

DEUTSCHES ATOMFORUM E. V. (DAtF)

DAtF  
SONDERDRUCKE



S - 16 (AUGUST 1974)

**Sicherheitsforschung  
in der Bundesrepublik  
Deutschland**

Von F. Mayinger, Hannover

SONDERDRUCK AUS "ATOMWIRTSCHAFT", HEFT 6 (1974) S. 288-295

# Was ist das Deutsche Atomforum

Das Deutsche Atomforum ist eine private, gemeinnützige Vereinigung (e. V.), in der Politik, Verwaltung, Wirtschaft und Wissenschaft vertreten sind. Die repräsentative Beteiligung schließt jede einseitige Ausrichtung auf die Interessen einer Bevölkerungsgruppe, einer politischen Partei, eines Wirtschaftszweiges aus.

## Was tut das Deutsche Atomforum?

Das Deutsche Atomforum fördert in der Bundesrepublik Deutschland auf der Basis freiwilliger Zusammenarbeit die Entwicklung und friedliche Nutzung der Kernenergie, auf die die Öffentlichkeit wegen der Bedeutung in Medizin, Biologie, Forschung, Elektrizitätsversorgung und Industrie nicht verzichten kann.

Die Schwerpunkte der Tätigkeit des Deutschen Atomforums liegen

- in der fachkundigen Mitwirkung bei der Klärung von Grundsatzfragen und Rahmenbedingungen organisatorischer, rechtlicher und technischer Art,
- in der Erleichterung des Austausches von Kenntnissen, Erfahrungen und Meinungen,
- in der Unterrichtung der Öffentlichkeit und der Erstellung von entsprechendem Informationsmaterial,
- in der Zusammenarbeit mit ausländischen und internationalen Organisationen.

## Wer arbeitet im Deutschen Atomforum mit?

Ende 1973 hat das Deutsche Atomforum etwa 600 Mitglieder, darunter 400 Einzelmitglieder, über 120 Unternehmen der gewerblichen Wirtschaft und etwa 80 öffentliche Einrichtungen, staatliche Stellen und Verbände. Korporativ angeschlossen ist die Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum mit etwa 700 Mitgliedern, die in der Kerntechnik oder verwandten Disziplinen tätig sind. Die Einzelmitglieder des Deutschen Atomforums arbeiten in Wissenschaft und Lehre, in Handel und Industrie, in Verwaltung und Politik.

Die Mitgliedsunternehmen kommen aus allen Zweigen der gewerblichen Wirtschaft vom Elektrizitätsversorgungsunternehmen über alle Bereiche der herstellenden Industrie bis zu Banken und Versicherungen.

Forschungseinrichtungen, Stellen des öffentlichen Lebens, technisch-wissenschaftliche Vereine und Verbände fördern die Arbeit des Deutschen Atomforums durch aktive Mitgliedschaft.

Mitglied des Deutschen Atomforums kann jeder werden, der die Aufgaben und Ziele der Vereinigung unterstützt.

## Wie ist das Deutsche Atomforum aufgebaut?

Oberstes Organ des Deutschen Atomforums ist die Mitgliederversammlung, die einmal im Jahr zusammentritt.

Das Präsidium besteht aus Vertretern der Wissenschaft, der Wirtschaft und der Politik. Aus seiner Mitte wird der Präsident des Deutschen Atomforums gewählt. Das Präsidium stellt die Richtlinien für die Tätigkeit des Deutschen Atomforums auf und legt dem Verwaltungsrat Rechenschaft über diese Tätigkeit ab.

Vier ständige Arbeitskreise „Technik und Industrie“, „Öffentlichkeitsarbeit und Presse“, „Recht und Verwaltung“ und „Wirtschaft und Industrie“ sowie die Kerntechnische Gesellschaft erledigen die Aufgaben des Deutschen Atomforums im einzelnen.

Die laufenden Geschäfte des Deutschen Atomforums besorgt die Geschäftsführung.

## Wie finanziert sich das Deutsche Atomforum?

Die dem Deutschen Atomforum zur Erfüllung seiner Aufgaben erwachsenden Ausgaben werden durch Mitgliedsbeiträge, Zuwendungen, Spenden, Zuschüsse der öffentlichen Hand sowie eigene Erträge und Einnahmen gedeckt.

## Wo kann man mehr über das Deutsche Atomforum erfahren?

Die Geschäftsstelle des Deutschen Atomforums beantwortet alle Fragen und steht für jede Auskunft über die friedliche Nutzung der Kernenergie zur Verfügung.

Eigene Schriften behandeln einschlägige Spezialthemen. Die Anschrift der Geschäftsstelle ist:

**Deutsches Atomforum e. V.**  
**53 Bonn 1**  
**Allianzplatz, Haus X**  
**Tel. 02221 / 22 70 37**

## SICHERHEITSFORSCHUNG IN DER BRD

von

Prof. Dr. -Ing. Franz Mayinger

Professor Dr. -Ing. Franz Mayinger, geboren am 2.9.1931 in Augsburg, studierte an der Technischen Hochschule München Maschinenbau. Anschließend wurde er wissenschaftlicher Assistent bei Professor E. Schmidt und promovierte dort mit einer Dissertation auf dem Gebiet der Thermodynamik. Im Jahre 1962 übernahm er bei der Maschinenfabrik Augsburg-Nürnberg, Werk Nürnberg, die Leitung eines kerntechnischen Versuchsfeldes und führte dort unter anderem experimentelle und theoretische Untersuchungen über die Thermohydraulik und die Wärmeübertragung im Core leichtwassergekühlter Kernreaktoren durch.

Am 1. Oktober 1969 wurde Professor Mayinger an den neu gegründeten Lehrstuhl für Verfahrenstechnik der Technischen Universität Hannover berufen. Ein großer Teil seiner Forschungsarbeiten ist dort ebenfalls der Wärmeübertragung im Kernreaktor, insbesondere der Kernnotkühlung, und der thermohydraulischen Beherrschung von Störfällen gewidmet.

Im Jahre 1970 wurde Professor Mayinger in die Reaktorsicherheitskommission berufen, der er bis heute angehört. Weiterhin ist er für das Bundesministerium für Forschung und Technologie im Rahmen des Forschungsprogrammes "Reaktorsicherheit" beratend tätig.

# Sicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland

Von F. Mayinger, Hannover

### 1. Einleitung

Der zunehmende Einsatz von Kernkraftwerken zur Energieversorgung macht bei der in der Bundesrepublik gegebenen Besiedelungsdichte und -struktur ein Vorrücken dieser Anlagen in stadtnahe Standorte eher erforderlich als in anderen weniger dicht besiedelten Ländern. Dies war einer der Gründe, die den *Bundesminister für Bildung und Wissenschaft* veranlaßten, im August 1970 ein Forschungsprogramm zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren anzukündigen, das dann im August 1972 in seiner detaillierten

Anschrift des Verfassers:  
Prof. Dr. F. Mayinger, Institut für Verfahrenstechnik der TU Hannover,  
3 Hannover, Callinstr. 15 F.

Überarbeitete Fassung des Übersichtsvortrages, gehalten auf der Reaktortagung 1974 des Deutschen Atomforums und der Kerntechnischen Gesellschaft vom 3.—5. 4. 74 in Berlin.

In der Bundesrepublik werden umfangreiche Arbeiten für die Reaktorsicherheit durchgeführt. Im Forschungsprogramm Reaktorsicherheit für Leichtwasserreaktoren in der Zuständigkeit des BMFT werden zur Zeit über 100 Einzelthemen untersucht. Für die Jahre 1972 bis 1976 stehen Förderungsmittel von annähernd 200 Mio. DM für diese Vorhaben zur Verfügung. Die Planung und Zielsetzung der einzelnen Forschungsvorhaben wird von Sachverständigenkreisen durchgeführt, denen reaktorspezifisch klar abgegrenzte Aufgabengebiete zugewiesen wurden. Hauptthemengruppen sind Störfallverhütung, Beherrschung der Auswirkungen von Störfällen und Beseitigung von Störfallfolgen. Besonders in der zweiten Gruppe werden umfangreiche Versuchsprogramme abgewickelt: Blow-down-Versuche, Notkühlversuche sowie ein Forschungsprogramm Coreschmelzen.

Zielsetzung vorgestellt wurde und das — inzwischen in die Zuständigkeit des *Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT)* übergegangen — für die Jahre 1972 bis 1976 Förderungsmittel in Höhe von nahezu 200 Mio. DM vorsieht. Aus Gründen einer klaren geschlossenen Darstellung, aber auch angesichts der von der Bundesregierung gewählten Ausrichtung seien diese Ausführungen auf dieses Forschungsprogramm Leichtwasserreaktoren beschränkt und die ebenfalls sehr umfangreichen Arbeiten für die Sicherheit des natriumgekühlten schnellen Brütters und des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors unerwähnt gelassen. Die Klassifizierung eines Forschungsprogrammes Reaktorsicherheit ergibt sich einfach und selbstverständlich aus den Forderungen, daß es zunächst gilt: Störfälle und Unfälle zu verhüten, dann aber, da kein Schutzsystem absolut und vollkommen sein kann,

Auswirkungen von Unfällen in für die Umgebung unschädlichem Maße sicher zu beherrschen und schließlich dafür Sorge zu tragen, nach dem Unfall die Folgen im Kraftwerk zu beseitigen.

Bei dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik im Bau und im Betrieb von Kernkraftwerken ist diese Klassifizierung zu pauschal, da weltweite Anstrengungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung seit rund 20 Jahren, verglichen mit anderen konventionellen Anlagen und Maschinen, beachtliches Wissen vermitteln.

Die Sicherheitsforschung konzentrierte sich zunächst — aus selbstverständlichen und leicht einsehbaren Gründen — auf die mit etwas größerer Wahrscheinlichkeit behafteten Unfallursachen und Unfallereignisse und stellte äußerst unwahrscheinliche, sogenannte hypothetische Unfälle in der Dringlichkeitsliste für ihre Erforschung etwas zurück. Soweit bei der ersten Kategorie noch Wissenslücken vorhanden sind, werden sie bei der Auslegung und im Genehmigungsverfahren durch konservative Annahmen überbrückt. Aus diesen besonders für das Genehmigungsverfahren spezifischen Gesichtspunkten kann man den vorhergenannten Forderungen eine zweite Klassifizierung substituieren und das Forschungsprogramm einteilen in Arbeiten:

1. zum Schließen von Wissenslücken über Ursachen und Ablauf der Störfälle und Vertiefung des Verständnisses extrem seltener Störfälle;
2. zur Verbesserung der Sicherheit durch betriebliche Maßnahmen;
3. zum Schließen von Wissenslücken, die bisher im Genehmigungsverfahren durch konservative Maßnahmen überbrückt wurden;
4. zur Verbesserung von Komponenten.

## 2. Beratungsgremien und Organisation

Die detaillierte Planung und Zielsetzung der einzelnen Forschungsvorhaben wird von durch den BMFT berufenen Sachverständigenkreisen durchgeführt, denen reaktor-spezifisch klar abgegrenzte Aufgabengebiete zugewiesen wurden.

Zur Zeit existieren Sachverständigenkreise für die Forschungsprojekte:

- Blow-down im Containment
- Notkühlung
- Coreschmelzen
- Berstsicherheit
- Äußere Einwirkungen
- Qualitätssicherung
- Werkstoff und Festigkeit
- Geräte für den Notfall und zur Störfallbeseitigung.

Weiterhin hat der BMFT beim *Institut für Reaktorsicherheit* eine Abteilung Forschungsbetreuung eingerichtet, der die sachliche, terminliche und kostenmäßige Verfolgung der Forschungsprojekte und -vorhaben obliegt. Diese Organisation zur Abwicklung des Forschungsprogrammes soll

- die fachliche Kompetenz bei der Durchführung,
- den optimalen Einsatz der zur Verfügung stehenden Mittel,
- die Transparenz der Entscheidungen und
- den Informationsfluß sicherstellen.

Die Organisation der Reaktorsicherheitsforschung ist in Abb. 1 schematisch dargestellt.

## 3. Forschungsprogramm

Das durch einen Ad-hoc-Ausschuß beratene und empfohlene und durch die Sachverständigenkreise im Detail behandelte Forschungsprogramm setzt sich zur Zeit aus über 100 Einzelthemen zusammen. Es wäre einer Übersicht über das Forschungsprogramm wenig dienlich und zudem ermüdend und unanschaulich, wollte man alle diese Forschungsthemen hier einzeln aufzählen. Deshalb soll versucht werden, durch Herausgreifen von Schwerpunkten und durch eine übersichtliche Zusammenfassung zu Themengruppen ein fundierte Information zu geben. Für die Zusammenfassung zu Themengruppen bietet sich die einleitend dargestellte einfache Klassifizierung an, nämlich

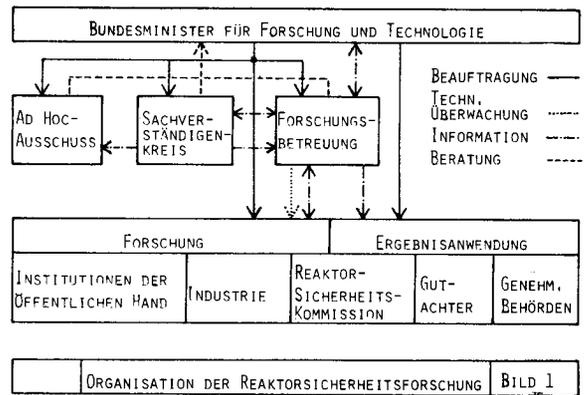


Abb. 1: Organisation der Reaktorsicherheitsforschung.

- Störfallverhütung,
- Beherrschung der Auswirkungen von Störfällen und
- Beseitigung von Störfallfolgen.

### 3.1. Störfallverhütung

Untersuchungen zur Verhütung von Stör- und Unfällen werden zwangsläufig mit einer sorgfältigen Systemanalyse über Unfallursachen und -möglichkeiten beginnen. Weitere Ansatzpunkte (Tab. 1) für die Verhütung von Störfällen sind konstruktive Maßnahmen sowie eine Beherrschung der Festigkeit der im Reaktorbau verwendeten Materialien. Eine ständige Betriebsüberwachung durch Wiederholungsprüfungen auf Riß- und Fehlerverhalten trägt dazu bei, die Eintrittswahrscheinlichkeit des mechanischen Versagens von Reaktorkomponenten erheblich zu verringern. Störfälle können aber auch durch unsachgemäße Bedienung seitens des Betriebspersonals herbeigeführt werden; deshalb kommt der Ausbildung von Operateuren, aber auch der Analyse menschlicher Funktionen erhebliche Bedeutung zu. Schließlich seien in dieser Kategorie noch Maßnahmen zur Vermeidung auch hypothetischer Störfälle genannt, denen die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Berstsicherheit für Druckbehälter und Reaktorkomponenten dienen.

Arbeiten zur Reaktordynamik und zur Thermohydraulik im Core laufen seit vielen Jahren an verschiedenen internationalen und nationalen Forschungsinstitutionen. Die Aktivitäten im Rahmen dieses Sicherheitsprogrammes wenden sich deshalb einigen spezifischen Fragen wie z. B. der Analyse von Reaktivitätsexkursionen unter besonderer Berücksichtigung der thermohydrodynamischen Rückwirkung für Siedewasserreaktoren zu, die beim *Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung (LRA)*

Tabelle 1: Forschungsarbeiten zur Vermeidung von Störfällen

<b>1. Systemanalyse</b>	Reaktordynamik und Thermohydraulik Zuverlässigkeit komplexer Systeme
<b>2. Konstruktion und Festigkeit</b>	Konstruktive Gestaltung von RDB Festigkeitsuntersuchungen an Komponenten Qualitätssicherung durch Prüfverfahren
<b>3. Betriebsüberwachung</b>	Riß- und Fehlerverhalten Wiederholungsprüfung
<b>4. Personalschulung</b>	Ausbildung von Operateuren Analyse menschlicher Funktionen
<b>5. Hypothetische Störfälle</b>	Berstsicherheit für Komponenten Berstsicherheit für Druckbehälter

durchgeführt werden. Besondere Beachtung ist der Zuverlässigkeit komplexer Systeme zu widmen. Hier gilt es, Fehlerbäume verschiedener Untersysteme des Reaktors, wie des Reaktorschutzsystemes, zu erstellen. Aus den Fehlerbäumen, den zugehörigen Ausfallraten und den Reparatur- bzw. Fehlerentdeckungszeiten lassen sich dann Tendenzen für den unterschiedlichen Einfluß der einzelnen Teile des Reaktorschutzsystemes, der Versorgungseinrichtungen und der Regeleinrichtungen auf die Nichtverfügbarkeit des Gesamtsystemes ablesen. Diese Arbeiten zur Zuverlässigkeitstechnik und zur Systemanalyse werden ebenfalls am LRA durchgeführt.

Der Konstruktion und Festigkeit von Reaktorkomponenten kommt zweifellos bei der Störfallvermeidung erhebliche Bedeutung zu. An erster und zentraler Stelle ist hierbei das mit besonderer Dringlichkeit behandelte und bei der *Materialprüfungsanstalt Stuttgart*, in Arbeit befindliche Forschungsprogramm „Reaktordruckbehälter für den Druckbehälterstahl 22 Nickel-Molybdän-Chrom 37“ zu nennen. Darüber hinaus ist bei der Materialprüfungsanstalt Stuttgart auch ein mittel- und ein langfristiges Forschungsprogramm in Arbeit bzw. in Vorbereitung, worüber Tab. 2 näheren Aufschluß gibt.

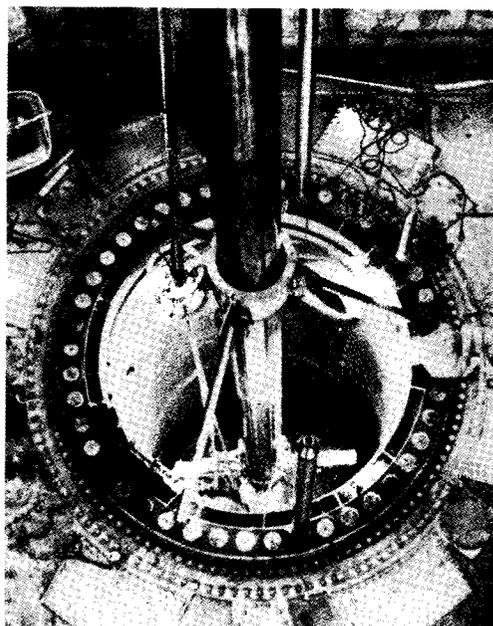
*Tabelle 2: Forschungsprogramm Reaktordruckbehälter*

<b>A Grundwerkstoff und Schweißverbindung</b>	
1. Systematische Ermittlung kritischer chemischer Zusammensetzung	
	in Abhängigkeit von
Vorwärmung, Wärmeerbringung, Wärmeleitung und Wärmenachbehandlung	
	mittels
Kleinproben	
Großproben	
Behälter in Zwischengröße	
Grundsatzuntersuchungen zur Ausscheidungskinetik	
2. Künstliche Versprödung	
<b>B Großbehälter</b>	
Bleche und Schmiedestücke	
Rundnähte	
Reparaturschweißung	
Innendruckversuche	

Die Untersuchungen im Dringlichkeitsprogramm haben insbesondere zum Ziel, sowohl die mit der Schweißbarkeit dieser Werkstoffe zusammenhängenden Fragen zu klären als auch Aussagen zu erarbeiten über mögliche kritische Zustände und deren Auswirkungen auf die Bruchsicherheit der Reaktordruckgefäße.

Darüber hinaus umfaßt das gesamte Forschungsprogramm für Werkstoffe, Konstruktion und Festigkeit jedoch einen wesentlich weiteren, langfristigen Rahmen. Es geht aus von den möglichen, die Qualität des Reaktordruckbehälters mindernden Einflüssen, die für die Sicherheit von Bedeutung sein können und die eventuell von den zur Verfügung stehenden Prüfverfahren zur Qualitätssicherung nicht oder nur beschränkt feststellbar sind. Alle Aktivitäten des Programms zielen darauf ab, die Versagenswahrscheinlichkeit von Reaktordruckbehältern zuverlässig zu erfassen und durch geeignete qualitätsverbessernde und -sichernde Maßnahmen zu verringern. Das Gesamtprogramm dieser Arbeiten hat insbesondere Untersuchungen zur Fehlerwahrscheinlichkeit, zur Bruchsicherheit, zur Optimierung der Reaktordruckbehältertechnik und die Entwicklung neuer Behälterkonzepte zum Ziel. Weiterhin sind Festigkeitsuntersuchungen an Rohren bei zügiger und schweller Druckbeanspruchung in Arbeit.

Zur Qualitätsverbesserung ist die Erforschung der Physik des Bruch- und Festigkeitsverhaltens allein nicht ausreichend. Sie muß ergänzt werden durch konstruktive Entwicklungsarbeit, gestützt durch rechnerische und experimentelle Analyse. Diese konstruktiven Entwicklungsarbeiten konzentrieren sich zur Zeit im wesentlichen auf die Flansch- und Stutzenbereiche von Druckbehältern. Sie be-



*Abb. 2: Ultraschall-Wiederholungsprüfung, Innenprüfung unterer Teil des Zentralmastmanipulators mit Reaktordruckbehälter (Foto MAN).*

rücksichtigen auch z. B. Wechselwirkungen von Rissen in Platten, Schalen und Verbindungssystemen und überprüfen quantitativ das Bruchverhalten von teilweise durchgehenden Rissen in Bauteilen und Konstruktionselementen.

Die Sicherheit eines Reaktordruckbehälters und anderer druckbeanspruchter Komponenten basiert aber auch auf der Qualität der Prüfverfahren während der Fertigung und während des Betriebes. Hier kommt der Entwicklung von zerstörungsfreien Prüfverfahren und den dazu erforderlichen Einrichtungen zur Fehlersuche an dickwandigen Behältern, meist kurz auch Wiederholungsprüfung genannt, erhebliche Bedeutung zu. Neben der Röntgendiagnose, die vorwiegend als fertigungsbegleitendes Prüfverfahren in Frage kommt, hat z. Z. insbesondere für Wiederholungsprüfungen an eingebauten, bereits in Betrieb befindlichen Reaktordruckbehältern das Ultraschall-Verfahren den höchsten Entwicklungsstand erreicht. Konstruktive, experimentelle und theoretische Arbeiten zum Einsatz dieser Prüfmethode werden seit Jahren in einem gemeinsamen Forschungsprogramm von den Firmen *MAN*, *Krautkrämer*, *KWU* und der *Bundesanstalt für Materialprüfung* in Berlin durchgeführt. Ziel dieser Entwicklungsarbeiten ist es, nicht nur das Reaktordruckgefäß, sondern auch alle anderen Primärkomponenten voll prüfbar zu machen. Die dabei entwickelten vollautomatisch in ihre jeweilige Meßposition transferierbaren Meßsonden wurden bereits in verschiedenen Kernkraftwerken eingesetzt. Sie gestatten beim Druckbehälter sowohl eine Prüfung von außen als auch von innen. Abb. 2 zeigt einen für die Innenprüfung geeigneten Manipulator.

Der aus einzelnen Schüssen zusammengesetzte Mast ist — im Bild nicht sichtbar — auf einer über dem Beckenrand verfahrbaren Brücke gelagert. Am unteren Ende des auf und ab beweglichen und um 360° drehbaren Mastes sitzen die Ausleger für die Prüfsysteme. Die Zentrierung im Reaktordruckbehälter erfolgt über einen Stützstern.

Abb. 3 zeigt ein für die Außenprüfung am zylindrischen Behälterteil einsetzbares System auf dem Versuchsstand. Das Prüfsystem sitzt auf einem Prüfswagen, der bei der Prüfung von einer im Spalt zwischen Betonabschirmung und Druckbehälter angebrachten Schiene geführt wird.

Neben der Ultraschallprüfung gibt es aber noch eine Reihe anderer physikalischer Effekte, die zur Rißauffin-

dung und -überwachung herangezogen werden können. Aus den in der Bundesrepublik in Entwicklung befindlichen Verfahren sind zu nennen: die Schallemissionsanalyse, das Wirbelstromverfahren, aber auch die Verarbeitung stochastischer Signale aus Neutronenfluß, Kühlmitteldruck oder Temperatur.

Die Schallemissionsanalyse soll zu einem kontinuierlich arbeitenden Warnsystem für Druckgefäße von Kernreaktoren entwickelt werden, das Informationen über den geometrischen Ort von wachsenden Rissen liefert und die Gefahr eines etwaigen Versagens des Druckgefäßes frühzeitig anzeigen soll. Darüber hinaus ist auch vorgesehen, bei einer wiederholenden Druckprobe zur Fehlerortung dieses Warnsystem heranzuziehen. Das Wirbelstromverfahren dient zur Oberflächenrißprüfung für Unterwasserprüfungen der inneren schweißplattierten Oberfläche von Druckbehältern. Durch die Anwendung statistischer Analyseverfahren gewinnt man einerseits Erkenntnisse über das örtliche und zeitliche dynamische Verhalten von Reaktoren bei Nennleistung, andererseits erhält man aber auch Hinweise auf eventuell gefährliche Schwingungen von Kerneinbauten. Vibrationen von Kerneinbauten können über Reaktivitätseinwirkungen, stochastische Schwankungen der Kühlmitteldichte und -temperatur hervorrufen und aus diesen sich eventuell im Laufe der Zeit ändernden Signalen lassen sich wieder Rückschlüsse auf Schwingungsände-

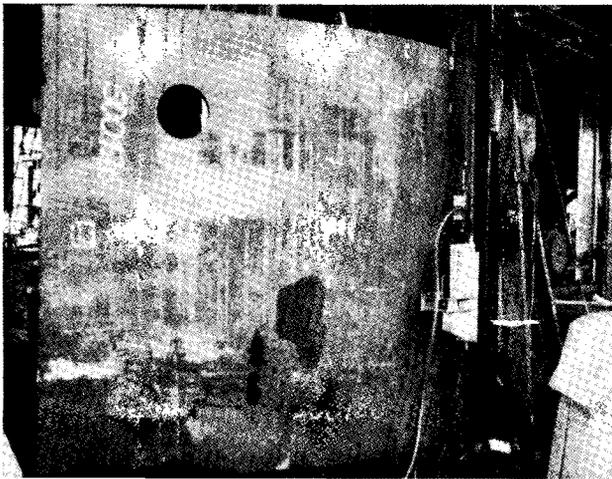


Abb. 3: Ultraschall-Wiederholungsprüfung, Prüfstand zur Erprobung der Außenprüfung mit Testkörper (Foto MAN).

rungen und damit auch Fehler in der Coretragkonstruktion ziehen. Parallel dazu werden theoretische und experimentelle Untersuchungen über Schwingungserscheinungen fluidumströmter Kerneinbauten durchgeführt, die schon im Projektierungsstadium Aussagen über das dynamische Verhalten der Reaktoreinbauten ermöglichen sollen.

Jede technische Anlage wird auch bei weitgehender Automatisierung schließlich und endlich vom Menschen überwacht und gesteuert. Deshalb kommt im Rahmen der Bemühungen zum sicheren Betrieb eines Kernkraftwerkes auch der Personalschulung und der Pflege des Zusammenspiels von Reaktoranlage und Betriebspersonal erhöhte Bedeutung zu. An den Anfang der Überlegungen und Untersuchungen zur Personalschulung wurde eine Studie über den derzeitigen Stand und die zukünftig anzustrebende Ausbildung des mit der Leitung von Reaktoranlagen beauftragten Personals gestellt. Diese Studie ist bereits abgeschlossen und fordert als Ergebnis insbesondere, daß die formale Basis für die Aus- und Weiterbildung und für den Qualifikationsnachweis des Bedienungspersonals weiter zu entwickeln ist. In einem weiteren Schritt zur Personalschulung wurde dann die Ermittlung und Analyse menschlicher Funktionen beim Betrieb von Kernkraftwerken in Angriff genommen. Sie sollen schließlich überleiten in die Aufstellung von theoretischen Funktionsschemen menschlichen Verhaltens im Kernkraftwerk.

Durch sorgfältige und umfangreiche Kontrollen und Prüfungen zur Qualitätssicherung ist zweifelsfrei gewährleistet, daß das Vorhandensein oder Anwachsen eines kritischen Risses und damit ein Druckbehälterversagen mit an-

Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden kann. Stadtnahe Standorte von Kernkraftwerken gebieten jedoch auch noch Restrisiken in Betracht zu ziehen, die in der sonst üblichen rechtlichen und technischen Praxis wegen ihres extrem geringen Wahrscheinlichkeitsgrades stets außer acht gelassen werden. Unter diesen Überlegungen ist im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung auch ein Programm zur Berstsicherung von Reaktordruckbehältern und anderen druckführenden Komponenten angelaufen. Nach Studium verschiedener konstruktiver Möglichkeiten für eine Berstsicherung von Reaktordruckbehälter, primärkühlmittelführenden Rohrleitungen und Dampferzeugern und nach intensiven konstruktiven Entwicklungsarbeiten hat die KWU für das geplante Kernkraftwerk der BASF ein technisch durchdachtes Konzept für eine Berstsicherung vorgestellt.

Zur Entwicklung und Erprobung dieses Systems sind eine Reihe von Forschungsarbeiten nötig, die sich insbesondere mit der Ermittlung von kritischen Belastungsverteilungen, Untersuchungen der Festigkeit von Spannstählen und deren Verankerung bei Schlagbeanspruchungen, der Gewinnung erster Aussagen über das Wärmedämm- und Erosionsverhalten von Isolierbeton und mit der spannungsfreien Kernbehälterabstützung befassen. Ein weiteres Problem ist die ungehinderte Möglichkeit von Inspektionen des Reaktordruckbehälters und der übrigen Komponenten.

### 3.2. Beherrschung der Auswirkungen von Störfällen

Ein Unfall kann durch Fehler im System, also durch reaktorinterne Ereignisse, aber auch durch äußere Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz und Gasexplosionen entstehen (Tab. 3). Als größter anzunehmender Unfall infolge eines Fehlers im System ist der Bruch einer großen primärkühlmittelführenden Rohrleitung zu verstehen. Bei seinem Eintritt muß gewährleistet sein, daß keine unzulässigen radioaktiven Belastungen der näheren und weiteren Umgebung des Kernkraftwerkes entstehen. Der Rückhaltung der radioaktiven Produkte dient dann der Sicherheitsbehälter, dessen Integrität stets gewährleistet sein muß.

Tabelle 3: Forschungsarbeiten zur Beherrschung des Unfallablaufs

- |   |   |
|---|---|
| <b>1. Blow-down</b>                             | Beanspruchung von Reaktorkomponenten<br>Druckunterdrückung<br>Überströmvorgänge im Sicherheitsbehälter    |
| <b>2. Notkühlung</b>                            | Wärmeübergang im Core<br>Kreislaufverhalten<br>Brennstabverhalten   |
| <b>3. Hypothetischer Störfall Coreschmelzen</b> | Wärmetechnische Probleme<br>Metallurgische und chemische Fragen<br>Stoffwerte und radioaktive Freisetzung |
| <b>4. Äußere Einwirkungen</b>                   | Erdbeben<br>Flugzeugabsturz<br>Gasexplosionen   |

Das Core entwickelt bekanntlich auch im abgeschalteten Zustand Nachwärme, die über hinreichend lange Zeit zuverlässig und bei ausreichend tiefen Temperaturen der Brennstäbe abgeführt werden muß. Damit ergibt sich als zweiter Problemkreis die Notkühlung des Cores. Eine unzureichende Notkühlung könnte langfristig zum Schmelzen des Brennstoffes und der Coretragkonstruktion führen. Dies würde jedoch den äußerst unwahrscheinlichen Fall voraussetzen, daß alle Notkühlensysteme, die in vielfacher Redundanz vorhanden sind, nicht arbeiten. Eine bis ins letzte sichere Beherrschung von Unfallfolgen läßt es

● Lage der Bruchstellen

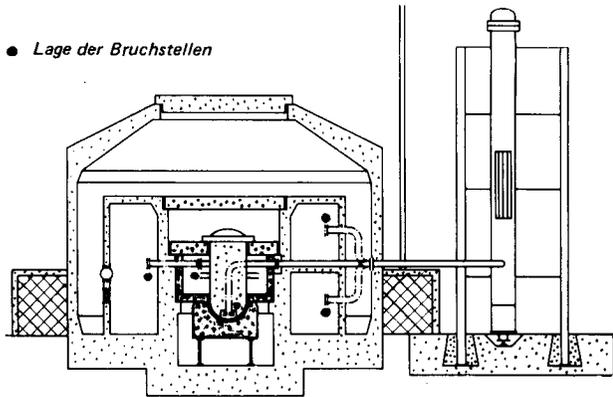


Abb. 4: Modellcontainment für Blow-down-Versuche (Bild: Battelle).

wünschenswert erscheinen, die physikalischen Vorgänge und Zusammenhänge auch solcher Störfälle zu erforschen, die völlig hypothetischen Charakter haben. Aus diesem Grund wurden auch Untersuchungen über das Coreschmelzen und das Verhalten eines geschmolzenen Cores mit in die Forschungsarbeiten einbezogen.

Äußere Einwirkungen können je nach Standort des Kernkraftwerkes durch Erdbeben oder Gasexplosionen und durch Absturz eines Flugzeuges entstehen. Gasexplosionen sind an Wasserstraßen, z. B. als Folge einer Havarie eines Flüssiggastankers, oder in der Nähe chemischer Fabriken zu befürchten.

#### Blow-down-Versuche

Die Untersuchungen zum Ausströmvorgang — Blow-down genannt — werden seit Jahren beim Battelle-Institut durchgeführt. Die jetzt in diesem Zusammenhang laufenden Arbeiten haben vor allem die Klärung der Vorgänge in der Anfangsphase der Druckentlastung, speziell der Ausströmrates in dieser Phase, sowie die Bestimmung der Beanspruchung der Kerneinbauten bei der Druckentlastung zum Ziel.

Im Rahmen einer internationalen Zusammenarbeit wurden auch im stillgelegten Kernkraftwerk Marviken in Schweden Blow-down-Untersuchungen durchgeführt. Wesentliches Ziel dieser Arbeiten war es, eine solide experimentelle Vergleichsbasis für die Überprüfung vorhandener Rechenmodelle zu haben, die z. B. vom LRA in Garching seit Jahren entwickelt werden. Weiterhin waren Untersuchungen des Verhaltens von freigesetztem Jod und Messungen über das Verhalten verschiedener Reaktorkomponenten wie Pumpen, Elektromotore, Kabel, Meßinstrumente in der Unfallphase vorgesehen.

Ein Störfall im Kernkraftwerk Würgassen, bei dem nach Öffnen eines Ventiles während eines Abblasevorganges durch pulsierende Druckbelastung der Boden der Kondensationskammer beschädigt wurde, war der akute Anlaß zu intensiven und umfangreichen Untersuchungen über die Kondensationsvorgänge beim Einblasen von Wasserdampf und Dampf-Wasser-Luft-Gemischen in eine Wasservorlage. Nach anfänglichen Modellversuchen wurden die Experimente in großem Maßstab in einem konventionellen Kraftwerk bei Mannheim durchgeführt. Die dabei gewonnenen Erfahrungen über die Dynamik beim Freiblasen der Entlastungsrohre und über die Kondensationsvorgänge beim Einblasen von Dampf in Wasser führten zu einer Reihe von Konstruktionsvorschlägen für neu gestaltete Ausblasegeometrien, die die Integrität des Kondensationskammerbodens gewährleisten.

Der Sicherheitsbehälter enthält bekanntlich eine Reihe von mit Überströmöffnungen versehenen einzelnen Räumen. Sollte eine dieser Überströmöffnungen zu knapp bemessen sein, so könnte sich beim Blow-down ein Überdruck in einer Kammer ausbilden, der zur Zerstörung der Zwischenwände und damit zur Gefährdung der Dichthaut des Sicherheitsbehälters führen könnte. Zur Untersuchung des Druckaufbaus und der Überströmvorgänge wurde bei Battelle das in Abb. 4 wiedergegebene Modellcontainment fertiggestellt und für den ersten Versuch instrumentiert.

Mit dieser Versuchsanordnung sollen alle für die Belastung eines mehrfach unterteilten Containments wichtigen Größen wie Drücke und Temperaturen in den einzelnen Kammern, Druckdiffe-

renzen und Splitteraufschläge bestimmt werden. Die experimentellen Ergebnisse werden mit Vorausberechnungen nach einem vom LRA erstellten Rechenprogramm verglichen und damit dieses Rechenprogramm so ertüchtigt, daß es mit großer Genauigkeit Vorhersagen über die zu erwartenden Verhältnisse unter Originalbedingungen erlaubt.

#### Versuchsprogramm Notkühlung

Einen thematisch breiten Rahmen, sowohl von der Komplexität der Aufgabenstellung als auch von der zentralen Bedeutung des Problems her gesehen, nehmen die Untersuchungen zum Notkühlverhalten wassergekühlter Kernreaktoren ein. Experimentelle und theoretische Arbeiten über die thermohydraulischen Vorgänge im Core während der Blow-down- und der anschließenden Wiederauffüllphase laufen seit vielen Jahren in aller Welt. Die wichtigsten Phänomene waren zu Beginn des hier vorgestellten Vierjahres-Programmes durchaus bekannt, jedoch mußten häufig mangelnde quantitative Detailkenntnisse bei der Auslegung und bei der Sicherheitsbetrachtung durch stark konservative Maßnahmen überbrückt werden. Angesichts des komplexen Charakters des Notkühlproblems, der eine rein theoretische Zugänglichkeit ausschließt, läge es nahe, bei seiner Erforschung so vorzugehen, daß man einen dem Primärkreis des Reaktors naturgetreu nachgebildeten Versuchskreislauf erstellt und dort den Reaktorunfall einschließlich seiner Gegenmaßnahmen, d. h. der Zuschaltung des Notkühlensystems, möglichst originalgetreu ablaufen läßt. Ähnlich aufgebaute Versuchsvorhaben wurden vor Jahren in den USA in Angriff genommen und führten gerade im ersten Versuchsstadium zu recht spektakulären Ergebnissen. Erinnerung sei an die sogenannte *Loft-semi-scale*-Versuche in Idaho.

Überdenkt man solche Versuche, so muß sich sofort die Frage aufdrängen, inwieweit die Versuchsbedingungen bei den versuchstechnisch notwendigerweise stark verkleinerten Maßstäben und angesichts der äußerst komplexen hydrodynamischen und thermodynamischen Verhältnisse wirklich reaktorähnlich sind und wie sie auf die Originalbedingungen im Kernkraftwerk übertragen werden können. Schon eine erste rohe Aufschlüsselung des Problems — man hat es mit instationären Zweiphasenströmungen, Wärmespeichervorgängen, rasch wechselnden Wärmeübergangsverhältnissen und stark geometrieabhängigen Strömungszuständen zu tun — zeigt, daß die Modellgesetze äußerst kompliziert sind und nur mit Hilfe einer sehr umfassenden theoretischen Analyse auf die Originalbedingungen übertragen werden können. Der Versuch einer Erarbeitung einer solchen Analyse beweist sehr rasch, daß sie die analytische Beschreibung des gesamten Notkühlvorganges, also der Blow-down- und der Wiederauffüllphase, umfassen muß und damit im wesentlichen Rechenprogramme darstellt, wie sie in den Rechenodes BRUCH, RELAP, SATAN oder FLASH gegeben sind. Das heißt, eine vollständige und sichere Übertragung der Ergebnisse vom Versuch auf den Reaktor muß mit Hilfe eines Rechenprogrammes erfolgen, das imstande ist, sowohl den Versuchsablauf zu beschreiben als auch den Unfallablauf im Reaktor vorherzusagen. Ein solches Programm benötigt aber zusätzlich eine Reihe thermohydraulischer Eingabegrößen, wie z. B. Wärmeübergangskoeffizienten, DNB-Verzugszeiten, kritische Mengenstromdichte sowie Drehzahl- und Druckabfallverhalten von Umwälzpumpen für eine zuverlässige Analyse des Problems.

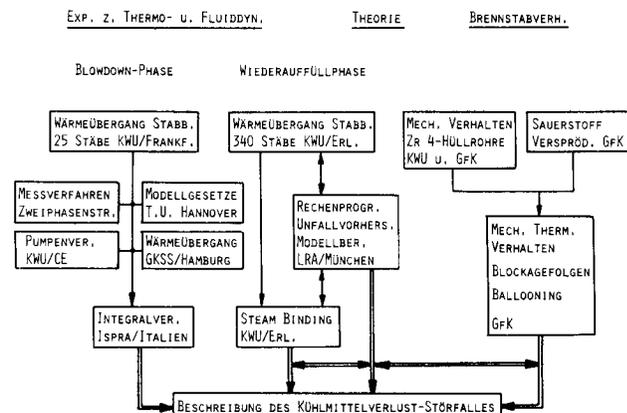


Abb. 5: Versuchsprogramm Notkühlung.

Aus diesem Grunde war und ist die Planung für die Arbeiten zur Erforschung des Notkühlverhaltens von Kernreaktoren in der Bundesrepublik von der Überzeugung getragen, daß es für eine rasche und sichere Erreichung des Forschungszieles am zweckmäßigsten ist, theoretisch und experimentell so vorzugehen, daß man diese Einflußgrößen möglichst exakt ermittelt und gleichzeitig ein Rechenprogramm erstellt bzw. die vorhandenen Rechenprogramme erweitert und verbessert, die den Blow-down und Notkühlvorgang gut beschreiben. Diese Überlegungen haben in der Bundesrepublik zu dem Forschungsprogramm geführt, dessen Arbeitsplan aus Abb. 5 ersichtlich ist.

Die zentrale, die einzelnen Teilobjekte verbindende Stellung nimmt die Modelltheorie und die Codeentwicklung ein. Die experimentellen Projekte können in zwei große Gruppen aufgeteilt werden, von denen die eine den Wärmeübergang und die fluiddynamischen Vorgänge während der gesamten Notkühlphase untersucht und die andere sich mit dem Verhalten der Brennstäbe beschäftigt. Diese zweite Gruppe wird weitgehend vom Kernforschungszentrum Karlsruhe bearbeitet.

Die Wärmeübergangsuntersuchungen wurden der physikalisch klareren Randbedingungen halber aufgeteilt in Versuche während der Blow-down-Phase und in solche während des Wiederauffüllvorganges. In der Blow-down-Phase wurden die Versuche bei der KWU in Großwelzheim zunächst an Vierstabbindeln begonnen und werden jetzt an Bündeln aus 25 Stäben weitergeführt. Die Untersuchungen ergeben, wie Abb. 6 zeigt, klare Aussagen über die Wärmeübergangskoeffizienten in Abhängigkeit von den maßgebenden transienten Einflußgrößen beim Blow-down.

Die daran anschließende Wiederauffüllphase wird in Experimenten untersucht, die bei der KWU in Erlangen durchgeführt werden. Sie haben neben Wärmeübergangsuntersuchungen auch die Erarbeitung von Aussagen über die beim Vordringen der Wasserfront in den heißen Kern fortschreitende Wiederbenetzung der Brennstäbe zum Ziel. Als Versuchsobjekte für Druckwasserreaktoren diente das in Abb. 7 dargestellte Bündel aus 340 Stäben, das in drei radiale Zonen unterschiedlicher Heizflächenbelastung eingeteilt war.

Für Untersuchungen zum Notkühlverhalten eines Siedewassercores sind zur Zeit zwei parallel liegende Bündel von je 49 Stäben eingesetzt. Die erarbeiteten Ergebnisse decken das beim Kühlmittelverlust-Unfall zu erwartende Parameterfeld voll ab. Sie liefern zuverlässige und umfassende Aussagen für Notkühlrechnungen und der Vergleich mit amerikanischen Messungen zeigt gute Übereinstimmung. Sie gehen jedoch besonders für Druckwasserreaktoren weit über den dort behandelten Bereich hinaus.

Die Kühlmittelzufuhr zum Core kann durch Dampfblockagen im oberen Plenum — auch *steam-binding* genannt — behindert werden. In Weiterführung der Wärmeübergangsuntersuchungen wird deshalb bei der KWU in Erlangen zur Zeit an der Konstruktion und Erstellung eines Versuchsreislaufes gearbeitet, in dem Experimente zum *steam-binding* und insbesondere zum Nachweis seiner Verhinderung durch Einspeisen von Kühlwasser in den heißen Strang bzw. ins obere Plenum durchgeführt werden sollen. Das an diesen Stellen eingespeiste Kühlwasser kondensiert den im Core bzw. an der Coretragkonstruktion entstandenen Dampf und beseitigt damit die Ursache für die Strömungsblockage. Erste Ergebnisse über die Kondensationswirkung einer solchen Heißspeisung wurden bei einem Großversuch durch die KWU im Kernkraftwerk Borssele gewonnen. Es zeigten sich in der ersten Einsprühphase Kondensationswirkungsgrade von 60—80%.

Einfluß auf die fluiddynamischen Verhältnisse im Core während der Blow-down- und Wiederauffüllphase haben auch die Strömungsvorgänge in den Primärkühlmittelpumpen. Deshalb werden zur Zeit hierüber Versuche in Zusammenarbeit zwischen den Firmen KWU, SKK und *Combustion Engineering* in Angriff genommen.

Für eine Abrundung und integrale Zusammenfassung aller Einzeleffekte bei der Notkühlung schien es zweckmäßig und wünschenswert, ein komplettes Druckwasserreaktor-Primärkreislaufsystem versuchstechnisch nachzubauen und daran nochmals die vorhandenen oder auch in Zukunft zu erstellenden Rechenprogramme zu verifizieren. Aus diesem Grunde wurde an das *Euratom*-Forschungszentrum Ispra ein Versuchsprogramm in Auftrag gegeben, das die Erstellung einer umfangreichen Versuchsanlage und die Durchführung genau spezifizierter Blow-down-Versuche vorsieht. Die dabei erarbeiteten Ergebnisse sollen neben der Detailverbesserung der Rechenprogramme auch dazu beitragen, bisher noch praktizierte konservative Annahmen in der sicherheitstechnischen Auslegung abzubauen.

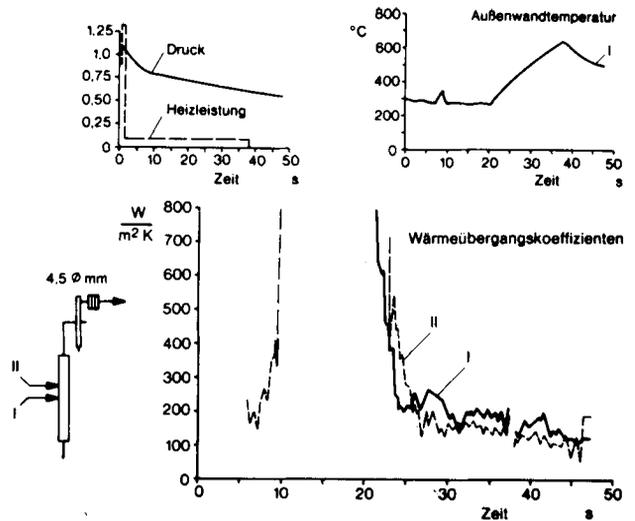


Abb. 6: Thermohydraulische Verhältnisse im Core beim Blow-down (Bild KWU).

### Forschungsprogramm Coreschmelzen

Wie einleitend zur Diskussion der Notkühlforschung dargelegt, nehmen in der Versuchsplanung die Untersuchungen zum Stabverhalten einen breiten Raum ein. Erste experimentelle Ergebnisse über das Verhalten von Zirkonhüllrohren unter den bei Kühlmittelverlust-Störfällen auftretenden Beanspruchungen wurden von der KWU vorgelegt. In breitem und umfassendem Rahmen hat sich jedoch das *Projekt Nukleare Sicherheit* des Kernforschungszentrums Karlsruhe der Fragestellung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverlustunfällen angenommen. Eine Gruppe von ca. 50 Mitarbeitern konzentriert sich dabei vor allem auf Fragen des mechanischen und thermischen Brennstabverhaltens in und nach der Blow-down-Phase, der Wechselwirkung zwischen Brennstabversagen und Kernnotkühlung in der Wiederauffüll- und Flutphase und des duktilen und spröden Materialverhaltens bei schnellen Temperaturtransienten. Diese experimentellen Untersuchungen sollen schließlich in die Entwicklung einer Modelltheorie einmünden, die zu einem Rechenprogramm führt, das die exakte Beschreibung des Brennstabverhaltens bei GAU-Bedingungen gestattet.

Die Notkühlrichtungen der Kernkraftwerke sind hinsichtlich ihrer Kapazität und Redundanz so ausgelegt und der Stand unserer Kenntnisse über die Wirksamkeit der Notkühlung so weit vorangeschritten, daß bei Auftreten des größten anzunehmenden Unfalles nicht nur eine unzulässige radiologische Belastung der Umgebung, sondern auch eine Beschädigung der Brennstäbe in größerem Umfang nicht auftreten kann. Ein Coreschmelzen ist somit nach dem Stand der Erkenntnisse von Wissenschaft und Technik und nach den heute gebräuchlichen Sicherheitsüberlegungen ausgeschlossen.

Planungen für stadtnahe Kernkraftwerke führten dazu, auch den extrem unwahrscheinlichen und rein hypothetischen Fall in

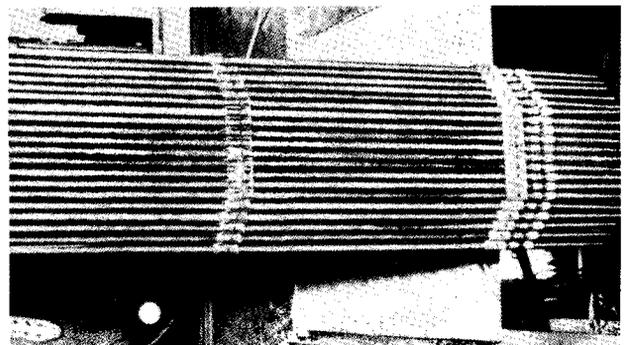


Abb. 7: Versuchsbündel für Wiederauffüllversuche (Foto KWU).

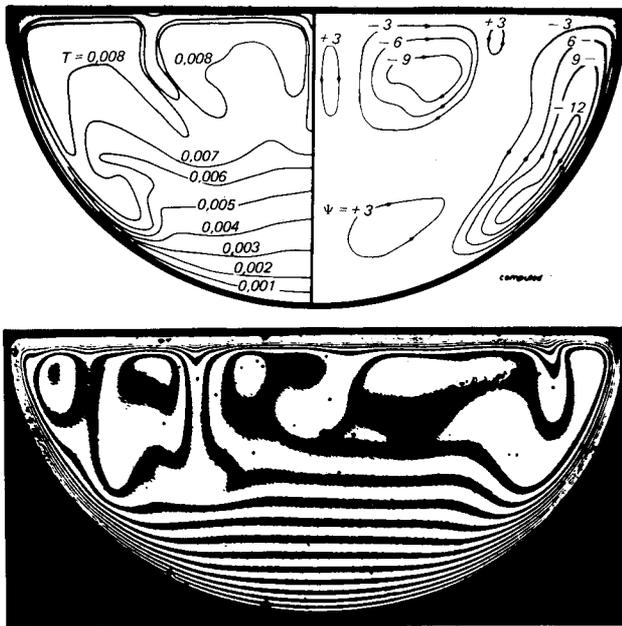


Abb. 8: Thermohydraulisches Verhalten der Core-Schmelze im Reaktor-druckbehälter.

Oben: gerechnet

Unten: gemessen

Betracht zu ziehen, daß alle unabhängig voneinander wirkenden Notkühlsysteme eines Leichtwasserreaktors versagen sollten. Deshalb beinhaltet das Forschungsprogramm auch Überlegungen zum Coreschmelzen. Hierbei stellt sich zunächst die Frage nach dem Verlauf des Abschmelzvorganges, d. h. ob Brennstoff und Stützmaterial langsam und kontinuierlich in den Druckbehälterboden fließen oder ein weniger aufgeschmolzenes Core als Ganzes nach unten gelangt. Im weiteren Verlauf dieses hypothetischen Unfalles stellt sich dann die Frage, ob die Schmelzen des  $UO_2$  und der Strukturwerkstoffe eine homogene Mischung bilden und welcher Art die thermischen Strömungen in dieser Schmelze sind. Unterschiedliches Mischungs- und Strömungsverhalten der Schmelze ergeben unterschiedliche Möglichkeiten der metallurgischen und der thermodynamischen Wechselwirkungen zwischen Reaktor-druckbehälterboden und Schmelze. Aus diesen kurzen, einfachen Überlegungen zeigt es sich, daß beim Coreschmelzen stets metallurgische und thermohydraulische Fragen ineinanderspielen.

Im einzelnen gliedern sich die Aktivitäten des Forschungsprogramms Coreschmelzen in folgende Detailuntersuchungen: Theoretische Erstellung der Energiebilanzen während des Coreschmelzens, theoretische Untersuchungen zur Abschmelzphase und Erstellung eines Abschmelzcodes, experimentelle Untersuchungen zur Abschmelzphase mit inaktivem oder leicht abgebranntem Brennstoff, Thermohydraulik der Schmelze, metallurgische und chemische Wechselwirkung zwischen Coreschmelzen und Reaktor-druckbehälterwand, experimentelle Untersuchungen zur Dampfexplosion, experimentelle Untersuchungen zur Freisetzung von Spaltprodukten, Bestimmung der Stoffwerte von reinen Stoffen und Mischungen.

Die Erarbeitung der Gesamtenergiebilanz der Coreschmelze während und nach der Abschmelzphase wird vor allem die Frage klären, welche Wärmemengen in Abhängigkeit von der Zeit im Reaktor-druckbehälter bleiben, wie die Wärmebilanz des Reaktor-druckbehälters durch ein Leck beeinflusst wird und wie die durch Strahlung oder Konvektion aus der Schmelze abgegebene Wärmemenge sowohl den Reaktor-druckbehälter als auch das Containment beeinflusst.

Die theoretischen Untersuchungen der Abschmelzphase gehen aus von den bekannten amerikanischen Rechenprogrammen NURLOC und CHEMLOC II, die jedoch erweitert und den vorliegenden Problemen angepaßt werden müssen. Bei den bisherigen vorbereitenden Arbeiten, die von der KWU Großweilzheim unter wesentlicher Mitarbeit des Instituts für Kernenergetik der Univ. Stuttgart und der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt in Geesthacht durchgeführt wurden,

wurde zunächst ein Vergleich der oben genannten amerikanischen Rechenprogramme unter Einbeziehung verschiedener Wärmetransportmodelle vorgenommen und dann die Zeitintegration für die in diesen Rechenprogrammen anfallenden parabolischen Differentialgleichungen in Angriff genommen.

Experimentell scheint ein integraler großer Coreschmelzversuch heute nicht realistisch durchführbar zu sein. Er wäre auch wegen mangelnder Extrapolierbarkeit nur von begrenzter Aussagekraft und müßte ohnehin durch gezielte Einzelversuche ergänzt werden. Vor diesem Hintergrund müssen Experimente gesehen werden, die Untersuchungen der wesentlichen Einflußvorgänge und Zusammenhänge nach gleichzeitigem Versagen aller Notkühleinrichtungen in einem LWR zum Inhalt haben. Solche Versuche behandeln insbesondere die Wechselwirkung des Systems Hülle-Pellet bei verschiedenen Temperaturen, das Verhalten eines  $UO_2$ -Brennstabes bei Schmelzbeginn, den Verlauf des Abschmelzvorganges und des Wiedererstarrens der herunterlaufenden Schmelze an kälteren Teilen des Brennstabes.

Die Versuche werden am Kernforschungszentrum Karlsruhe, zunächst beginnend mit einem LWR-Stab unter Wasserdampf-atmosphäre, durchgeführt.

Theoretische und experimentelle Untersuchungen am Institut für Verfahrenstechnik der TU Hannover behandeln die Thermohydraulik der Schmelze. Die Ergebnisse geben Aufschluß über den Wärmeübergang von der Schmelze an ihre Umgebung. Ein umfangreiches Rechenprogramm gestattet es, vorherzusagen, ob und wie lange die Schmelze durch eine geeignete Kühlung des Reaktor-druckbehälters im Behälterboden gehalten werden kann und wie ein für einen solchen, rein hypothetischen Störfall eventuell notwendiger Corecatcher auszulegen wäre. Für die Experimente wurde ein optisches Meßverfahren, die holographische Interferometrie, herangezogen. Abb. 8 zeigt einen Vergleich von gemessenen und theoretisch ermittelten Isothermen und Abb. 9 gibt den zu erwartenden Verlauf der Wärmeübergangsverhältnisse am Umfang eines Druckbehälters wieder.

Die metallurgische und chemische Wechselwirkung zwischen Coreschmelze und Reaktor-druckbehälterwand wird sowohl durch die Stoffwerte als auch durch die hydraulischen Verhältnisse in der Schmelze beeinflusst. Die KWU in Erlangen hat zur Klärung dieser metallurgischen Fragen ein Versuchsprogramm in Angriff genommen, bei dem in einer Tiegelapparatur mehrere Schmelzen unterschiedlicher Zusammensetzung auf ihren metallurgischen Angriff untersucht werden. Ein besonderes Problem stellt dabei die Auswahl eines geeigneten Tiegelmateriale und die Fertigung des Tiegels aus diesem Material dar. Die bei Euratom in Ispra in Arbeit befindlichen Untersuchungen zur Dampfexplosion sollen die thermische Wechselwirkung von flüssigem Brennstoff oder Strukturmaterial mit Wasser klären. Hierbei ist vor allem von Interesse, in welchem Maße die von der Schmelze an das Wasser bzw. den Dampf übergegangene Wärme zu Druckimpulsen führt. Schließlich sind noch Messungen zur Spaltproduktfreisetzung zu erwähnen, die vom Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt werden und die die bereits in der Literatur bekannten Daten ergänzen und abrunden sollen.

#### Störfälle durch äußere Einwirkungen

Störfälle können jedoch auch durch äußere Einwirkungen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz oder Gasexplosionen entstehen. Solche Störfälle sind zwar in ihren Auswirkungen, jedoch keineswegs in ihren Ursachen reaktorspezifisch. Aus diesem Grund wird man versuchen, zunächst einmal die in der konventionellen Tech-

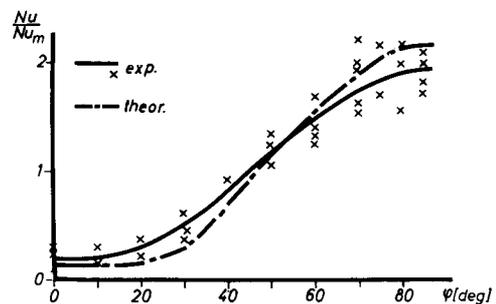


Abb. 9: Wärmeübergang von der Core-Schmelze am Reaktor-druckbehälter im Kugelboden.

nik gesammelten Erfahrungen und Arbeiten zu sammeln und sie auf die im Kernreaktor vorliegenden konstruktiven Gegebenheiten zu übertragen. Dies gilt vor allem für die erdbebensichere Auslegung von Gebäuden und Anlagen, für die in Japan sehr intensive und detaillierte Untersuchungen durchgeführt wurden.

Bei der Planung der Forschungsarbeiten zur Verbesserung der erdbebensicheren Auslegung kann man an Erschütterungsexperimente in nicht mehr in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken, wie z. B. dem Heißdampfreaktor in Kahl, denken. Da das gesamte Programm im Anlaufen ist, sei hier nur kurz stichwortartig die wichtigste Zielsetzung genannt:

- Nachvollzug, Anpassung und Verbesserung bewährter ausländischer Experimentiertechnik,
- Prüfung der Eignung der verschiedenen gebräuchlichen ingenieur-mathematischen Techniken der Modellabbildung und numerischen Auswertung,
- Ermittlung des Einflusses der Materialkennwerte und ihrer Genauigkeit,
- Ermittlung der Aussagefähigkeit von in-situ- und Modellversuchen,
- Vergleich der Erschütterung und der harmonischen Anregung bezüglich ihrer Aussagekraft auf das Erdbebenverhalten.

Auch für die Auslegung des Kernkraftwerkes gegen Flugzeugabsturz können bisher in anderen Disziplinen erarbeitete Erfah-

**Tabelle 4: Forschungsarbeiten zur Beseitigung von Unfallfolgen**

<b>1. Strahlenschutz</b>
Abgaberaten bei Betrieb und Wartung
Ausbreitung von Radioaktivitäten
Langfristige radialökologische Belastung
<b>2. Schutz bei extremen Störfällen</b>
Geräte für den Notfall
Beseitigung von Störfallfolgen

rungen herangezogen werden. Der erste Schritt wird deshalb sein, die Übertragbarkeit militär- und zivilschutztechnischer Auslegungsmethoden auf Kernkraftwerksstrukturen zu untersuchen. Daran schließt sich die Entwicklung verfeinerter Grenztragungsfähigkeits- und Penetrationsberechnungsmethoden an zum Abbau bisher konservativer Annahmen und zur Abschätzung der Wirkung noch größerer Lasten.

In der konventionellen Technik beschränken sich die Untersuchungen an explosiven Gemischen im wesentlichen auf die Verhinderung des Zündvorganges. Bei den sicherheitstechnischen Überlegungen für den Kernreaktor muß man davon ausgehen, daß die Freisetzung eines zündfähigen Gemisches von dritter, nicht beeinflussbarer Seite erfolgt, z. B. durch Havarie eines Flüssiggas-Tankers auf einer Wasserstraße. Damit müssen sich die Betrachtungen für die Reaktorsicherheit auf atmosphärische Ausbreitungsrechnungen, Wolkenformen, Transportstatistik und Bauwerksfestigkeit konzentrieren. Geplant sind auch Arbeiten zur Übertragbarkeit und zur Erweiterung der Modellgesetze, die von Versuchen mit Sprengstoffen auf die Druckwellenverhältnisse einer Gaswolke schließen lassen.

### 3.3. Beseitigung von Störfallfolgen

Die Beherrschung und Beseitigung von Unfallfolgen muß sich beim Kernreaktor in erster Linie auf radiologische Probleme konzentrieren (Tab. 4). Der größte Teil der im Rahmen des Reaktorsicherheitsprogrammes durchgeführten radiologischen Untersuchungen wird zur Zeit am Kernforschungszentrum Karlsruhe vorgenommen. Die radiologische Belastung der Umgebung nach dem Störfall wird primär durch die Wirksamkeit der Filter bestimmt. Für Messungen an komplizierten Filteranlagen steht im Kernforschungszentrum Karlsruhe ein großer Prüfstand zur Verfügung.

Sicherheitstechnische Überlegungen haben ergeben, daß durch die Weiterentwicklung von Störfall-Umluftfiltern das Gefährdungspotential für die Umgebung eines Kernkraftwerkes außerordentlich verringert werden kann. Im Mittelpunkt der Arbeiten im Kernforschungszentrum Karlsruhe stehen daher Störfall-Umluftfilteranlagen für Kernkraftwerke, Abluftfilter für Wiederaufbereitungsanlagen sowie die Entwicklung eines Abtrennungsverfah-

rens für radioaktive Edelgase aus der Abluft großer Wiederaufbereitungsanlagen. Ziel dieser Arbeiten ist das „Minimum release-concept“ im Störfall und selbstverständlich auch im Normalbetrieb.

Zu nennen sind noch Maßnahmen für die Beseitigung von Unfallfolgen im Kernkraftwerk bei extremen Störfällen. Diese Maßnahmen, bei denen der Schwerpunkt der Entwicklung ebenfalls am Kernforschungszentrum Karlsruhe liegt, lassen sich einteilen in Weiterentwicklung von Fernmanipuliereinrichtungen und in die Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen.

Für die Dekontamination radioaktiver Räume gibt es verschiedene Möglichkeiten. Zur Zeit wird am Kernforschungszentrum Karlsruhe ein neues Verfahren mit schaumregulierten, nicht ionogenen Tensid-Mischungen an verschiedenen Oberflächen auf seine Dekontaminationswirkung getestet. Als für dieses Verfahren notwendige Komplexbildner werden verschiedene Säuren wie Ameisensäure, Milchsäure, Oxalsäure oder Weinsäure zugesetzt. Es zeigte sich, daß mit dieser Methode mit gutem Erfolg PVC-Fußbodenbelag und Edelmetalloberflächen zu reinigen sind.

Mit in diesen Problembereich gehören Untersuchungen zur Behandlung großer Mengen radioaktiver Flüssigkeiten am Unfallort, die Behandlung nicht dekontaminierbarer Festabfälle und die langfristige Beseitigung bzw. Lagerung von Tritium.

### 4. Öffentlichkeitsinformation

Zum Schluß sei noch auf ein Anliegen eingegangen, das auf den ersten Anschein nur am Rande zur Reaktorsicherheitsforschung gehört: das ist die Informationsvermittlung unseres Kenntnisstandes. Dabei ist nicht nur an die fachlichen Stellen wie Hersteller, Gutachter und Genehmigungsbehörden zu denken, sondern darüber hinaus auch in einer allgemein verständlichen Form an die Öffentlichkeit. Zur Lösung des Informationsproblems für die Fachwelt sind am Kernforschungszentrum Karlsruhe Überlegungen im Gange, ein *Informationssystem Reaktorsicherheit (RESI)* aufzubauen, das alle im Zusammenhang mit und für Genehmigungsverfahren wichtigen Informationen — nicht nur die dieses Forschungsprogrammes — verarbeiten helfen sowie den beteiligten Institutionen leicht auffindbar und zugänglich machen soll.

Die Informationsarbeit für die Öffentlichkeit muß neben der reinen Wissensvermittlung, die dem Laien den Mythos, aber auch die Furcht vor der Atomenergie nimmt, vor allem die tatsächliche und sachlich belegbare Quantität des Risikos, das die Kernenergie wirklich noch in sich birgt, in Beziehung setzen zu den übrigen natürlich und technisch gegebenen Risiken, denen wir in unserem täglichen Leben ausgesetzt sind.

Risiken werden uns tagtäglich zugemutet und es ist die Frage, ob wir sie subjektiv akzeptieren. Die Spanne zwischen zumutbarer und akzeptierter Quantität des Risikos wird nicht nur von jedem menschlichen Individuum anders gesehen, sie hängt auch davon ab, welchen unmittelbaren Nutzen der einzelne aus dem Betrieb oder Verbrauch des risikobehafteten Gutes zu ziehen glaubt. Subjektiv nur mittelbar nutzbar betrachtete Güter — und in diese Kategorie würde die Öffentlichkeit instinktiv die Kernenergie einstufen — werden kritischer betrachtet. Die Informationsarbeit muß deshalb auch dazu dienen, für den Risikovergleich objektive, sachliche Maßstäbe zu finden, der Öffentlichkeit das Verhältnis von Nutzen zu Risiko sachlich darzulegen und somit die Spanne zwischen objektiv zumutbarem und subjektiv als akzeptabel betrachtetem Risiko abzubauen; dies wird und darf uns auf der anderen Seite nicht im geringsten davon abbringen, durch gezielte und intensive Forschungsarbeit die Sicherheit von Kernkraftwerken weiter zu verbessern.