahn, L. Schmidt, G. Vanmassenhove, A. Verwimp:

Mol 7C experiments on local fault propagation in irradiated LMFBR fuel subassemblies.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 435-45

A. Kaiser, F. Huber:

Sodium boiling experiments at low power under natural convection conditions.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 367-76

F. Huber, A. Kaiser, K. Mattes, W. Pepler:

Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 377-86

W. Pepler, H. Will, St. Misu, G. Grötzbach:

Investigation of material relocation phenomena during severe accidents in fast breeder reactors.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 409-25

P. Royl, W. Breitung, E.A. Fischer, G. Schumacher, R.O. Gauntt, S.A. Wright:

Contributions from the ACRR in-pile experiments to the understanding of key phenomena influencing unprotected loss of flow accident simulations in LMFBRs.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 387-408

B. Schinke, T. Malmberg:

Dynamic tensile test with superimposed ultrasonic oscillations for stainless steel type 321 at room temperature.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 281-96

S. Jacobi, G. Hoffmann, D. Klein, G. Schmitz:

Core surveillance of liquid metal fast breeder reactors by delayed neutron signals.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 447-60

G. Hoffmann, S. Jacobi, K. Schleisiek, G. Schmitz, L. Stieglitz, M. Becker:
KNK II experience with local flux tilting to locate defective fuel subassemblies.
Fast Breeder Systems. Experience Gained and Path to Economical Power
Generation; Proc. of the Internat. Conf., Richland, Wash., Sept. 13-17, 1987 La
Grange Park: American Nuclear Society, 1987, Vol. 2, S. 8.21/1-8.21/9

1988

K.L. Nissen:

Eine zweidimensionale Finite-Elemente-Methode zur Behandlung von Fest-
körperkontaktproblemen in der Brennstabmechanik.
KfK 4420 (Juni 1988), Dissertation, Universität Karlsruhe

M. Bottoni, B. Dorr, Ch. Homann, D. Struwe:

Validierung des Rechenprogramms BACCHUS-3D/TP anhand eines Natrium-
Siedeexperimentes in Bündelgeometrie.
Jahrestagung Kerntechnik 88. Travemünde, 17.-19. Mai 1988, Kerntechnische
Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 73-76

A. Kaiser, W. Pepler, H. Will:

Experimente zur Simulation des Ausfrierverhaltens einer Brennstoffschmelze in
Kühlkanälen eines Brutreaktorkerns.
Jahrestagung Kerntechnik 88. Travemünde, 17.-19. Mai 1988, Kerntechnische
Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 85-88

D. Struwe, W. Pfrang, M. Cramer, K. Baumung:

Brennstoffverhalten in aufgesiedeten Kühlkanälen natriumgekühlter Brutreak-
toren nach Verlust der Brennstabintegrität.
Jahrestagung Kerntechnik 88. Travemünde, 17.-19. Mai 1988, Kerntechnische
Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 187-90

W. Pfrang, M. Cramer, D. Struwe, K. Baumung:

Brennstoff- und Kühlmittelverhalten in Kühlkanälen natriumgekühlter Brut-
reaktoren nach Brennstabversagen in Bereichen mit flüssigem Natrium.
Jahrestagung Kerntechnik 88, Travemünde, 17.-19. Mai 1988. Kerntechnische
Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 191-94

P. Roysl, D. Thiem:

Berücksichtigung des neuen Kenntnisstandes bei der Simulation von UKDS Störfällen im SNR-300.

Jahrestagung Kerntechnik 88, Travemünde, 17.-19. Mai 1988, Kerntechnische Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 195-98. Atomwirtschaft-Atomtechnik, 33 (1988) S. 540-42

W. Peppler, A. Kaiser, H. Will:

Freezing of a thermite melt injected into an annular channel. Experiments and recalculations.

Experimental Thermal and Fluid Science, 1 (1988) S. 335-46

W. Peppler, H. Will:

Analysis of hexcan failures occurring during the simulation of severe accidents in liquid metal cooled reactors.

Nuclear Engineering and Design, 110 (1988) S. 73-93

K. Schleisiek, J. Aberle, H. Massier, K.P. Scherer, W. Väth, H.J. Leder, H.J. Schade:

Entwicklung fortschrittlicher Verfahren der Signalverarbeitung bei der Überwachung Na-gekühlter Reaktoren.

Mensch und Chip in der Kerntechnik, Techniken der Informationsverarbeitung, Bonn, 27.-28. Oktober 1987

Bonn: INFORUM, 1988, S. 462

1989

G. Grötzbach, S. Kotake:

Simulations with CALIPSO of in-pin fuel motion after pin failure.

U. Müller (Hrsg.)

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 1, S. 648-54, Braun-Verlag Karlsruhe, 1989

Ch. Homann, M. Bottoni, B. Dorr, D. Struwe:

Prediction of thermal-hydraulic behaviour of wall blockages in a fuel subassembly with the code BACCHUS-3D.

U. Müller (Hrsg.)

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 2, S. 1176-82, Braun-Verlag Karlsruhe, 1989

F. Huber, K. Mattes, W. Pepler:

Experiments with injection of thermite melt into sodium.

U. Müller (Hrsg.)

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 1, S. 290-96, Braun-Verlag Karlsruhe, 1989

A. Kaiser, F. Huber, M. Bottoni, B. Dorr:

Contribution to sodium boiling heat transfer, pressure drop, and void distribution in multi-pin geometry.

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 1, S. 610-16, Braun-Verlag Karlsruhe

S. Kotake, W. Pepler, H. Will:

Material motion during a simulated power transient in a single pin test with cosine power profile.

U. Müller (Hrsg.)

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 1, S. 640-47, Braun-Verlag Karlsruhe, 1989

W. Pepler, H. Will:

Material redistribution in failing bundle structures under simulated severe FBR accident conditions.

U. Müller (Hrsg.)

NURETH-4: Proc. of the 4th Internat. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, October 10- 13, 1989, Vol. 1, S. 633-39, Braun-Verlag Karlsruhe, 1989

P. Royl, R.O. Gauntt:

Ergebnisse des Gap in-pile Tests im ACRR zur axialen Brennstoffentladung in die Spalte zwischen Brennelementkästen bei hypothetischen Kernschmelzunfällen.

Jahrestagung Kerntechnik 89, Düsseldorf, 9.-11. Mai 1989.

Kerntechn. Ges. eV. Deutsches Atomforum eV. Bonn: INFORUM 1989, S. 223-26

H.J. Zimmer:

Untersuchungen zur Dampfexplosion mit Aluminiumoxid-Tropfen in Natrium.
KfK 4574 (Juni 89), Dissertation, Universität Karlsruhe, 1989

J. Aberle:

Akustische Messungen zur Siededetektion in der KNK II.
KfK 4580 (Juni 89)

H. Beckers, G. Geboers, G. Vanmassenhove, A. Verwimp, J. Aberle, S. Jacobi,
A. Rahn, K. Schleisiek, L. Schmidt:

Experiments Mol 7C/6 and 7: Design, Performance, Results and Preliminary
Interpretation.

Seminar on the Commission Contribution to Reactor Safety Research,
20-24 Nov. 1989, Varese (Italy); EUR-12343 (1990).

LWR-SICHERHEIT (Brennstabverhalten, Dynamische Belastung, Kondensation)

1987

R. Meyder:

Modelling of transient fuel rod behaviour and core damage during loss of coolant
accidents in a light water reactor.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 307-14

R. Krieg, B. Göller, G. Messemer, E. Wolf:

Failure pressure and failure mode of the latest type of German PWR
containments.

3rd Workshop on Integrity of Containments for Nuclear Power Plants,
Washington, D.C., May 21-23, 1986: Nuclear Engineering and Design 104
(1987), S. 381-90

G. Hailfinger, F. Eberle, J. Kadlec, R. Krieg:

Vibrations of a fluid filled cylindrical shell excited by an oscillating piston in the
fluid. Comparison between measurements and calculations.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 315-20

B. Göller, B. Dolensky, R. Krieg, G. Messemer, E. Wehner, M. Xu:

On the failure criterion of plastic instability.

Structural Mechanics in Reactor Technology: SMIRT; Trans. of the 9th Internat. Conf., Lausanne, CH, August 17-21, 1987, Rotterdam (u.a.): A.A. Balkema, 1987, Vol. B, S. 537-42

G. Class, S. Raff, R. Meyder:

The mechanism of violent condensation shocks.

International Journal of Multiphase Flow, 13 (1987), S. 33- 46

F. Eberle, J. Kadlec, G. Hailfinger, R. Scharnowell:

Experimental modal survey of a horizontal cylindrical shell partly filled with water.

KfK 4195 (Februar 1987)

B. Göller, R. Krieg, G. Messemer, E. Wolf:

On the failure of spherical steel containments under excessive internal pressure.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 205-19

1988

B. Göller, R. Krieg, G. Messemer, E. Wolf:

Failure pressure and failure mode of the bolted connection for the large component port in German PWR containments.

Nuclear Engineering and Design 106 (1988), S. 35-45

W. Hering, R. Meyder:

Evaluation of CORA-experiments using SCDAP. Severe Accidents in Nuclear Power Plants:

Proc. of an Internat. Symp., Sorrento, I, March 21-25, 1988. Wien: IAEA, 1988, Vol. 2, S. 423-30, IAEA-SM-296/31P

F. Eberle, B. Göller, R. Krieg:

Comparison between Calculated and Measured Eigenfrequencies for Spherical Steel Containment Shells.

Fourth Workshop on Containment Integrity, Washington D.C., June 15-17, 1988

1989

F. Eberle, B. Göller, R. Krieg, S. Raff, E. Wolf:

Special Aspects of Dynamic Containment Behavior.

Third Int. Seminar on Containment of Nuclear Reactors, Univ. of California,
Los Angeles, Aug. 10-11, 1989

H. Jacobs, R. Krieg:

Discussion of Steam Explosion Structural Consequences in German Pressurized
Water Reactors.

Third Int. Seminar on Containment of Nuclear Reactors, Univ. of California,
Los Angeles, Aug. 10-11, 1989

TECHNOLOGIE DER KERNFUSION

1987

A. Fiege, W. Gulden, W. Kramer:

Zur Sicherheit künftiger Fusionsanlagen.

KfK-Nachrichten, 19 (1987), S. 3-10

T. Malmberg:

Analysis of a proposal for the simplified determination of critical loads of elastic
shells.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 263-79

H. Schnauder, A. Wickenhäuser:

Potential influence of reliability analysis on component design in fusion reactors.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 489-500

G. Class:

3D Monte Carlo-Simulation der Molekelbewegung und der Wärmestrahlung in
Vakuum-Behältern. Rechenprogramm MOVAK3D.

KfK 4292 (Juli 1987)

E. Wehner, R. Krieg, B. Dolensky:

Load carrying capacity of canister type blanket elements for NET under accident
conditions.

Structural Mechanics in Reactor Technology: SMIRT; Trans. of the 9th Internat. Conf., Lausanne, CH, August 17-21, 1987, Rotterdam (u.a.): A.A. Balkema, 1987, Vol. B, S. 151-56

S. Raff, B. Dolensky, R. Krieg:

A simplified procedure for elastic buckling analysis.

Structural Mechanics in Reactor Technology: SMIRT; Trans. of the 9th Internat. Conf., Lausanne, CH, August 17-21, 1987, Rotterdam (u.a.): A.A. Balkema, 1987, Vol. B, S. 569-74

1988

E. Wehner, R. Krieg, B. Dolensky:

Canister type blanket elements for NET under accident overpressure. Theoretical and experimental investigations.

Fusion Engineering and Design, 6 (1988), S. 69-78

G. Class, K. Schramm:

Anlagentechnische Voraussetzungen für den flexiblen Einsatz von Test-Blankets in der NET-Fusionsanlage.

Jahrestagung Kerntechnik 88, Travemünde, 17.-19. Mai 1988. Kerntechnische Ges. e.V. Deutsches Atomforum e.V. Bonn: INFORUM 1988, S. 683-86

1989

S. Raff, R. Krieg, B. Dolensky:

Verification of a simplified procedure for buckling analysis.

A.H. Hadjian (Hrsg.)

Structural Mechanics in Reactor Technology: Transactions of the 10th Internat. Conf., Anaheim, Calif., August 14-18, 1989, Vol. B, S. 245-50

E. Wehner, R. Krieg, R. Meyder:

Assessment of the Structural Deformations Caused by a Postulated Local Break of a Toroidal NET Coil.

Fusion Technology 88, Elsevier Science Publishers B.V. 1989

CAD + ROBOTICS

1987

E.G. Schlechtendahl, J. Encarnacao:

Computer aided design. Fundamentals and system architectures.

Computer aided design. Fondamenti e architetture di sistema.

CAD, Szamitogeppel segített tervezés.

Berlin (u.a.): Springer, 1983, 341 S.: III. Milano: Ulrico Hoepli Ed., 1987

Budapest: Mueszaki Koenyvkialdo, 1987

E.G. Schlechtendahl, U. Gengenbach:

CAD data transfer - the goals and achievements of project 322, CAD interfaces (CAD*I).

ESPRIT 87 - Achievements and Impact: Proc. of the 4th Annual ESPRIT Conf., Bruxelles, B, September 28-30, 1987, Part 2, S. 1547-69, Amsterdam (u.a.): North-Holland, 1987

H. Rininsland, D. Smidt, H. Trauboth:

Advanced robotics R + D at KfK.

Advanced Robotics Programme Workshop on Manipulators, Sensors and Steps towards Mobility. Proceedings Karlsruhe, May 11-13, 1987, KfK 4316 (September 1987), S. 13-26

E.G. Schlechtendahl:

CAD supported handling systems for fusion reactors.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 461-74

1988

U. Kühnapfel, K. Leinemann, E.G. Schlechtendahl:

Graphics support for JET boom control.

Proc. of the Internat. Topical Meeting on Remote Systems and Robotics in Hostile Environments, Pasco, Wash. March 29 - April 2, 1987. La Grange Park, Ill.: ANS, 1988, S. 28-34

J. Benner, K. Leinemann:

Architecture of a telemanipulation system with combined sensory and operator control.

Guttropf, W. (ed.).

Advanced Sensor Technology: Proc. of the 7th Internat. Conf. on Robot Vision and Sensory Controls, Zürich. CH, February 2-4, 1988, Berlin (u.a.): Springer, 1988, S. 259-70

(FS Publications, Bedford, UK)

E. Trostmann, U. Kroszynski, B. Palstroem, E.G. Schlechtendahl:

CAD data exchange via neutral interface.

Enterprise Conf. Proc., Baltimore, Md., June 5-9, 1988.

Dearborn, Mich.: Society of Manufacturing Engineers, 1988 S. 2/95-2/108

D. Smidt, C. Blume, M. Wadle:

A multi-link multi-purpose advanced manipulator with a large handling hemisphere for out-door applications.

5th Internat. Symp. on Robotics in Construction, Tokyo, June 6-8, 1988

Proc., Vol. 1, Tokyo: Japan Society of Civil Engineers 1988 S. 625-34

1989

J. Benner, W. Till, C. Walz:

Automation of remote maintenance by an industrial robot mounted on a gantry crane.

Proc. of the 3rd Topical Meeting on Robotics and Remote Systems, Charleston, S.C., March 13-16, 1989

CONF-890304 (1989) Paper 1.1

I. Bey, E.G. Schlechtendahl:

On the way to standard CAD data exchange.

MICAD '89, Paris, F, 14. Februar 1989

Revue International de CFAO et d'Infographie, 4 (1989), No. 1, S. 1-25

C. Blume, K. Gremminger, G. Messemer, D. Smidt, M. Wadle:

EMIR - a combination of manipulator and robot for new out- door applications in unstructured environments.

Proc. of the 1989 IEEE Internat. Conf. on Robotics and Automation, Scottsdale, Ariz., May 14-19, 1989, Vol. 1, S. 383-90, Washington, D.C. (u.a.): IEEE, 1989

N. Brändli:

Korrekturer Datenaustausch zwischen CAD-Systemen.

VDI-Bericht, 723 (1989), S. 219-28

N. Brändli, M. Mittelstädt:

Exchange of solid models: current state and future trends.

Computer-Aided Design, 21 (1989), S. 87-96

B. Köhler:

GMS - a remote-controlled geometry measurement system for large fusion reactor components.

Proc. of the 3rd Topical Meeting on Robotics and Remote Systems, Charleston, S.C., March 13-16, 1989

CONF-890304 (1989), Paper 8.2

R. Krieg, E. Wehner, J. Hübener, A. Suppan:

Design optimization of an articulated boom for the NET in-vessel handling unit.

A.H. Hadjian (ed.)

Structural Mechanics in Reactor Technology: Transactions of the 10th Internat. Conf., Anaheim, Calif., August 14-18, 1989, Vol. N, S. 91-96

U.I. Kroszynski, B. Palström, E. Trostmann, E.G. Schlechtendahl:

Geometric data transfer between CAD systems: solid models.

IEEE Computer Graphics and Applications, 9 (1989), No. 5, S. 57-71

K. Leinemann, U. Kühnapfel, E.G. Schlechtendahl:

NET remote handling control system with CAD-support.

Proc. of the 3rd ANS Topical Meeting on Robotics and Remote Systems, Charleston, S.C., March 13-16, 1989

CONF-890304 (1989), Paper 5.2

E.G. Schlechtendahl:

The use of geometric models in robotic applications.

W. Strasser (ed.)

Theory and Practice of Geometric Modelling: Proc. of a Workshop, Blaubeuren, October 6-10, 1988. Springer-Verlag Berlin (u.a.), 1989, S. 403-17

E.G. Schlechtendahl:

Intelligent communication of product definition data.

G.X. Ritter (ed.)

Information Processing 89: Proc. of the IFIP 11th World Computer Congress, San Francisco, Calif., August 28 - September 1, 1989. North-Holland, Amsterdam (u.a.), 1989, S. 1029-32

M. Wadle:

An extended multi-joint robot (EMIR) for out-door applications.

Proc. of the 3rd ANS Topical Meeting on Robotics and Remote Systems, Charleston, S.C., March 13-16, 1989

CONF-890304 (1989), Paper 8.1

M. Wadle, M. Cramer:

Umwelterfassung und modellgestützte Kollisionsdetektion bei hochflexiblen Handhabungsgeräten.

Robotersysteme, 5 (1989), S. 9-16

M. Wadle, B. Köhler:

Kalibrierung eines Großroboters mit einem elektronischen Theodoliten.

Produktion (1989), Nr. 40, S. 8

THERMO- UND FLUIDDYNAMIK + STRUKTURMECHANIK + KONTINUUMSMECHANIK

1987

M. Bottoni, G. Willerding:

Advanced solution algorithms for transient multidimensional thermohydraulic flow problems in complex geometries with the program COMMIX-2/KfK.

Nuclear Engineering and Design, 100 (1987), S. 351-65

G. Grötzbach:

Direct numerical and large eddy simulation of turbulent channel flows.

Cheremisinoff, N.P. (ed.)

Encyclopedia of Fluid Mechanics, Vol. 6 - Complex Flow Phenomena and Modelling, Houston: Gulf Publ. Co. 1987, S. 1337-91

G. Class, F. Eberle, G. Gering, R. Meyder, P. Philipp, K.H. Lang, W. Sengpiel:
Untersuchungen zu transienten Austauschvorgängen in Zweiphasenströmungen (NOVA-Programm).

Projekt Nukleare Sicherheit, Jahresbericht 1986, KfK 4100 (September 1987),
S. 4100/79-4100/93

T. Malmberg:

On the derivation of thermodynamic restrictions for materials with internal state variables.

KfK 4284 (Juli 1987)

1988

G. Grötzbach:

Turbulent heat transfer in an internally heated fluid layer.

Y. Iwasa (Hrsg.)

Proc. of the 3rd Internat. Symp. on Refined Flow Modelling and Turbulence Measurement, Tokyo, J, July 26-28, 1988

Tokyo: Internat. Assoc. for Hydraulic Research, 1988, S. 199-206

H. Borgwaldt, G. Grötzbach, Cl. Günther:

Erweiterte Möglichkeiten thermo-fluiddynamischer Berechnungen durch den Einsatz von Vektorrechnern.

KfK-Nachrichten, 20 (1988) S. 152-62

T. Malmberg:

Nicht-isotherme Theorie großer Deformationen thermoelastischer Schalen.

Teil 1: Auswertung von Energiebilanzbedingungen, KfK 4374 (September 1988)

Teil 2: Auswertung von Entropiebilanzbedingungen, KfK 4375 (September 88)

1989

G. Grötzbach:

Numerische Simulation turbulenter Konvektion in Kanälen.

A. Schreiner (ed.)

Tagungsband anlässlich des Symposiums zur Vorstellung des Projektes ODIN und zur Inbetriebnahme des Höchstleistungsrechners Siemens VP 400- EX, Karlsruhe, 13.-14. April 1989, Universität Karlsruhe, 1989, S. 113-31

M. Wadle:

A new formula for the pressure recovery in an abrupt diffusor.
International Journal of Multiphase Flow, 15 (1989), S. 241- 56

SONSTIGE BEREICHE

1987

I. Schub, V. Heinzl, H. Keschtkar:

Formkörper mit hoher Härte und hoher Zähigkeit für die Bearbeitung von Metallen, Hartmetallen, Keramiken und Gläsern und Verfahren zu seiner Herstellung.

DE-OS 35 19 710 (4.12.1986), DE-PS 35 19 710 (24.2.1987)

D. Smidt:

Verfahren zur Musterklassifikation, insbesondere für die schnelle Klassifikation von Phonemen.

DE-OS 36 10 859 (15.10.1987)

V. Heinzl:

Verlöten von titannitridbeschichteten Oberflächen mit Nickelbasisloten.
Schweißen und Schneiden, 39 (1987), S. 611-16

V. Heinzl, J. Holzinger:

Anlage zur Erzeugung von Prozeßdampf durch Solarenergie unter Direktverdampfung.

DE-OS 35 26 122 (22.1.1987)

V. Heinzl, J. Holzinger:

Anlage zur Erzeugung von Prozeßdampf durch Solarenergie unter Direktverdampfung und Umwälzung des Wärmeträgers durch Naturkonvektion.

DE-OS 35 27 708 (12.2.1987)

1988

V. Heinzel:

Solare Prozeßwärmeerzeugung - Versuchsanlage in der Türkei.
Sonnenenergie, 1 (1988), S. 28-29

W. Pepler:

Vorrichtung zum Auskoppeln von Wärme z.B. beim kombinierten Gasturbinen-
Dampfturbinen-Prozeß.
DE-OS 36 37 872 (19.5.1988)

1989

V. Heinzel:

Operation of a 170 kW process steam solar plant at Istanbul.
ISES-Solar World Congress, Kobe, J, September 4-8, 1989

V. Heinzel, J. Holzinger:

Operational experiences with boiling water collectors.
ISES-Solar World Congress, Kobe, J, September 4-8, 1989

Anhang 2: Promotionen und Habilitationen im Institut für Reaktor- entwicklung

Promotionen

M. Fischer	27.07.1967
H. Uhrig	27.07.1967
W. Frisch	12.06.1968
G. Schmidt	11.07.1968
G. Keßler	11.07.1968
E. Schönfeld	19.02.1969
E.G. Schlechtendahl	30.06.1969
G. Friz	30.06.1969
W. Dänner	22.01.1970
W. Lang	12.05.1970
K. Thormeier	12.05.1970
G. Heusener	09.07.1970
G.F. Schultheiß	11.11.1970
K. Gast	11.02.1971
W. Pepler	08.06.1971
T. Malmberg	08.07.1971
F. Hofmann	11.02.1972
R. Krieg	30.05.1972
H. Sameith	09.02.1973
D. Kirsch	09.02.1973
K. Schleisiek	09.07.1973
P. Wirtz	09.07.1973
U. Schumann	10.07.1973
H. Hoffmann	10.07.1973
B. Kuczera	08.02.1974
R. Meyder	08.02.1974
G. Enderle	10.07.1975
Y.S. Hoang	13.02.1976
R. Schuster	25.06.1976
R. Riethmüller	25.06.1976
D. Struwe	17.02.1977
G. Lörcher	17.02.1977

G. Grötzbach	17.02.1977
R. Liebe	24.06.1977
B. Göller	14.02.1979
H. Mösinger	20.07.1979
R. Ladisch	20.07.1979
F. Kedziur	13.02.1980
W. Sengpiel	13.02.1980
K. Leinemann	29.06.1981
S. Raff	15.02.1982
L. Kleiser	16.02.1982
H. Buchner	11.02.1983
M. Ando	11.02.1983
T. Morita	16.12.1983
J. Benner	20.01.1984
M. Geiß	05.07.1985
M. Wadle	20.12.1985
St. Misu	18.04.1986
B. Schinke	10.07.1986
K.L. Nissen	09.02.1988
W. Weick	18.01.1989
H.J. Zimmer	17.02.1989

Habilitationen

G.F. Schultheiß	22.06.1976
U. Schumann	23.05.1979
L. Caldarola	16.01.1980

Anhang 3: Bücher

G. Enderle, K. Kansy, G. Pfaff
Computer Graphics Programming
Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York Tokyo (1984)

W. Frisch
Analogrechnen in der Kernreaktortechnik
G. Braun Karlsruhe (1971)

R. Krieg
Wie sicher sind Kernreaktoren ?
Verlag Bonn Aktuell (1988)

E.G. Schlechtendahl, ed.
Specification of a CAD*I Neutral File for CAD Geometry
Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York Tokyo (1. Auflage 1986,
2. Auflage 1987, 3. Auflage 1988)

J. Encarnacao, E.G. Schlechtendahl
Computer Aided Design
Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York Tokyo (1983)
Auflagen in Russisch (1986), in Italienisch (1987), in Ungarisch (1987),
in Chinesisch (1989)

E.G. Schlechtendahl
CAD Data Transfer for Solid Models
Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York Tokyo (1989)

D. Smidt
Reaktortechnik Bd. 1 u. 2
G. Braun Karlsruhe (1. Auflage 1971, 2. Auflage 1976)

D. Smidt
Reaktor-Sicherheitstechnik
Springer-Verlag Berlin Heidelberg New York (1979)

Anhang 4: Mitgliedschaften von IRE-Mitarbeitern

Mitarbeiter des IRE sind bzw. waren Mitglied bei folgenden Gremien und Institutionen:

Universität Karlsruhe, Institut für Reaktortechnik.

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK).

RSK-Unterausschüsse.

Nuclear Engineering & Design, Editor Board.

Engineering with Computers, Editor Board

Whole Core Accident Codes Group, einer Untergruppe der Safety Working Group.

EAC-Users Group der CGC5 Advising Group des JRC Ispra.

KNK II-Sicherheitsbeirat.

Sachverständigentätigkeit für den TÜV-Mannheim im Rahmen von KKW-Genehmigungsverfahren.

Sachverständigenkreis Leichtwasserreaktoren.

Sachverständigenkreis Sicherheitsbehälter.

Sachverständigenkreis Notkühlung.

International Atomic Energy Agency (IAEA): Auslandstätigkeiten im Rahmen des Programms zur technischen Unterstützung von Entwicklungsländern.

Microelectronics in LMFBR's. Group der Safety Working Group des FRCC.

Arbeitsgemeinschaft "Stoffgesetze".

International Association for Structural Mechanics in Reactor Technology e.V.

Safety and Environment Expert Group in Fusion Technology- Progr./NET-Projekt

Expert Group on Remote Handling in Fusion Technology- Progr./NET-Projekt.

Fachausschuß "Rechnergestütztes Entwerfen und Projektieren", Gesellschaft für Informatik, Bonn.

Intern. Standardization Organization ISO-TC 184/SC4/WG1 "Product Definition Data".

Fachgruppe 4.2.1 "Rechnerunterstütztes Entwerfen und Konstruieren", Gesellschaft für Informatik.

ESPRIT Project 322 (CAD-Interfaces) Project Board

Arbeitskreis 1 (CAD-Referenzmodell) der Fachgruppe 4.2.1 (Titel s. oben) Gesellschaft für Informatik.

NAM-UA 96.2.1 (IRDATA Normenausschuß im DIN).

NAM-UA 96.2.2 (IRDATA Normenausschuß im DIN).

NAM-AA 96.2 (Industrielle Organisation).

Normenausschuß DIN/NAM 96.4(TAP), Frankfurt.

Intern. Standardization Organization ISO-TC 184/SC 2/WG 4 (Programming Methods and Languages for Manipulating Industrial Robots).

CIM-Europe Special Interest Group 4, Design for Automated Manufacturing.

Kommission CIM im DIN, Projektgruppe CAD.

IRAG User Group, Frankfurt.

FH Karlsruhe, Fakultät Informatik.

Anhang 5

F + E- Personaleinsatz in %

