



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

TAGUNG

REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG
– ERGEBNISSE UND TENDENZEN –

Köln, 29.-30. Mai 1980



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

TAGUNG

Reaktorsicherheitsforschung
– Ergebnisse und Tendenzen –

Köln, 29.-30. Mai 1980

GRS-18 (Dezember 1980)

Diese Tagung wurde vom Bundesminister für Forschung und Technologie angeregt und finanziert und von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) ausgerichtet.

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Redaktion: H. de Groot-Böhlhoff, B. Laue, GRS, Köln

INHALTSVERZEICHNIS

	Seite
1. ÜBERBLICK	
1.1 Begrüßung O. Kellermann (GRS)	1
1.2 Das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit der Bundesregierung K.-H. Krewer (BMFT)	4
2. Sachbereich "STÖRFALLVERMEIDUNG" Diskussionsleiter: E. Mundry (BAM)	
2.1 Zerstörende und zerstörungsfreie Werkstoff- und Bauteileuntersuchungen und deren Zusammenspiel in den Projekten des Forschungsprogramms Reaktor- sicherheit K. Kußmaul (MPA) und P. Höller (Izfp)	18
2.2 Untersuchungen über Methoden und Systeme zur Verbesserung der Mensch-Maschine Kommunikation in Kernkraftwerken W. Bastl (GRS)	23
3. Sachbereich "STÖRFALLAUSWIRKUNGEN" Diskussionsleiter: H. Schenk (KKW Obrigheim)	
3.1 Das internationale 2D/3D-Projekt als Konse- quenz der Ergebnisse der Kernnotkühlung F. Mayinger (TU Hannover)	39
3.2 Ergebnisse der Untersuchungen zur Problematik "kleine Lecks" und Folgerungen für die Versuchs- planung H. Karwat (TU München) W. Riebold (EURATOM Ispra)	45
3.3 Ergebnisse der Untersuchungen zum transienten Brennstabverhalten. - Bewertung und Folgerungen zum weiteren Vorgehen - A. Fiege (KfK)	64
3.4 Vorgehen zur Eingrenzung der wichtigsten Phäno- mene hypothetischer Kernschmelzunfälle und Wertung vorliegender Ergebnisse S. Wiesner (RW TÜV)	73
3.5 Ergebnisse und Tendenzen der Untersuchungen zum Sicherheitseinschluß E. Hicken (GRS)	80

3.6 Verhalten von Kernkraftwerksstrukturen unter dynamischen Belastungen. Fortschritte in den methodischen Ansätzen zur Berechnung und der experimentellen Absicherung der Übertragbarkeit G. König (TH Darmstadt)	92
4. Sachbereich "STRAHLENBELASTUNG" Diskussionsleiter: J. Wilhelm (KfK) Verbesserung der Modelle für die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe und deren Wirkung auf den Menschen W. Hübschmann (KfK) und W. Jacobi (GfS)	99
5. Sachbereich "RISIKO" Diskussionsleiter: D. Smidt (KfK) 5.1 Bedeutung von Integralversuchen an Realanlagen, dargestellt am Beispiel des Heißdampfreaktors (HDR) W. Müller-Dietsche (KfK)	107
5.2 Schlußfolgerungen aus den Ergebnissen der Risiko- studie für die Reaktorsicherheitsforschung A. Birkhofer (GRS)	114
6. Schlußwort K.-J. Krewer	130
7. Teilnehmerverzeichnis	131
8. Verteiler	163

BEGRÜSSUNG

O. Kellermann ¹⁾

Meine Damen und Herren,

ich darf Sie recht herzlich zu dieser Tagung begrüßen, der Tagung Reaktorsicherheitsforschung. Wir wollen Ihnen die Ergebnisse und die sich abzeichnenden Tendenzen aus der Reaktorsicherheitsforschung der letzten Jahre vorstellen. Die Tagung soll vor allem dem internationalen Erfahrungsaustausch dienen, sie soll aber auch der interessierten Öffentlichkeit Gelegenheit zur Information über die Reaktorsicherheitsforschung geben.

Der Wille zur Einbeziehung der Öffentlichkeit wird dadurch deutlich, daß wir keine Gebühren für die Teilnahme an diesem Fachgespräch erhoben haben - das Essen ist aber auch entsprechend dünner - wir haben aber aus organisatorischen Gründen trotzdem auf einer schriftlichen Anmeldung bestehen müssen. Sie werden dafür Verständnis haben. Wie wir aus der Auswertung der Anmeldung entnehmen, ist die Teilnahme unerwartet hoch. Wir haben fast 500 Gäste aus 18 Ländern. Wir freuen uns ganz besonders über die zahlreichen Teilnehmer von der Presse.

Die Anregung zu dieser Tagung wurde durch das seit 6 Jahren in den Vereinigten Staaten stattfindende Waterreactor Safety Research Information Meeting gegeben. Wie dieses Vorbild soll auch unsere heutige Tagung ein Forum für die Diskussion des derzeitigen Standes der Reaktorsicherheitstechnik bilden. Ich hoffe, daß die Darstellung der Forschungsergebnisse heute und morgen in einer Weise ausfällt, daß Sie alle eine Erweiterung und Vertiefung des Wissens um die Sicherheit der Kerntechnik erlangen.

Seit dem Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie in der BRD wird der Gewährleistung der Sicherheit höchste Aufmerksamkeit entgegengebracht. Dementsprechend hat der Bundesminister für Forschung und Technologie bei seinen Fördermaßnahmen im Bereich der nuklearen Energietechnik dem Gebiet der Sicherheit einen vorrangigen Platz eingeräumt. Er hat dies durch sein Programm "Forschung und Sicherheit von Leichtwasserreaktoren für die Jahre 1977 bis 1980" dokumentiert.

Als Disziplin ist die Reaktorsicherheitsforschung in unserem Lande eigentlich recht jung. In der Anfangsphase der Kernenergieentwicklung waren die sicherheitstechnischen Untersuchungen in die allgemeinen Entwicklungs- und Forschungsprojekte eingebunden, die im wesentlichen bei den Kernforschungszentren durchgeführt wurden. Aber auch im Rahmen der Entwicklung von Prototypreaktoren wie MZFR, AVR und KNK hat die Industrie eine Fülle von Sicherheitsuntersuchungen durchgeführt, die vom Staat finanziert wurden.

¹⁾ Dipl.-Ing. Otto Kellermann ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Während zunächst beim Bau der Versuchsreaktoren Lizenzen, Know-how und auch die Sicherheitseinrichtungen aus den Vereinigten Staaten und aus England importiert wurden, entwickelte sich für die Leistungsreaktoren aufgrund der speziellen deutschen Standortsituation schnell eine eigene Sicherheitsphilosophie. Schon beim Bau der ersten kommerziell genutzten Anlage, des Kernkraftwerkes Gundremmingen, welches 1966 den Leistungsbetrieb aufnahm, haben wir Überlegungen angestellt, ob die amerikanischen Sicherheitsmaßnahmen den deutschen Verhältnissen in ausreichender Weise gerecht werden. Wir haben damals eine ganze Reihe von Sicherheitsmaßnahmen zusätzlich vorgeschlagen, die von der Behörde als Auflagen übernommen wurden. So ist z.B. ein Doppelcontainment mit gerichteter Abluftführung über den Kamin gefordert und realisiert worden. Aufgrund der sich daran anschließenden selbständigen Weiterentwicklung der Leichtwassertechnologie in unserem Lande ist auch ein nationaler Sicherheitsstandard entstanden.

Mit dem Ende der 60iger Jahre wird die Sicherheitsforschung für Leichtwasserreaktoren als eine eigene Aufgabe erkennbar. Die anfänglichen Mittel hierfür waren vergleichsweise bescheiden. Im Jahre 1970 betrug der Etat 7 Mio DM, heute im Jahre 1980 stehen 169 Mio DM hierfür zur Verfügung. Die ersten Schwerpunkte der Sicherheitsforschung waren Vorsorgemaßnahmen bei dynamischen Containmentbeanspruchungen infolge von Kühlmittelverluststörfällen, der Schutz gegen Einwirkung von außen und die Qualitätsgewährleistung der druckführenden Umschließung.

Zu diesen Forschungsschwerpunkten wurden bis etwa zum Jahre 1972 nur punktuell Arbeiten durchgeführt, die überwiegend von den Forschungsstellen selbst angeregt worden waren. Erst dann begann eine systematische Sammlung und Wichtung sämtlicher Sicherheitsfragen, aller Fragen, die für die Sicherheit von Leichtwasserreaktoren von Bedeutung schienen. Diese Fragen wurden zusammengestellt und in einen Rahmen gesetzt - und so entstand das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit. In diesem Programm wurden nicht nur solche Störfälle und Ereignisse untersucht, die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren als glaubhaft eingestuft und somit für die gesetzliche Schadensvorsorge unmittelbar bedeutsam sind, sondern es sind auch die als hypothetisch anzusehenden Störfälle untersucht worden und werden weiterhin untersucht, auch wenn deren Eintreten so unwahrscheinlich ist, daß sie für die Auslegung der Anlage nicht berücksichtigt werden. Dieses Forschungsprogramm wurde schließlich unter Erweiterung von zwei Themenkreisen im Jahre 1977 festgeschrieben. Diese beiden zusätzlichen Themenkreise beinhalten Möglichkeiten zur Verbesserung der Spaltproduktrückhaltung und Entwicklung von Maßstäben zur Risikobewertung.

Die in der Reaktorsicherheitsforschung gewonnenen Erkenntnisse werden in unterschiedlichem Maße beim Bau neuer Kernkraftwerke berücksichtigt. Nicht nur bei der Planung und bei der Begutachtung von Neuanlagen, sondern auch bei der Errichtung von Anlagen müssen, wenn die Ergebnisse sicherheitsrelevant sind, die neuesten Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung beachtet werden. Auch die bereits bestehenden Anlagen werden auf Veranlassung des Betreibers oder aufgrund von Auflagen nachgerüstet. Dieses entspricht dem Gebot des Atomgesetzes, daß die Anlagen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu planen, zu bauen

und zu betreiben sind. Beim Tatbestand der erheblichen Gefährdung muß, das wissen Sie, durch nachträgliche Auflagen Abhilfe geschaffen werden.

Der Zusammenhang zwischen Forschung und Genehmigung ist recht eng, manchmal zu eng, will mir scheinen. So gibt es Beispiele aus der Vergangenheit, in denen Gerichte, Behörden oder Gutachter versucht waren, einen Stand von Wissenschaft zu diagnostizieren, der eigentlich weiter nichts war als eine Zwischenerkenntnis in einer längeren Forschungsarbeit.

Die Sicherheitsforschung ist grundsätzlich auf Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik ausgerichtet. Sie dient dabei zwangsläufig aber auch zur Absicherung der im Genehmigungsverfahren notwendigen Wissensgrundlagen. Zudem nehmen die Forschungsergebnisse auch Einfluß auf Regeln und Richtlinien. So sind Ergebnisse des Forschungsprogramms "Komponentensicherheit" schon sehr früh in die Beratung der RSK eingeflossen und haben unmittelbar Einfluß genommen auf die Gestaltung der Rahmenspezifikation "Basis-sicherheit".

Wenn bei der Begutachtung Fragen auftauchen, die mit dem heutigen Stand des Wissens nicht ausreichend beantwortet werden können, wenn Lücken oder Schwachstellen in der Sicherheitstechnik von der RSK, von der SSK und sonstigen Gutachtern aufgedeckt werden, dann wird mit dem Forschungsministerium unmittelbar Verbindung aufgenommen.

Der Forschungsminister reagiert unmittelbar, indem er sein Forschungsprogramm verifiziert, anpaßt oder ergänzt. Auf diese Weise ist ein ständiges Wechselspiel zwischen der Sicherheitsforschung und der Sicherheitsgewährleistung gegeben.

Ich eröffne hiermit die Tagung Reaktorsicherheitsforschung, wünsche Ihnen einen reichen Gewinn an Erkenntnissen und der Tagung einen guten Verlauf.

DAS FORSCHUNGSPROGRAMM REAKTORSICHERHEIT DER BUNDESREGIERUNG

K.-H. Krewer ¹⁾

1. Einführung

Die zivilisatorische Entwicklung und die damit einhergehende Steigerung des Energiebedarfs haben zur Folge, daß aufgrund begrenzter Energiereserven zur Bedarfsdeckung alle verfügbaren Energieträger herangezogen werden müssen. Die Erschließung neuer Energiequellen ist seit langem eines der wichtigsten Forschungsziele. Bereits vor 25 Jahren wurde die Entwicklung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland durch gemeinsame Forschungsarbeiten in Forschungszentren und Industrie eingeleitet. Die sich heute in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren vom Leichtwassertyp haben gezeigt, daß neben Kohle, Erdöl und Erdgas auch die Kernenergie zur Sicherung unserer Energieversorgung herangezogen werden kann. Die Nutzung der verschiedenen Energieträger ist mit Umweltbeeinträchtigungen verbunden. Daher ist es Aufgabe des Staates, dafür zu sorgen, daß durch die breite Nutzung der Technologien keine unzumutbaren Gefährdungen für die Bevölkerung auftreten.

Seit Beginn der Kernenergie-Entwicklung wurde dem Gefährdungspotential besonderes Augenmerk geschenkt. Dies hat im wesentlichen dazu beigetragen, daß die Reaktorsicherheit in der Bundesrepublik Deutschland einen vergleichsweise hohen Sicherheitsstandard erreicht hat.

Um darüber hinaus die Kenntnisse zur Sicherheit von Kernenergieanlagen zu vertiefen und die Sicherheitstechnik weiterzuentwickeln, werden Forschungsvorhaben zur Reaktorsicherheit mit staatlicher Unterstützung gefördert, und zwar im wesentlichen aus folgenden Gründen:

- Das verbleibende Risiko für die Bevölkerung, durch Störfälle zu Schaden zu kommen, soll auch bei zunehmender Kernenergienutzung klein bleiben im Vergleich zu anderen zivilisatorischen Risiken, die die Gesellschaft akzeptiert.
- Die Strahlenbelastung des mit Wartung und Reparaturen beschäftigten Personals soll durch verbesserte Auslegung der kerntechnischen Anlagen und durch Weiterentwicklung der technischen Hilfsmittel weiter herabgesetzt werden.
- Die mittlere Strahlenbelastung der nicht beruflich strahlenexponierten Bevölkerung aufgrund der friedlichen Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland soll so weit wie möglich unter den nach der Strahlenschutzverordnung maximal zulässigen lokalen Werten liegen.

¹⁾ Ministerialrat K.-H. Krewer, Bundesministerium für Forschung und Technologie

Durch die Förderung der Sicherheitsforschung sollen insgesamt die Sicherheitsreserven von Kernenergieanlagen und deren Systemen noch genauer ausgelotet und die Sicherheitstechnik weiter entwickelt werden. Die ersten Arbeiten zur Sicherheitsforschung wurden 1969 in den Forschungszentren begonnen.

1972 wurde das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit vom damals zuständigen Minister für Bildung und Wissenschaft veröffentlicht. Die Fortschreibung des Forschungsprogramms erfolgte kontinuierlich, wobei das Programm wichtige Impulse durch Auswertung der Betriebserfahrung und verschiedener Störfälle erhalten hat. Dieses Forschungsprogramm war von vornherein so angelegt, daß es auch Untersuchungen zu Störfallabläufen einschloß, die weit über die Auslegungsstörfälle hinausgingen. Als Beispiel hierfür kann das Projekt Kernschmelzen angeführt werden.

Die F + E-Arbeiten werden im Programm "Forschung zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren" zusammengefaßt als ein Teilbereich des Programms "Energieforschung und Energietechnologie".

Gliederung des Forschungsprogramms

Das Ziel des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit von Leichtwasserreaktoren, den Schutz der Bevölkerung vor Strahlenbelastung in bestmöglicher Weise zu gewährleisten, wird dadurch erreicht, daß Maßnahmen zur Störfallvermeidung gefördert werden. Da eine absolute Zuverlässigkeit im technischen Bereich nicht erreichbar ist, werden Analysen zu Störfallabläufen und deren Auswirkungen durchgeführt, um die Sicherheitsreserven der Kernkraftwerke auszuloten.

Auslegungsbestimmend für Kernkraftwerke ist die Sicherheit. Sie wird verwirklicht einerseits durch passive Komponenten wie Brennstoffmatrix und Brennstabhülle, geschlossenes System des Primärkreises und die gasdichte Sicherheitshülle, die jede für sich radioaktive Zerfalls- und Aktivierungsprodukte zurückhalten, andererseits durch aktive Komponenten, die den auslegungsmäßigen Zustand bei Betrieb und Störfällen aufrechterhalten sollen. Der Aufbau des Forschungsprogramms spiegelt daher diese Grundsätze der Sicherheit wider, indem Forschungsarbeiten zur Erhöhung der betrieblichen Zuverlässigkeit durch Verbesserung der passiven Sicherheitskomponenten gefördert und Analysen von Störfällen im Zusammenspiel mit den aktiven Komponenten durchgeführt werden.

Das Forschungsprogramm gliedert sich in vier Sachbereiche, nämlich

- Maßnahmen zur Erhöhung der betrieblichen Zuverlässigkeit und zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit des Eintretens von Störfällen
- Analyse von Störfallabläufen und deren Auswirkungen
- Analyse der durch den Betrieb und durch Störfälle bedingten Strahlenbelastung
- Analyse des Risikos von Kernenergieanlagen.

Im ersten Sachbereich des Forschungsprogramms werden Maßnahmen und Entwicklungen gefördert, die geeignet sind, die betriebliche Zuverlässigkeit von Kernkraftwerken und deren Systemen und Komponenten zu erhöhen und dadurch die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Störfällen zu reduzieren. Diese Maßnahmen und Entwicklungen werden in den Projekten

- Qualitätssicherung (QS) und
- Komponentensicherheit (KS)

durchgeführt.

Im zweiten Sachbereich werden die Analysen zum Ablauf der auslegungsgemäßen und hypothetischen Störfälle durchgeführt im Hinblick auf Überprüfung bzw. Weiterentwicklung der Funktionstüchtigkeit zugeordneter Sicherheitseinrichtungen. Im Vordergrund der Analysen stehen die thermodynamischen Vorgänge beim Kühlmittelverluststörfall, die Wirksamkeit der Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und die Sicherstellung der Funktion und Integrität der Sicherheitshülle.

Dieser Sachbereich gliedert sich aufgrund seiner vielfältigen Thematik in folgende Projekte:

- Kernnotkühlung (KN)
- Containment bei Kühlmittelverlust
- Äußere Einwirkungen
- Behälterversagen
- Kernschmelzen.

Im dritten Sachbereich werden Untersuchungen durchgeführt, die die Analyse von Freisetzungs-, Transport- und Ausbreitungsvorgängen radioaktiver Stoffe bei Normalbetrieb und Störfällen zum Ziele haben. Hier wird der bereits bestehende Kenntnisstand über mögliche Strahlenbelastungen von Betriebspersonal und Bevölkerung weiter vertieft. Diese Arbeiten werden zusammengefaßt im Projekt

- Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung.

Die in den drei genannten Sachbereichen gewonnenen Ergebnisse und Erkenntnisse bei den Maßnahmen zur Erhöhung der betrieblichen Zuverlässigkeit, bei der Analyse der Auswirkungen von Störfällen und bei der Analyse der Strahlenbelastung des Betriebspersonals und der Bevölkerung werden im vierten Sachbereich zu einer quantitativen Analyse des durch den Betrieb von Kernkraftwerken bedingten Risikos zusammengefaßt. Die Untersuchungen des Risikos als Eintrittswahrscheinlichkeit und Auswirkung von Störfällen wird im Projekt

- Risiko und Zuverlässigkeit
- durchgeführt.

Abwicklung des Forschungsprogramms

Die fachliche Gliederung des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit erfordert für die Abwicklung der verschiedenen Fördermaßnahmen eine Organisation, die sowohl fachliche Anforderungen als auch finanzielle und administrative Randbedingungen erfüllt. Bei der Durchführung des Forschungsprogramms zieht der Minister für Forschung und Technologie außerdem Experten und Sachverständige zu Rate, um eine möglichst umfassende Sachkenntnis zu vereinigen.

Das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit und insbesondere die Abwicklung der einzelnen Vorhaben wird durch die Gesellschaft für Reaktorsicherheit fachlich begleitet. Seit 1978 wurde ihr die Projektträgerschaft für wesentliche Teile des Programms übertragen.

Um eine breite Abstützung der fachlichen Beratung zu gewährleisten, wurden im Zuge der Programmplanung und -durchführung bei der GRS Sachverständigenkreise für die verschiedenen Projekte eingerichtet. Als Mitglieder werden Fachleute aus unterschiedlichen Erfahrungsbereichen, z.B. aus der Reaktorsicherheitskommission, der Strahlenschutzkommission, den Technischen Überwachungs-Vereinen, der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, den Forschungszentren, den Hochschulen sowie aus dem Kreis der Reaktorbauer und -betreiber berufen.

Der Sachverständigenkreis (SK) hat die Aufgabe, den BMFT im Zuge der Durchführung des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit in Fragen der Gestaltung, Abwicklung und Weiterplanung der Reaktorsicherheitsforschung zu beraten. Insbesondere obliegt ihm:

- die Formulierung konkreter Themen und Fragestellungen im Rahmen der vorgegebenen Projekte und Spezifizierung zugeordneter Vorhaben
- die Beurteilung von Vorschlägen und Anträgen für Einzelvorhaben
- die Bewertung des Arbeitsfortschritts laufender Vorhaben
- die Empfehlung notwendiger Änderungen von Zielsetzung und Durchführung des Projektes bzw. Vorhabens
- die Bewertung der Ergebnisse, insbesondere nach Vorhabensende
- die Diskussion von Berichtsentwürfen unter Berücksichtigung der Verantwortlichkeit des Auftragnehmers
- die Ausarbeitung von Vorschlägen für Anschlußprojekte bzw. Vorhaben.

Die Beratungsergebnisse des SK sind Entscheidungshilfen für die Planung und Durchführung der Vorhaben.

Forschungsschwerpunkte in den Projekten

Nachdem ich Ihnen einen Überblick über die Sachbereiche des Forschungsprogramms und die organisatorische Abwicklung gegeben

habe, möchte ich auf die fachlichen Schwerpunkte in den einzelnen Sachbereichen und Projekten zurückkommen.

Im ersten Sachbereich des Forschungsprogramms werden im Projekt Qualitätssicherung insbesondere Maßnahmen zur Verbesserung des Fehlernachweisvermögens durch zerstörungsfreie Prüfverfahren und Untersuchungen zur Verbesserung der organisatorischen Verfahrenswesen unter Berücksichtigung ergonomischer Aspekte gefördert. Ziel des Projektes ist es, die Detektion und Interpretation von qualitätsmindernden Einflüssen bei Fertigung und Betrieb zu optimieren, so daß die Wahrscheinlichkeit für die Auslösung von Störfällen vermindert wird, und die Wechselwirkung des Mensch/Maschine-Zusammenspiels zu analysieren.

Schwerpunkte der laufenden Arbeiten sind:

- Weiterentwicklung von Prüfverfahren - insbesondere der Ultraschallprüfverfahren - zur Sicherstellung einer automatischen 100 %igen volumetrischen Prüfung der gesamten primären druckführenden Umschließung durch Detektion und Bestimmung möglichst aller Fehler nach Ort und Lage
- Weiterentwicklung von Interpretationsverfahren, wie z.B. der Ultraschall-Holografie und Verbundabtastung zur Beschreibung aller Fehler nach Art, Größe und Lage
- Untersuchungen zur Fehlerfrüherkennung im Betrieb an den Komponenten der druckführenden Umschließung.

Ein anderer wesentlicher Problemkreis im ersten Sachbereich ist die Komponentensicherheit. Die Komponentensicherheit der beanspruchten Systeme ergibt sich aus dem Abstand zwischen der zulässigen Belastbarkeit und der Beanspruchung der Komponenten. Das Ziel des Projektes ist es, die Sicherheitsabstände der Komponenten gegenüber einem Versagen weiter zu quantifizieren und damit die bereits vorhandenen Bruchsicherheitsstrategien noch weiter auszubauen. Schwerpunkt der Arbeiten im Projekt ist das sogenannte Forschungsprogramm Komponentensicherheit (FKS), das in der jetzigen Konzeption einen gemeinsamen Beitrag von Wirtschaft, Wissenschaft und BMFT zur Demonstration von Qualität und Sicherheit der Komponenten in Leichtwasserreaktoren gegenüber Leckage, lokalem Aufreißen oder katastrophalem Bersten darstellt. Hierzu werden die Materialien der Komponenten der druckführenden Umschließung des Primärkühlmittels bei extrem ungünstigen und spezifikationsgerechten Zuständen untersucht. Auch wird der Einfluß betrieblicher Veränderungen durch Bestrahlung und Korrosion ermittelt.

Als Arbeitsziele sind zu nennen:

- Quantifizierung des Sicherheitsabstandes unter Berücksichtigung qualitätsmindernder Faktoren bei Fertigung und im Betrieb und Anwendung einer weiterentwickelten Sicherheitskonzeption
- Erhöhung des Sicherheitsabstandes durch Optimierung der Technologie in Herstellung und Betrieb im Hinblick auf die uneingeschränkte Sicherheit gegen katastrophales Versagen.

Im Sachbereich der Analysen von Störfallabläufen und der Auswirkungen von Störfällen ist als Aufgabe die Auslotung der Sicherheitsreserven und Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik bei auslegungsgemäßen Störfallabläufen und hypothetischen Störfällen gestellt. Das Störfallspektrum umfaßt Vorgänge, die den Störfallabläufen von doppelendigen Rohrleitungsbrüchen, kleinen Lecks und Transienten entsprechen. Die Untersuchung dieses Störfallspektrums führt zu Forschungsschwerpunkten, die in den einzelnen Projekten behandelt werden.

Im Projekt Kernnotkühlung stand daher bei Beginn der Arbeiten die Anlage der Phänomene beim Kühlmittelverlust im Vordergrund. Im Projekt werden Untersuchungen der thermohydraulischen Vorgänge bei Kühlmittelverluststörfällen mit dem Ziel durchgeführt, die Kenntnisse über die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Notkühlsysteme unter repräsentativen Bedingungen zu vertiefen und den bestehenden Sicherheitsabstand gegenüber Brennstabversagen näher zu bestimmen.

Das zentrale Problem dieser Analysen ist die Wärmeabfuhr während der Störfallablaufphasen. Aus diesem Grunde wurden verschiedene Grundlagen und Einzeleffektuntersuchungen durchgeführt.

Im Fall von Kühlmittelverluststörfällen wurden die sicherheitstechnisch wichtigen Phänomene wie Druckwellenausbreitung, Druckdifferenzen und Ausströmvorgänge bei der Störfallphase "Unter-kühlte Druckentlastung" untersucht und die Belastung der beanspruchten Komponenten bei RDB-Einbauten bestimmt.

Weiterhin wurden bei der Störfallphase "Gesättigter Blowdown" die Ausströmvorgänge und 2-Phasenströmungsformen, das thermodynamische Ungleichgewicht und die Wärmeübergangsverhältnisse untersucht.

Im Vordergrund derzeitiger F + E-Arbeiten stehen Untersuchungen zum Einfluß der Kreisläufe auf den Ablauf eines Blowdown, der Wiederauffüll- und Flutphase.

Hier möchte ich kurz unsere Versuchseinrichtungen PKL (Primärkreislauf) und LOBI (Loop of Blowdown Investigation) in ihrer Zielsetzung und ihrem Arbeitsprogramm darlegen:

PKL (Primärkreislauf)

PKL hat zum Ziele die Untersuchung des Einflusses der Primärkreisläufe auf die Flut- und Wiederauffüllphase unter Variation von Bruchgröße, Bruchlage und Einspeisung an einem DWR-Modell.

Die Skalierung von 1 : 134 ergibt sich aus dem Verhältnis der Brennstabanzahl im Reaktor zu der im Versuchsstand.

Die wichtigsten Komponenten des Primärsystems eines DWR der 1300 MW-Klasse wie Reaktorkern (340 elektrisch beheizte Stäbe), Ringraum und Dampferzeuger mit den dazugehörigen Rohrleitungen und den ihnen eigenen Strömungswiderständen wurden in der originalen Höhenerstreckung nachgebildet. Die drei Primärkreisläufe, einer

von ihnen mit doppelter Kapazität, besitzen aktive Dampferzeuger. Die Pumpen sind durch entsprechende Widerstände nachgebildet.

Es wurden bereits 25 Versuche mit Simulation doppelendiger Rohrleitungsbrüche durchgeführt.

Das Systemverhalten bei kleinen Lecks wurde in stationären Tests unter Bedingungen von ein- und zweiphasigem Naturumlauf untersucht. Wesentliche Versuchsziele waren die Ermittlung von

- Wärmeübergangszahlen im Dampferzeuger
- Wasserverteilung im Primärkreis
- Wärmeübergang im teilbedeckten Bündel bei Zweiphasenströmung.

Zur Zeit werden weitere stationäre Experimente sowie transiente Versuche mit kleinen und mittleren Lecks und transientem Abfahren der Sekundärseite durchgeführt.

Das Versuchsziel ist, den Einfluß primärseitiger Noteinspeisung und Leckausströmung auf den Energietransport im Primärsystem zu untersuchen.

Geplant sind weitere Experimente zur

- Ermittlung der Beeinflussung des Wärmeübergangs im Dampferzeuger von der Primär- zur Sekundärseite bei Anwesenheit von Inertgas und
- Untersuchung des Reflux-Condensor-Betriebes bei erhöhtem Leistungsangebot.

LOBI (Loop of Blowdown Investigation)

Übergeordnete Zielsetzung der LOBI-Versuche sind die experimentellen Untersuchungen zum thermohydraulischen Verhalten eines DWR-Primärkühlsystems während des Blowdown beim Kühlmittelverlust-Störfall.

Untersucht werden soll der Einfluß verschiedener Komponenten eines DWR-Primärkreislaufes auf den Ablauf eines Blowdown als Folge eines Bruches der Hauptkühlmittelleitung durch Variation bestimmender Parameter wie

- Bruchlage
- Bruchgröße
- Lage des Druckhalters
- Druckspeicher
- Hochdrucksystem
- Pumpenverhalten.

Die LOBI-Versuchsanlage ist die Nachbildung eines 4-Loop-Primärsystems eines 1300 MWe-DWR durch eine 2-Loop-Anlage. Beide Loops enthalten jeweils einen Dampferzeuger, und eine Kühlmittel-Umwälzpumpe.

Referenzreaktor für die Auslegung ist Biblis B. Der Maßstab für Leistung, Volumen und Massenstrom beträgt 1 : 712. Die geodätischen Höhen der Versuchsanlage sind im Maßstab 1 : 1 nachgebildet.

Die Inbetriebnahme ist abgeschlossen. Das 1. Experiment wurde (12/79) als "blind post-test prediction exercise" durchgeführt und als Standard-Problem mit internationaler Beteiligung abgewickelt.

Die Erweiterung der Untersuchungen auf Experimente mit kleinen Lecks erfordert umfangreiche Umrüstung der Anlage (z.B. Sekundärsystem, Instrumentierung), Beginn ist in der zweiten Hälfte 1981 zu erwarten.

Insgesamt sind 60 Versuche derzeit geplant.

Bei den Untersuchungen zum Brennstab-Verhalten bei Kühlmittelverluststörfällen sind drei Schwerpunkte zu nennen:

- Untersuchungen des Brennstab-Verhaltens an Einzelstäben und Bündeln für die Blowdown- und die Wiederauffüllphase. Besondere Bedeutung kommt der Untersuchung der thermischen und mechanischen Wechselwirkungen zwischen den Stäben zu im Hinblick auf Kühlkanalblockagen und Schadenspropagation. Dazu laufen "out-of-pile" und "in-pile"-Experimente.
- Experimentelle Untersuchungen zum Materialverhalten. In diesem Zusammenhang werden die Einzeleffekte wie das mechanische Verhalten von Zirkaloy-4 unter den typischen Temperatur- und Spannungstransienten eines Kühlmittelstörfalles, die Hochtemperaturdampfoxidation des Zirkaloy sowie die Wechselwirkungen zwischen Brennstoff und Hüllrohr untersucht.
- Entwicklung eines best-estimate-Rechenmodells (Programmsystem SSYST).

Im Projekt Containment bei Kühlmittelverlust steht im Vordergrund die Untersuchung der Belastung der Sicherheitshülle beim Kühlmittelverluststörfall. Ziel des Projektes ist es, die wesentlichen Vorgänge im Sicherheitsbehälter bei einem Kühlmittelverluststörfall quantitativ zu erfassen und die Funktionstüchtigkeit und Zuverlässigkeit des Containments zu beurteilen. Ich möchte hier nur zwei Versuchseinrichtungen hervorheben, die letztlich die Gesamtheit der Vorgänge und Phänomene beinhalten, nämlich die Untersuchungen im Modellcontainment und im HDR.

Es wurden Versuche in einem verkleinerten Modell-Containment zur Bestimmung der thermodynamischen Vorgänge im Sicherheitsbehälter beim Bruch von Kühlmittelleitungen durchgeführt.

Das Modellcontainment im linearen Maßstab 1 : 4 wurde - unter Berücksichtigung von Übertragungsparametern von der Anlage Biblis A in Bezug auf die Anordnung der Einzelräume, Volumina und Überströmflächen - aufgebaut.

Es konnten der maximale Druckaufbau, die Druckdifferenzen und ihre Einflußparameter wie z.B. Temperaturen, Wärmeübergang an die Wände, Überströmvorgänge durch Raumöffnungen gemessen werden.

Es wurden durchgeführt:

- LOCA-Experimente mit einem in 9 Räume unterteilten Volldruckcontainment mit Simulation von Einfach- und Doppelendbrüchen in verschiedenen Bruchräumen bei DWR-Bedingungen

und

- Grundlagenversuche mit Dampfleitungsbrüchen bei vereinfachter Containmentgeometrie: 3- bis 7-Raummodelle unterschiedlicher Konfiguration.

In dieser Versuchsanlage werden auch Untersuchungen zur Wasserstoffausbreitung und -Konzentrationsverteilung durchgeführt, die im Hinblick auf das erweiterte Störfallspektrum hohe sicherheitstechnische Bedeutung haben.

Am HDR werden Messungen der transienten Belastungsvorgänge während eines Blowdown in einem realen Volldruck-Containment durchgeführt.

Dabei werden die Entwicklung und der Einsatz von neuen Meßverfahren zur Erfassung wichtiger Einzeleffekte wie Wärmeübergang, Dampf-Luft bzw. Wasser-Dampf-Zusammensetzung, Strahlkräfte, eingesetzt.

Weiterhin wird der Nachweis der Funktionssicherheit von Sicherheitsarmaturen unter Blowdown-Belastungen erbracht.

Folgende Versuche wurden durchgeführt:

- Blowdown-Versuche an einem Dampf-Isolationsventil (mit begleitenden Containmentmessungen)
- Blowdown-Versuche an Speisewasserrückschlagventilen (NW 200 und NW 350) mit begleitenden Strahlkraftmessungen
- Messung der Belastungsvorgänge in den Containmenträumen bei Dampf- und Wasser-Blowdownversuchen
- Erfassung spezieller Einzeleffekte mit wesentlichem Einfluß auf die Containmentvorgänge durch Einsatz neu entwickelter Meßverfahren.

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten im Projekt Containment ist die theoretische und experimentelle Untersuchung an Ein- und Mehrrohr-Anordnungen für Druckabbausysteme. Die experimentellen Arbeiten befassen sich insbesondere mit der Untersuchung der Einzelphänomene wie Freiblasevorgang, Luftüberschleus- und Wasserwurf-Vorgang, luftreiche und luftarme Kondensation sowie deren Auswirkung auf Behälterstrukturen.

Als Experimentiereinrichtung ist ein Großversuchsstand mit drei Kondensationsrohren im weitgehend anlagenrelevanten Maßstab aufgebaut worden.

Beim Projekt "Äußere Einwirkungen" stehen im Vordergrund Untersuchungen der in Frage kommenden Einwirkungen wie

- Aufprall eines Flugzeuges oder Stoßkörpers
- Gasexplosion
- Erdbeben.

Ziel des Projektes ist es, die Kenntnisse über die Widerstandsfähigkeit des Containments gegenüber möglichen äußeren Einwirkungen zu erweitern.

Schwerpunktmäßig werden Untersuchungen zum Aufprall von Flugzeugen und Stoßkörpern in Modellexperimenten durchgeführt, wobei von hohem Interesse ist

- die Ermittlung von Stoßlast-Zeit-Verläufen beim Aufprall von Flugkörpern

und

- die Ermittlung der kinetischen Grenztragfähigkeit von Stahlbetonplatten.

Weiterhin konzentrieren sich die F + E-Arbeiten auf das Gebiet der Gasexplosion. Ziel dieses Programmes ist die Untersuchung von angenommenen Explosionen industriell verwendeter und transportierter Kohlenwasserstoffe. Insbesondere sollen experimentell und analytisch mögliche Druckerhöhungseffekte durch partielle oder vollständige Verdämmung und durch Selbstzündung nach Energiefokussierung untersucht werden.

Im Projekt Behälterversagen sollen grundlegende Berstuntersuchungen an Einzelbehältern unterschiedlicher Größen durchgeführt werden, deren thermodynamischer Zustand den realistischen Reaktorbedingungen möglichst nahekommt. Von besonderem Interesse sind hierbei theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Erfassung und Beschreibung der Bruchausbildungsphänomene, der Bruchgeschwindigkeit, der Beschleunigung von Bruchstücken sowie der Ausströmvorgänge. Das Ziel ist es, die Auswirkungen vorstellbarer Versagensformen des Reaktordruckbehälters auf die Integrität des Containments vertieft zu untersuchen.

Im Projekt werden schwerpunktmäßig Untersuchungen zum Ribstopverhalten im Hinblick auf Erstellung bruchmechanischer und thermodynamischer Rechenmodelle durchgeführt, um experimentell als auch theoretisch das Leck-vor-Bruch-Kriterium abzusichern.

Im Projekt Kernschmelzen wurden Untersuchungen zum Ereignisablauf durchgeführt, für den ein postuliertes Notkühlversagen vorzusetzen ist.

Ziel des Projektes ist es, die thermischen, chemischen und mechanischen Folgen eines postulierten Notkühlversagens aufzuklären. Voraussetzung dafür ist eine genaue Kenntnis der mit dem Kernschmelzen verbundenen physikalischen und physikalisch-chemischen Phänomene beim Aufheizen und Abschmelzen des Kerns, während der Restwasserverdampfung, des RDB-Versagens und bei der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton. Die Untersuchungen im Projekt konzentrierten sich auf die 4 Phasen des Unfallablaufs:

- Kernaufheizung und Versagen der Kerntragestrukturen
- Verdampfung des Restwassers im RDB-Boden
- RDB-Aufheizung und Versagen
- Wechselwirkung der Kernschmelze und Beton.

Als Ergebnis der durchgeführten experimentellen und theoretischen Arbeiten konnten die Problemkreise weiterführender Arbeiten eingegrenzt werden.

So werden insbesondere Arbeiten schwerpunktmäßig zur Thematik des schnellen Energieaustausches durchgeführt, um die Belastungen und die Integrität des Containments näher zu untersuchen. Weiterhin werden Untersuchungen von Beton/Schmelze-Wechselwirkung in einer Großversuchsanlage durchgeführt im Hinblick auf die Absicherung der Penetration der Schmelze durch den Beton, der Gasfreisetzung und Analyse sowie der Spaltproduktfreisetzung aus der Schmelze.

Im dritten Sachbereich werden Analysen der durch den Betrieb und durch Störfälle bedingten Strahlenbelastung durchgeführt. Ziel des Projektes Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung ist es, die Voraussetzungen dafür zu schaffen, daß im ungestörten und gestörten Anlagenbetrieb sowohl die Strahlenbelastung des Personals als auch die mittlere Strahlenbelastung der Bevölkerung in der Umgebung so weit wie möglich unter den nach der Strahlenschutzverordnung zulässigen lokalen Werten liegt.

Es werden daher Untersuchungen auf folgenden Gebieten durchgeführt:

- Untersuchung der Ausbreitung von Spalt- und Aktivierungsprodukten im Primärkreislauf und Containment
- atmosphärische Ausbreitung
- Verbesserung und Weiterentwicklung der Betriebszuverlässigkeit und Rückhaltesystemen für radioaktive Stoffe.

Im vierten Sachbereich "Analyse des Risikos von Kernenergieanlagen" werden im Projekt Risiko und Zuverlässigkeit Untersuchungen zusammengefaßt, die zum Inhalt haben, auf der Grundlage probabilistischer Methoden das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko zu bestimmen.

Im Rahmen dieses Projektes ist die Deutsche Risikostudie durchgeführt worden. Ich möchte hier nicht näher auf die Studie eingehen, da sie bereits an verschiedenen anderen Stellen ausführlich diskutiert wird. Doch lassen Sie mich kurz darlegen, daß die Fortführung der Arbeiten zur Risikoanalyse notwendig ist.

Im Blick auf die Gesamtzielsetzung des Projektes können die zur Phase A erzielten Ergebnisse nur als Zwischenergebnisse bewertet werden, die in der geplanten Phase B weiter zu vertiefen und abzusichern sind.

Zu den bisherigen Arbeiten zur Phase A, die sich weitgehend an den Voraussetzungen und Methoden von WASH 1 400 orientieren, hat sich gezeigt, daß eine Reihe wichtiger Problemstellungen noch ausführlicher zu untersuchen ist. Da ist eine Reihe von Punkten, die aber noch nicht umfassend und systematisch genug behandelt werden konnten. Als Beispiel kann genannt werden:

- die Beurteilung möglicher Common Mode Versagensereignisse
 - die Bewertung des menschlichen Fehlverhaltens
 - die Beurteilung der Ergebnisse zum Festigkeitsverhalten von Bauteilen und Komponenten unter Störfalllasten
- und
- die Beurteilung von Unsicherheiten der Ergebnisaussagen.

Desweiteren sind in anderen Bereichen der Sicherheitsforschung und des Strahlenschutzes in den letzten Jahren wichtige Forschungsergebnisse erzielt worden, die in den bisherigen Risikountersuchungen noch nicht berücksichtigt werden konnten. Hierzu wird auf Ergebnisse neuerer Untersuchungen zum Brennstabverhalten nach Kühlmittelverlust im Rahmen der Kernnotkühlung und des Kernschmelzens und auf die Vorhaben im Forschungsprojekt Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung hingewiesen.

Der damit erreichte Kenntnisstand sollte für weiterführende Risikountersuchungen im Rahmen der geplanten Phase B genutzt werden.

Internationale Zusammenarbeit

So wie im Zuge der Programmabwicklung der Minister für Forschung und Technologie bestrebt ist, alle fachlich kompetenten Stellen im nationalen Bereich in das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit einzubinden, so wird durch internationale Zusammenarbeitsvereinbarungen meist auf bilateraler Basis sichergestellt, daß auch das technische Know-how unserer Vertragspartner deutschen Forschungsstellen zur Verfügung steht.

Hier sind die Vereinbarung zur Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit mit der USNRC, EPRI, CEA, Japan sowie auf ausgewählten Gebieten der Reaktorsicherheit mit UKAEA und Schweden zu nennen.

Neben der bilateralen Zusammenarbeit wird auch multilateral in den internationalen Organisationen OECD, IAEA und der Europäischen Gemeinschaft zusammengearbeitet.

Ziel dieser verschiedenen Vereinbarungen ist die enge Zusammenarbeit auf Gebieten gemeinsamen Interesses. Die Kooperation wird durch Expertenaustausch, gemeinsame Sitzungen, Diskussionen von Arbeitsprogrammen und gemeinsamen Experimenten verwirklicht. Zur administrativen Abwicklung sind Koordinatoren und Kontaktpersonen namentlich benannt, die durch die GRS, Bereich Forschungsbetreuung, unterstützt werden.

In diesem Zusammenhang ist das Projekt LOFT zu nennen, zu dem aufgrund der bilateralen Vereinbarungen besonders enge Verknüpfungen zum Forschungsprogramm bestehen.

Als herausragendes Ereignis dieser Kooperation lassen Sie mich das trilaterale Projekt 2D/3D nennen.

Das 2D/3D-Projekt ist ein gemeinsames Vorhaben der BRD, Japan und der USA zur experimentellen und theoretischen Untersuchung von dreidimensionalen Effekten während der Wiederauffüll- und Flutphase im DWR nach einem Kühlmittelverluststörfall. Die Zielsetzung beinhaltet die Durchführung von Experimenten in großem Maßstab, deren Ergebnisse für die Verifikation eines gleichzeitig zu entwickelnden Rechenprogramms Verwendung finden. Darüberhinaus können detailliertere Erkenntnisse zur Wirksamkeit der Kernnotkühlung gewonnen werden, die ein Ausloten der Sicherheitsreserven ermöglichen.

Aufgrund der zu erwartenden hohen Kosten wird das Vorhaben im Rahmen von internationalen Vereinbarungen von den drei beteiligten Ländern arbeitsteilig durchgeführt. Die Laufzeit des Projektes wird etwa 5 Jahre betragen.

Den deutschen Beitrag stellt eine Versuchsanlage dar, die das obere Plenum und den Ringraum eines DWR im Maßstab 1 : 1 sowie die Simulation der übrigen Primärkreis Komponenten enthält. In Japan wird parallel hierzu ein zweidimensionaler Ausschnitt aus dem Reaktorkern experimentell untersucht (SCTF, Slab Core Test Facility). Die USA entwickeln eine fortschrittliche Zweiphasen-Meßtechnik für beide Versuche und ein dreidimensionales Rechenprogramm (TRAC) für die analytischen Untersuchungen und die analytische Kopplung der Versuchsanlagen.

Die deutsche Versuchsanlage UPTF (Upper Plenum Test Facility) befindet sich zur Zeit im Stadium der Planung. Die Versuchsanlage soll auf dem Gelände von GKM erstellt werden. Die etwa 40 Versuche sind für den Zeitraum 1982 und 1983 geplant.

Die Experimente in der deutschen UPTF und japanischen SCTF werden zeitlich und technisch intensiv aufeinander abgestimmt, so daß die Ergebnisse in der Gesamtheit als wesentlicher Beitrag für die Programmverifikation und zur Beurteilung der Wirksamkeit der Notkühlung zu sehen sind.

Ausblick

Das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit von Leichtwasserreaktoren habe ich Ihnen in den Sachbereichen und Projekten dargelegt, wie es zur Zeit in der Abwicklung ist. Neben der aktuellen Abwicklung werden die Forschungsaktivitäten auf neue Gebiete ausgedehnt, die sich zum großen Teil aus den bereits durchgeführten F + E-Arbeiten ableiten.

So sind zum Beispiel die zeitlichen Prioritäten mit Bezug auf die Untersuchungen zum Problembereich kleines Leck geändert worden und Untersuchungen der thermohydraulischen Vorgänge TMI-ähnlicher Störfallabläufe in PKL vorgezogen worden. Bei LOBI sind bereits entsprechende Experimente geplant.

Hier zeigt sich insbesondere, daß eine umsichtige Planung von Versuchsanlagen die Untersuchung eines breiten Spektrums von Störfallabläufen ermöglicht.

Weiterhin sind bereits Anstrengungen aufgrund der Ergebnisse aus dem Projekt Qualitätssicherung unternommen worden, um ein Projekt Mensch/Maschine-Zusammenspiel zu erarbeiten. Die besondere Bedeutung dieses Projektes wurde durch TMI und die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie unterstrichen. Erste F + E-Arbeiten zu diesem Themenkreis sind in der Bewilligungsphase.

Desweiteren hat auch die Risikoanalyse gezeigt, daß die System- und Störfallanalyse in der feineren Verästelung der Abläufe notwendig ist zur Eingrenzung möglicher Schwachstellen der Systeme und dynamischer Vorgänge. Als Beispiel sind zu nennen der schnelle Energieaustausch bei Kernschmelzen, die Speziellen Transienten, vertiefte analytische Beschreibung der Vorgänge im Reaktor und die mathematische Analyse von dynamischen Abläufen.

Die im Forschungsprogramm Reaktorsicherheit dargelegten Schwerpunkte liefern einen wesentlichen Beitrag zur Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik und Auslotung der Sicherheitsreserven. Insbesondere ist die Weiterentwicklung des methodischen Ansatzes der Risikoanalyse geeignet, die Risiken verschiedener komplexer Technologien zu vergleichen. Zum anderen bietet das errechnete Risiko eine Orientierungshilfe bei Prioritätensetzung im Forschungsbereich.

Das ständig wachsende Interesse der Öffentlichkeit an der Sicherheitsforschung erfordert daher eine klare politische Umsetzung der Ergebnisse.

Die Verbesserung der Transparenz der Forschungsergebnisse bleibt eine Aufgabe, die alle beteiligten Stellen gemeinsam angehen müssen. Nur eine Weiterführung und Vertiefung der Kommunikation von Wissenschaftlern, Gutachtern, Herstellern, Betreibern und der Öffentlichkeit kann hierfür die erforderliche Basis schaffen.

Im Forschungsprogramm Reaktorsicherheit sind verschiedene Maßnahmen ergriffen worden, um die Umsetzung zu gewährleisten und Gelegenheit zur Kommunikation zu bieten.

SACHBEREICH "STÖRFALLVERMEIDUNG"

Diskussionsleiter: E. Mundry

ZERSTÖRENDE UND ZERSTÖRUNGSFREIE WERKSTOFF- UND BAUTEILEUNTERSUCHUNGEN UND DEREN ZUSAMMENSPIEL IN DEN PROJEKTEN DES FORSCHUNGSPROGRAMMS REAKTORSICHERHEIT

K. Kußmaul (MPA) und P. Höller (Izfp)

Zähigkeit und Fehlergröße bestimmen die Belastbarkeit der Komponente. Diese beiden Haupteinflußgrößen sind einmal durch die Fertigung vorgegeben, zum anderen ändern bzw. entwickeln sie sich im Laufe der Betriebszeit, abhängig vom Belastungsspektrum und den Umgebungseinflüssen (Temperatur, Kühlmittel und Neutronenstrahlung.)

Aufgabe der Werkstoffprüfung ist es, verlässliche Daten für örtliche und integrale Zähigkeit sowie Einzelfehler nach Art, Lage und Größe, ferner bei Fehlerfeldern und Vielfachfehlern deren geometrische Anordnung zu schaffen.

Da ein ausreichendes Instrumentarium für die Verknüpfung von Zähigkeit und Fehlerzustand mit Höhe der Belastbarkeit und Rißwachstum unter allen vorkommenden Beanspruchungen nicht zur Verfügung steht, wird bisher von konservativen Konzepten unter Anwendung der linear-elastischen Bruchmechanik und einfachen Werkstoff- und Fehlermodellen ausgegangen.

Der vorliegende Beitrag zeigt auf, welche besonderen Fertigungs- und Prüfschritte zur Bereitstellung der erforderlichen Probenarten und -größen angewandt werden müssen, um, angefangen von der Erschmelzung der Blöcke bis zur Fertigstellung der Komponente, die benötigten Daten für die Bruchanalyse ausreichend zuverlässig zu gewinnen.

Die Hauptschwierigkeit, kennzeichnende und teilweise grenzüberschreitende Werkstoff- und Fehlerzustände zu erzeugen, konnte überwunden werden.

In den Forschungsprogrammen Komponentensicherheit und Großbehälter stehen bei einem Gewicht von über 1500 t ausreichend repräsentative Werkstoffe zur Verfügung, aus denen derzeit geschweißte Proben bzw. Bauteile für die Prüfung mit konventionellen und neuartigen Methoden bereitgestellt werden.

Die bis jetzt vorliegenden zerstörend (Klein- und Großproben auf Maschinen bis zu 100 MN) und zerstörungsfrei (schwerpunktmäßig Ultraschall und Schallemission) ermittelten Ergebnisse beziehen sich auf Reinheitsgrad, Seigerungsrisse und Schweißrisse (letztere insbesondere in der Wärmeeinflußzone).

Die Zähigkeit der verwendeten Werkstoffe überdeckt dabei den gesamten Bereich einschließlich des konservativ zu erwartenden end-of-life Zustandes.

DISKUSSION

W. H ü b s c h m a n n (KfK):

Ich bin stark beeindruckt von dem Aufwand, mit dem das Werkstoffverhalten unter Rißbildung untersucht wird, und von der Sorgfalt der Belastungsanalyse großer Reaktorkomponenten. Dieser Aufwand hat aber nichts daran ändern können, daß der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung als Auslegungsunfall eines DWR postuliert wird. Halten Sie, Herr Professor Kußmaul, dieses Postulat angesichts der sorgfältigen Prüf- und Überwachungsverfahren noch für realistisch? Wie groß schätzen Sie gegebenenfalls die Wahrscheinlichkeit eines solchen Werkstoffversagens ein?

K. K u ß m a u l (MPA):

Sie bringen mich in Verlegenheit, wenn ich jetzt in der Terminologie der Wahrscheinlichkeit antworten soll. Erlassen Sie mir deshalb eine Zahl, die sehr klein ist, zu nennen. Ich persönlich habe kürzlich in Dortmund erstmals in der Öffentlichkeit den Standpunkt vertreten, diese Postulate, seien sie bezogen auf den doppelendigen Rundabriß oder auf den überkritischen Längsriß, der noch problematischer ist, als der doppelendige Rundabriß, zu verlassen.

Ob die entsprechenden Gremien diesen Vorstellungen folgen werden, ist eine andere Sache. Die Frage der Basissicherheit scheint mir hierbei entscheidend.

Aber noch einmal: Der doppelendige Abriß ist nach meinem Verständnis nicht derjenige Fall, der uns von der Sicherheitsseite her extrem berührt. Die kleinen Lecks sind eigentlich die Dinge, die uns mehr beschäftigen müssen.

E. M u n d r y (BAM):

Wie werden Risse im Rahmen des Großbehälterprogramms so produziert, daß sie nach Lage, Art, Größe und dergleichen dem potentiellen, realistischen Schadensfall genügend gut entsprechen?

K. K u ß m a u l (MPA):

Ja, auch hier wird man das ganze Parameterfeld durchfahren, so daß man Risse so erhält wie sie in der Praxis auftreten auch in den Größen, sei es als Heißrisse, sei es als Kaltrisse, sei es als Relaxationsrisse. Wenn wir jetzt ans Schweißen denken: man wird die ganz großen Rißbildungen nur mit Parametern erhalten, die stark abweichen von dem, was in der Fertigung üblich ist, z.B. indem man nicht mehr vorwärmt (indem man Wasserstoff anbietet), indem man viel Schwefel anbietet, um die Heißrißgefahr zu erhöhen und so fort. Kurzum, man wird sich dann die gewünschten Zustände heraussuchen können.

E. M u n d r y (BAM):

Wie weit ist es inzwischen möglich, mittels Schallemissionsanalyse Schweißverbindungen während des Schweißens zu kontrollieren, d.h. Ribbildungssignale von den Schweißgeräuschen zu trennen?

K. K u ß m a u l (MPA):

Hierzu möchte ich folgendes anführen:

Die Form großer Kaltrißbildung, die ich Ihnen gezeigt habe, ist, auf jeden Fall eine Ribbildung, die nach dem Schweißen erfolgt, und wird eindeutig angezeigt.

P. H ö l l e r (Izfp):

Im Rahmen der RS-Programme ist die Schallemissionsprüfung beim Schweißen bisher nicht untersucht worden. Herr Eisenblätter hat Kaltrißbildung nach dem Schweißen untersucht; mit positivem Ergebnis. In den USA laufen seit Jahren Experimente in 2 Instituten. In den kommenden Monaten wird das in USA entwickelte System bei Probeschweißungen in KS demonstriert.

E. A. H a m p e (EG, Luxemburg):

Es gibt in Sachen Ribbildung auch gewichtige Probleme in der Praxis.

In Frankreich z.B. will man die Veränderung der Ribdimensionen während des Anlagenbetriebes verfolgen.

- Ist eine solche Methodik Ihrer Meinung nach genügend verläßlich und ausreichend?
- Gibt es diesbezüglich eine Zusammenarbeit mit den französischen Stellen, so daß einerseits die Versuchsergebnisse und andererseits die Erfahrungen aus dem Betrieb wechselseitig ausgewertet werden können?
- Sind Ihre Experimente für Ribphänomene beim Dampferzeuger und am Reaktordruckbehälter in gleicher Weise gültig?
Oder: Wie wird die mögliche Versprödung des Behälterwerkstoffs infolge Bestrahlung berücksichtigt?

K. K u ß m a u l (MPA):

Zunächst zur Zusammenarbeit. Diese besteht. Die Bundesregierung hat mit der französischen Regierung ein entsprechendes Abkommen. Im Rahmen dieses Abkommens gibt es auch eine deutsch-französische Kommission. In dieser Kommission gibt es wiederum eine Gruppe, in der die Fachleute ihre Erfahrungen austauschen, unter anderem auch zum Problem der Unterplattierungsrisse.

Diese Ribart ist uns wohl bekannt. Sie hat auch letztlich den Anstoß gegeben vor zehn Jahren größere Arbeiten unverzüglich

in Angriff zu nehmen, obwohl es mir persönlich gar nicht um diese Art von Rißbildung geht. Ich halte sie unter den mir bekannten Belastungsbedingungen für ungefährlich.

Es gibt aber Belastungsfälle (und die Franzosen legen ihre Anlagen entsprechend aus), die unter Umständen, wenn man konservativ analysiert, in Jahren (6 Jahre werden angegeben) dazu führen, daß diese Rißchen größer werden, und die Plattierung dann durchdringen. Ich sehe für die deutschen Gefäße diese Probleme nicht so. Im übrigen haben wir seit 10 Jahren entsprechende Schweißmaßnahmen ergriffen, die es verhindern, daß derartige Rißchen in Druckbehältern entstehen.

Dann zur Frage des Thermoschocks. Ich hatte in meinen einleitenden Ausführungen schon bemerkt, daß ein Schwerpunkt der Programme, die ich Ihnen vorgestellt habe, auch die Notkühlung ist. Bei der Notkühlung schrecken wir ja durch die Kaltwasserzufuhr die Reaktordruckbehälterwand ab. Die daraus resultierende Wärmespannung ist relativ hoch und die unter diesen Umständen vorliegenden Zustände erfordern weitere genauere Untersuchungen. Diese sind in Gang gesetzt worden. Weitere Aufschlüsse hierüber sind bald zu erwarten. Es kann die Erwartung ausgesprochen werden, daß die Ergebnisse positiv sind. Vielleicht wird man sich bei manchen alten Anlagen überlegen müssen, ob man die Strahlenversprödung ausheilen soll (damit spreche ich ein neues Problem an), oder ob man den Sicherheitsabstand durch neuere Erkenntnisse theoretischer Zusammenhänge verringern kann.

Generell streben wir an, bei den Neuanlagen Zustände zu schaffen, in denen auf jeden Fall eine deterministische Behandlung auf physikalisch-mechanistischer Grundlage möglich ist.

H. Z i n k e (TÜV, Wien):

Wie erfolgt die Simulation der neutroneninduzierten Strahlenversprödung?

K. K u ß m a u l (MPA):

Wenn die Grenzen der chemischen Zusammensetzung ausgenützt werden, die uns in der Spezifikation vorgegeben sind, zur ungünstigsten Seite hin, dann gelingt es uns, über den Versetzungsmechanismus durch entsprechende Wärmebehandlung die Festigkeit zu steigern und gleichzeitig die Zähigkeit zu verringern. In der Tat ist es gelungen, Referenzzustände zu erzeugen mit etwa 700 N/mm² Streckgrenze und einer Zähigkeit in der Hochlage von 40 Joule und dies bei einem Gewicht von 200 Tonnen. Sie werden eingesetzt z.B. für die Berstversuche, die ich genannt habe, um das Rißstoppverhalten zu untersuchen. So werden z.B. Thermoschock-Versuche ausgeführt mit dickwandigen Behältern und 200 mm Wanddicke, wobei der Werkstoff innen spröde gemacht wird. Dies geschieht z.B. indem man in diese Hohlzylinder mittels des Elektroschlackeumschmelzverfahrens einen spröderen Werkstoff hineinschmilzt. Dies ist ein Verfahren, das auch in

der großtechnischen Anwendung gebraucht und auch eingesetzt wird, z.B. für die Herstellung von Komponenten. Auf diese Weise gelingt es uns, den gewünschten Werkstoffgradienten über der Wand zu erzeugen. Und solche Kunstgriffe muß man natürlich anwenden, um die Bestrahlung mit Großproben zu simulieren.

UNTERSUCHUNGEN ÜBER METHODEN UND SYSTEME ZUR VERBESSERUNG DER MENSCH-MASCHINE KOMMUNIKATION IN KERNKRAFTWERKEN

W. Bastl (GRS)

Bei Errichtung und Betrieb einer großtechnischen Anlage wie einem Kernkraftwerk treten sehr verschiedenartige Probleme der Mensch-Maschine-Kommunikation auf. Man kann sie im Hinblick auf die unterschiedlichen von Menschen auszuübenden Tätigkeiten oder auf sie ausgeübte Einflüsse grob in vier Blöcke gliedern: Herstellung - Maschine, Betrieb - Maschine, Überwachung - Maschine, Umwelt - Maschine. Dieser Vortrag zielt auf den Kernkraftwerksbetrieb und die damit zusammenhängenden Fragestellungen ab.

Zur Führung einer technischen Anlage und der in ihr ablaufenden physikalischen Prozesse sind grundsätzlich folgende Einrichtungen notwendig:

- Ein Informationssystem zur Erfassung und Präsentation der den Prozeß und den Anlagenzustand charakterisierenden Meßgrößen.
- Ein Steuer- und Regelsystem zur Beeinflussung des Prozesses im gewünschten Sinn.
- Ein Prüfungs- und Tastsystem zur ständigen Überwachung der Anlagenqualität.

Diese Einrichtungen stellen das Bindeglied zwischen Anlage/Prozeß und dem Betriebspersonal dar und spielen daher bei der Gestaltung der Mensch-Maschine-Beziehung eine hervorragende Rolle. Insbesondere die Bereitstellung einer optimalen Information des Operateurs bei komplexen Störungen oder Störfällen ist eine sehr schwierige Aufgabe. Wie die Erfahrung zeigt, sind Fehlhandlungen des Betriebspersonals in solchen Situationen zum großen Teil auch darauf zurückzuführen, daß die übermittelte Information über den Anlagenzustand unvollständig oder unzureichend ist. In diesem Zusammenhang ergeben sich die Fragen nach dem günstigsten Automatisierungsgrad einer Anlage, dem notwendigen Ausbildungs-Niveau und den Trainingsstrategien für das Personal, oder die Gestaltung der Betriebshandbücher und der Prüfanweisungen.

Auf rein technischer Seite ist das Gebiet Leit- und Warten-technik von der stürmischen Entwicklung in der Elektronik gekennzeichnet. Bussysteme ermöglichen eine flexiblere Bereitstellung der von den Meßeinrichtungen gelieferten Signale, der Einsatz von Mikroprozessoren und Prozeßrechnern setzt der Signalverarbeitung nahezu keine Grenzen mehr und die Bildschirm-technik erlaubt es, bei der Darstellung der aus der Anlage kommenden Informationen neue Wege zu beschreiten. Andererseits blickt die Kraftwerkstechnik auf eine lange Entwicklung und einen reichen Erfahrungsschatz zurück. Diese Erfahrung ist auch in die Entwicklung der KKW-Leittechnik eingeflossen und es darf nicht verkannt werden, daß bereits viele der heute wieder aufgeworfenen Fragen zufriedenstellend gelöst sind. Jedoch besteht

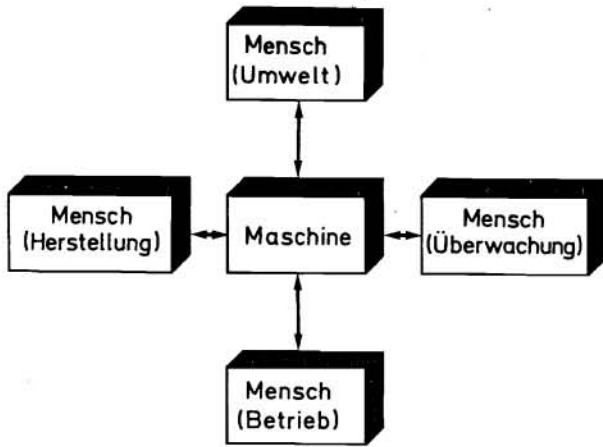
kein Zweifel, daß die Nutzung der Kernenergie andere Maßstäbe setzt, denn hier sind bestimmt die Sicherheitsanforderungen besonderer Art, und die großen Leistungseinheiten verlangen schon allein aus wirtschaftlichen Gründen einen möglichst störungsfreien Betrieb.

Es werden in Deutschland parallel zur sukzessiven Fortentwicklung der bestehenden Leittechnik- und Wartensysteme daher seit längerer Zeit Anstrengungen unternommen, durch neue Entwicklungen die Kommunikation Mensch-Maschine entscheidend zu verbessern. Im Rahmen von Forschungsprogrammen - zum Großteil vom Bund getragen - wurde und wird punktuell an besonders erfolgversprechenden Systemen zur Unterstützung des Betriebspersonals gearbeitet, zum Teil auch an übergreifenden Projekten für neue Wartekonzepte. Folgende Aufgabenkomplexe sind zu nennen:

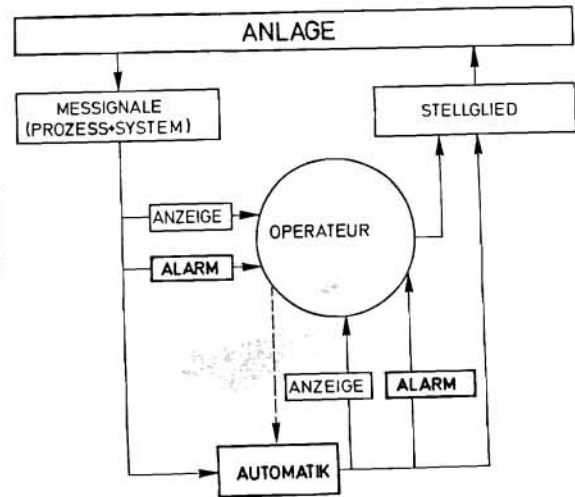
- spezielle Meßtechniken zur On-line-Überwachung des mechanischen Zustands der Reaktoranlage;
- Einsatz von Prozeßrechnern zur optimalen Darstellung des Anlagenzustands, zur Alarmkondensation und Alarmanalyse;
- Einsatz der Bildschirmtechnik in der Warte;
- neue Wartekonzepte und
- menschliche Faktoren im Kernkraftwerk.

Im Vortrag werden die wichtigsten Ergebnisse der Forschungsvorhaben erläutert und bewertet. Das bisherige punktuelle Vorgehen erscheint zweckmäßig, da die o.g. Einzelsysteme zum Teil schon sehr weit entwickelt werden konnten, zum Teil sogar Erprobungen vor Ort angelaufen sind. Bei entsprechender Bewährung macht diese Vorgehensweise auch einen baldigen Einsatz in der Praxis möglich. Andererseits wird es verstärkt notwendig, die derzeitigen Wartekonzepte neu zu überdenken, denn die neu entwickelten Systeme können in Zukunft nur dann erfolgversprechend eingesetzt werden, wenn sich dadurch auch Reduktionen der konventionellen Warte ergeben, d.h. die Übersichtlichkeit verbessert wird.

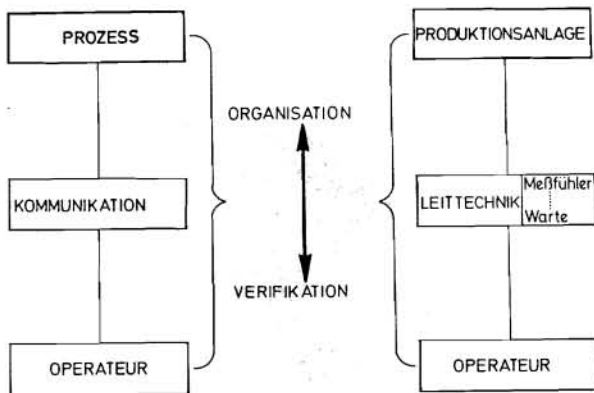
Der Einsatz neuer Techniken und die damit einhergehende Veränderung in der Struktur der Mensch-Maschine-Beziehung macht es darüber hinaus notwendig, die Rolle des Operateurs neu zu überdenken. Es ist daher dringend erforderlich, die zur Zeit anlaufernden BMFT-Projekte "Neue Leittechnik" und "Mensch-Maschine-Kommunikation" möglichst rasch zu konkretisieren, damit Schritt für Schritt mit der Entwicklung von Einzelsystemen auch Fragen des Gesamtkonzepts einer Lösung zugeführt werden können.



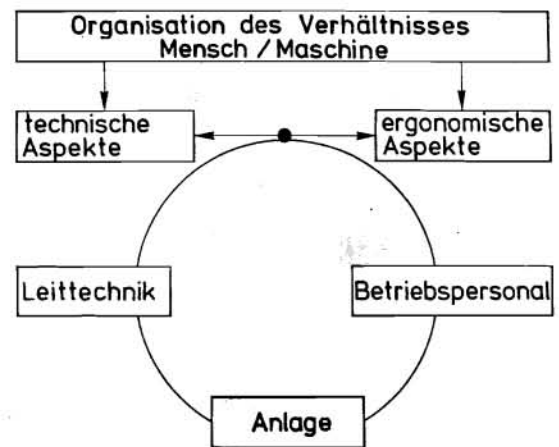
MENSCH - MASCHINE KOMMUNIKATION



LEITTECHNIK, DAS BINDEGLIED ZWISCHEN OPERATEUR UND ANLAGE



MENSCH - MASCHINE KOMMUNIKATION IM BETRIEB



ÜBERLAPPUNG TECHNISCHER UND ERGONOMISCHER ASPEKTE

Zuverlässigkeit von Geräten

- Methoden zur Voralterung

On-Line Qualitätssicherung

- Datenerfassung / Verarbeitung
- Überwachung auf mech. Schwingungen, Lose-Teile, Leckagen
- Reaktorkernüberwachung

Prozessrechner / Mikroprozessoren

- Schutzbegrenz. mit Kleinrechnern
- Sicherheit der Prozeß-DV

Ergonomie

- Wartungsgestaltung
- Betriebs- / Wartungshandbücher

Simulatoren

- Trainingsimulator
- On-Line Echtzeitsimulatoren

Ziel:

- Optimale Alterungsverfahren

Programm:

- Alterungsexperimente (u.a. Ausfallverhalten mit und ohne Alterung)
- Alterungsvorschriften (Zeit, Temperatur, Beschleunigung, Über- bzw. Unterspannung)
- Erprobung der Vorschriften im Dauertest
- Vergleich Theorie-Experiment

Stand:

- Teststruktur fertiggestellt
- Konstantstromquellen, Regelgeräte, Burstscheibenelektronik untersucht
- Höchste Ausfallhäufigkeit an Steckverbindungen

DERZEITIGE F+E-AKTIVITÄTEN ZUM THEMENKREIS MMK.

ZUVERLÄSSIGKEIT VON GERÄTEN

Beispiel:

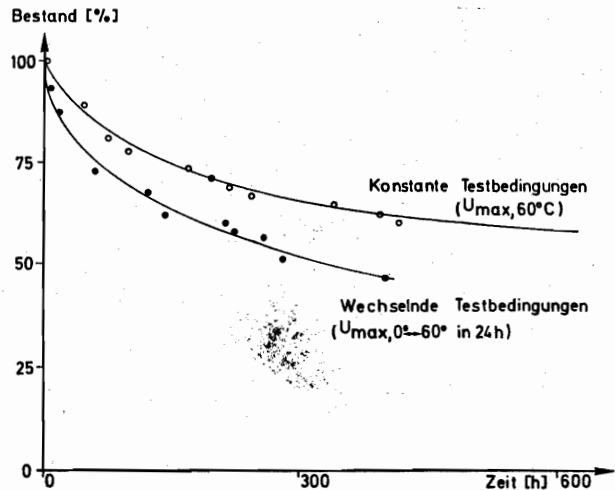
Entwicklung eines Systems zur Erfassung, Verarbeitung und Darstellung von Meßdaten aus dem Reaktorkern

Stand:

- System fertiggestellt
 - Überwachung von 32 Meßsignalen (8 Meßkanäle)
 - 32 Verstärker mit variablem HP-Filter
 - Bei Grenzwertüberschreitung Analogbandspeicherung von 12 Signalen
- Interaktiver Konsolidialog zur Darstellung von RMS, AKF, KKF, ALDS, KLDS, KOH

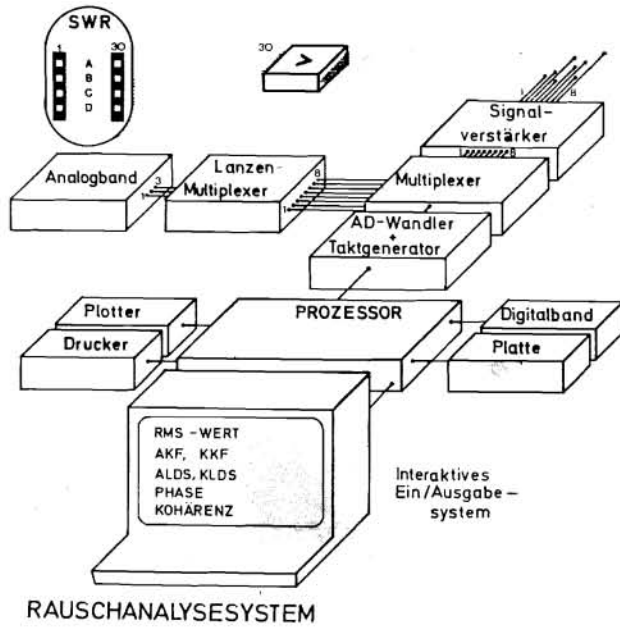
Wichtigste Weiterarbeit:

- Verbesserung der Grenzwertkriterien



ON-LINE QUALITÄTSSICHERUNG-SYSTEME

BESTANDSABNAHME VON REGELGERÄTEN IN ANALOGTECHNIK BEI ZWEI VERSCHIEDENEN VORALTERUNGSMETHODEN

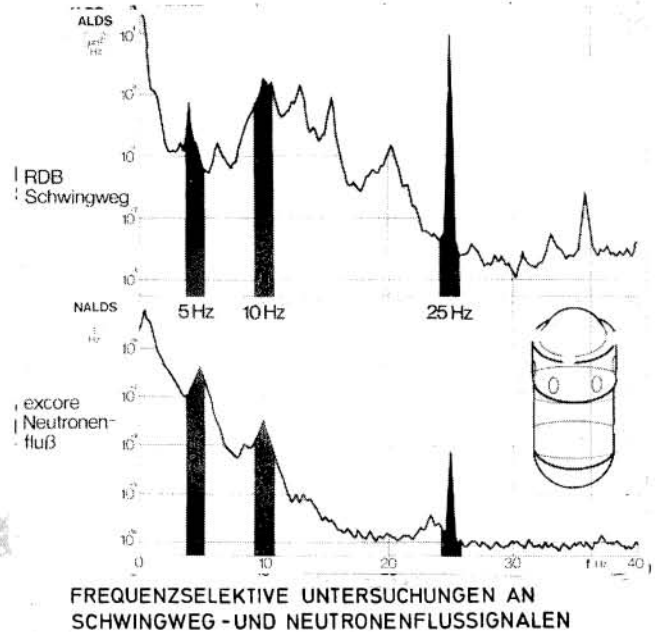
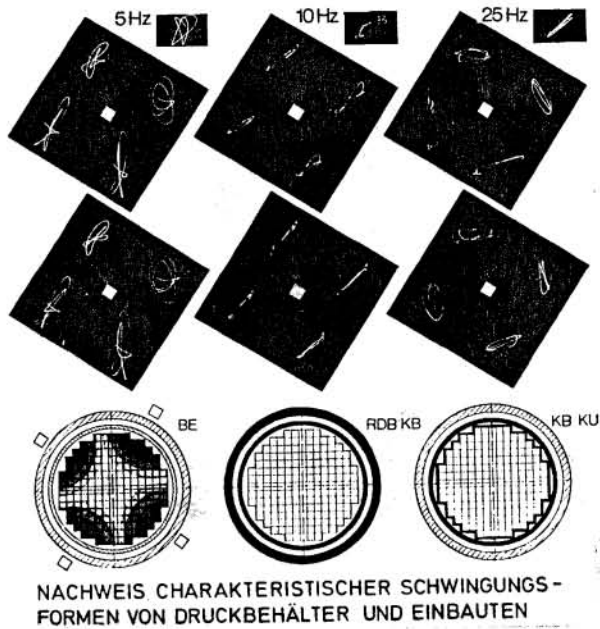


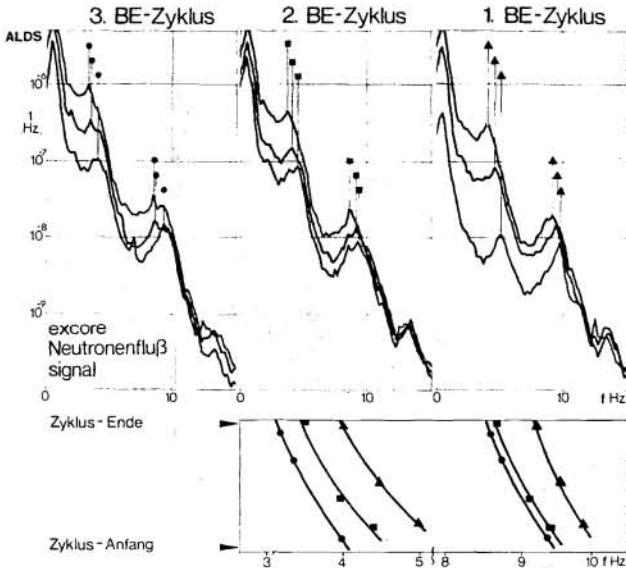
Beispiel:
On-Line Schwingungsmessung

Ziel:
Untersuchung der Schwingungen von Primärkreis-komponenten auf Abweichung vom Normalzustand (Amplituden- und Frequenzbereich)

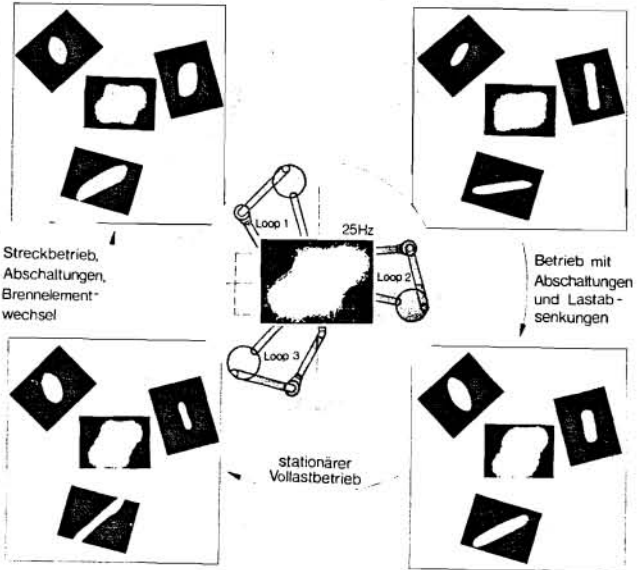
- Stand:
- Prototypsystem in GKN installiert
 - Rechenmodelle zur Ermittlung der Schwingungen erstellt
 - Vergleiche Theorie-Experiment abgeschlossen
 - Langzeitversuche angelaufen

ON-LINE QUALITÄTSSICHERUNG-METHODEN

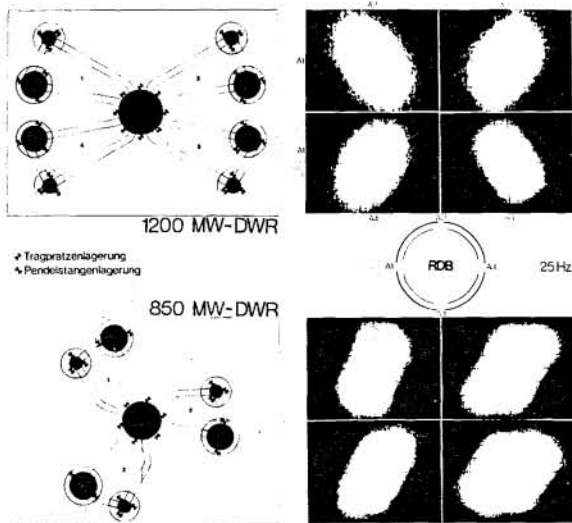




SYSTEMATISCHE VERÄNDERUNGEN IM BRENN-ELEMENTSCHWINGUNGSVERHALTEN WÄHREND DER KERNREISEZEIT



EINFLÜSSE VON AN-UND ABFAHRVORGÄNGEN AUF DAS PRIMÄRKREISSCHWINGUNGSVERHALTEN



VERGLEICHUNTERSUCHUNGEN: DRUCKBEHÄLTERSCHWINGUNGSVERHALTEN BEI PUMPEN-NENN-DREHZAHL

Ziel:

- Unterstützung des Operateurs durch Meßsignalanalyse in Bezug auf
 - Augenblicklichen Zustand der Anlage
 - Primäre Ursache einer Störung
 - Mögliche Weiterentwicklung einer Störung

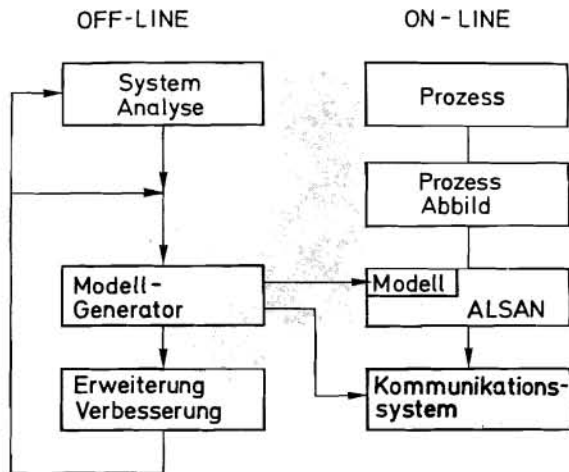
Programm:

- Entwicklung eines flexiblen Analyse- und Kommunikationssystems
- Anwendung auf ausgewählte Systeme eines DWR
- Erprobung im praktischen Einsatz

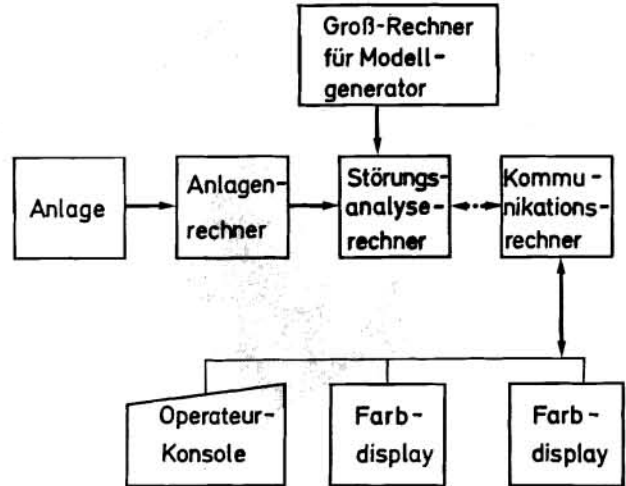
Stand:

- Software entwickelt und am Simulator ausgetestet
- Hauptspeisewasser- und Hauptkondensatsystem implementiert
- System im KKW Grafenrheinfeld installiert

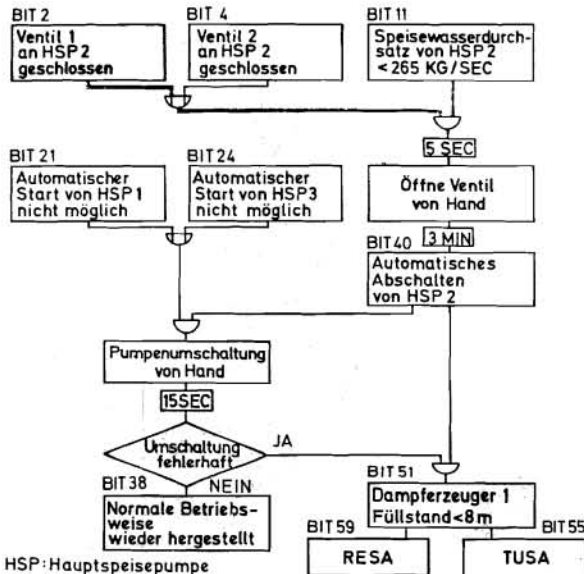
STÖRUNGSANALYSESYSTEM



STAR - GRUNDSÄTZLICHER AUFBAU



STAR-HARDWARE KONFIGURATION



HSP: Hauptspeisepumpe

VEREINFACHTES BEISPIEL EINER STÖRUNGSANALYSE

Ziel

- Verbesserung der Möglichkeiten zur Begrenzung von Prozessvariablen

Programm:

- Heißkanalabschätzung und DNB-Berechnung im meist belasteten Kanal für
- Gestaffelte Maßnahmen der Peak-oben/unten-Reaktorleistungsbegrenzungen
- 4 Rechnermodule in 2v4 Auswahl
- Fehlererkennung und Rechner selbstüberwachung zur Bewertung der Hardwaremäßigen Funktion
- Modell zum Nachweis der Zuverlässigkeit und Programmanalyse

Stand:

- Statistische Tests an einem Prüfautomaten
- Simulatortests
- Einbau in KKW Grafenrheinfeld ca. Jan. 1981

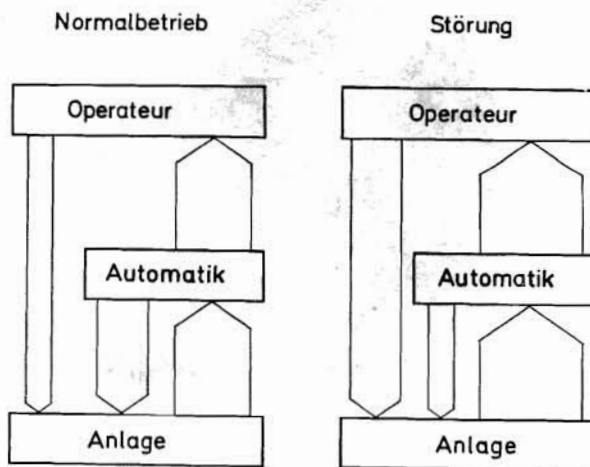
SCHUTZBEGRENZUNGSSYSTEM MIT KLEINRECHNERN

- Organisation (Arbeitsabläufe, Ausbildung, Motivation)
- Menschliche Zuverlässigkeit (Quantifizierung, Analytische Behandlung)
- Instruktionsgestaltung (Betriebshandbuch, Prüfhandbuch)
- Schaltwartungsgestaltung (Informationsübertragung an den Operateur, Problemlösungsverhalten des Operateurs)

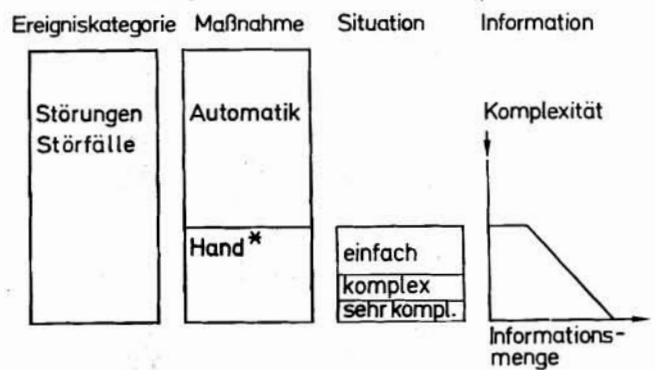
- Menschliche Faktoren im KKW
- Gestaltung von Betriebshandbüchern für KKW
- Rechnergestützter Leitstand
- Quantifizierung (Fehlerraten, Modelle)
- Neue Wartekonzepte

ERGONOMIE-THEMENÜBERSICHT

ERGONOMIE-PROJEKTE

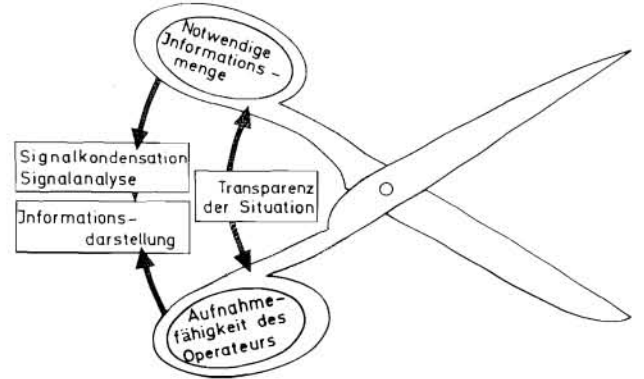
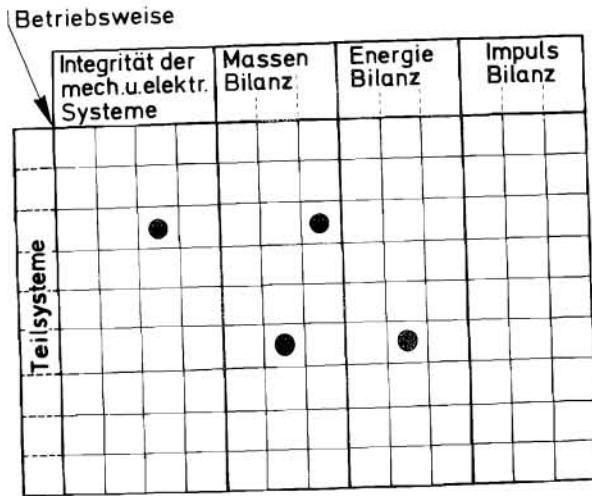


SITUATION BEI NORMALBETRIEB UND GESTÖRTEM BETRIEB



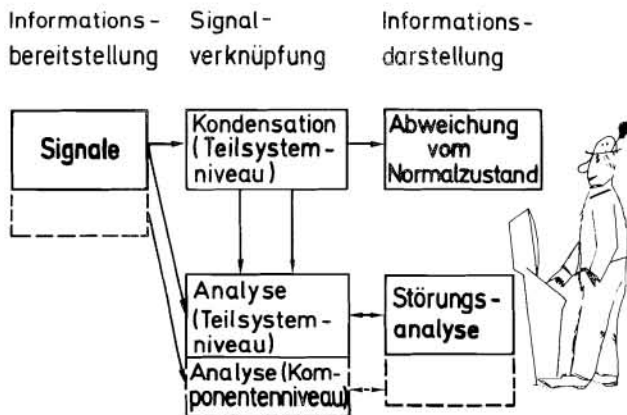
* Zeitspanne für Handeingriffe mind. 30 Minuten (KTA 3501)

ZUSAMMENHANG ZWISCHEN KOMPLEXITÄT DER SITUATION UND BENÖTIGTER INFORMATIONSMEGE

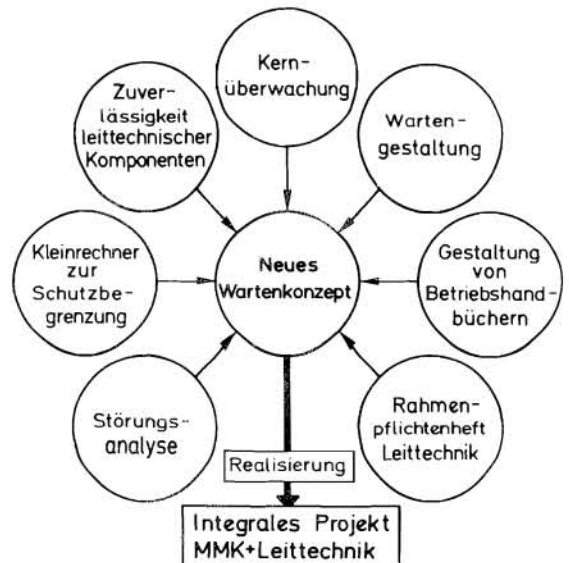


ÜB ÜBERSICHT ZUM SYSTEM-/PROZESSZUSTAND

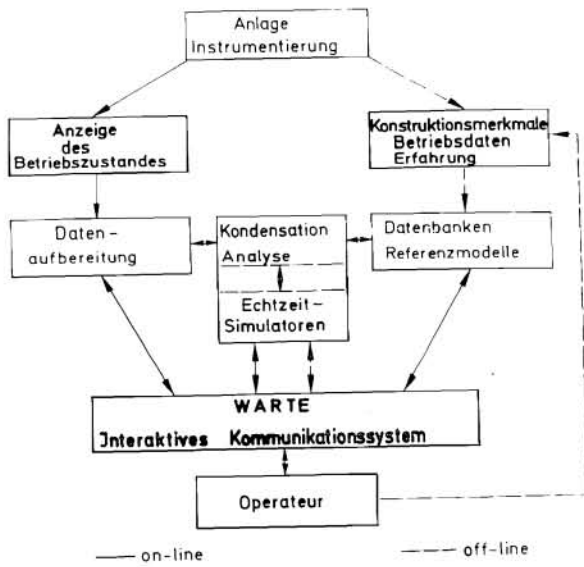
PROBLEM DER OPERATEURINFORMATION IN KOMPLEXEN SITUATIONEN



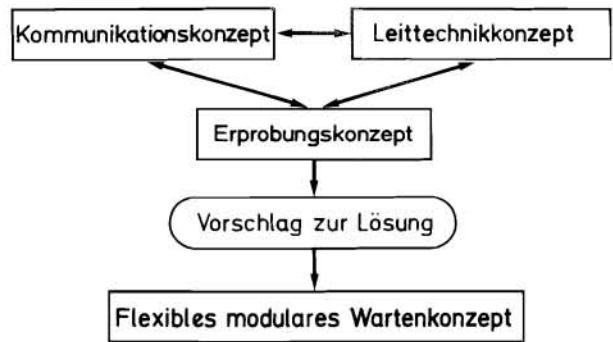
VERWENDUNG VON SIGNALKONDENSATION UND SIGNALANALYSE IM NEUEN KOMMUNIKATIONSKONZEPT



NOTWENDIGE ZUSAMMENFASSUNG DER EINZELPROJEKTE



NEUES KOMMUNIKATIONSKONZEPT



- Vorteile:
- Schrittweise Erprobung der Module im praktischen Betrieb
 - Leichte Änderungsmöglichkeit entsprechend praktischer Erfahrungen

VORGEHENSWEISE FÜR NEUES WARTENKONZEPT

DISKUSSION

W. H ü b s c h m a n n (KfK):

Während sich das Verhalten des Menschen gegenüber der Maschine nur in begrenztem Maße verbessern läßt, haben Prozeßrechner in den letzten Jahren eine erhebliche Weiterentwicklung erfahren. Daher ist es erstaunlich, daß ein Eingreifen des Operators gerade bei komplexen Störfällen erforderlich ist, bei solchen Störfällen, in denen viele Informationen zu verarbeiten sind. Gerade nach Harrisburg wünscht man sich ein stärkeres Eingreifen der Automatik auch bei Störfällen. Können Sie sich vorstellen, daß die Entwicklungen, die Sie zuletzt erläutert haben, zu einer vollautomatischen Schaltwarte führen, einer Warte, die bei allen denkbaren Störungen automatisch eingreift und den Reaktor in einen sicheren Zustand überführt, so daß der Operateur nur noch Beobachter ist?

W. B a s t l (GRS):

Meine Antwort ist nein. Und daher auch dieses oben erläuterte Konzept. Man muß dahinter auch noch den Prozentsatz der Handeingriffe sehen, der natürlich hier schwer angebar ist, aber Automaten können nolens-volens nur für die Situationen vorgesehen werden, die - und Sie hatten den Term in diesem Zusammenhang gebraucht - vorausgedacht sind oder vorausdenkbar sind. Das Hauptproblem der heutigen Wartentechnik oder das Kommunikationsproblem oder das Nach-Harrisburg-Problem für mich als Instrumentierungsmann liegt darin, daß Sie natürlich nicht alle Situationen vorausdenken können, d.h. es wird immer einen, wenn auch sehr kleinen Prozentsatz von Situationen geben, in denen man auf den Operateur angewiesen ist. Für diese Situationen sind die rechnergestützten Systeme zur Operateurhilfe gedacht. Hier soll der Operateur wirklich die Möglichkeit haben, quasi durch Knopfdruck, auf Bildschirmen - und es gibt ja hier wunderbare Dinge - sich alle diese Informationen in kürzester Zeit heranzuholen, die er notwendig hat, um die Situation zu beurteilen. Sie sollten vielleicht auch noch sehen und nicht verkennen, daß es sich hier natürlich keineswegs um Reaktorschutzmaßnahmen oder andere Dinge handelt, die wegen ihres schnellen Ablaufs natürlich automatisiert sein müssen. Es handelt sich vielmehr um Systeme, die quasi im Vorfeld des eigentlichen Reaktorschutzsystems arbeiten, die es erst gar nicht so weit kommen lassen, daß aus einer Störung aufgrund Fehlbeurteilung der Lage, ein Störfall wird.

E. R o b i n s o n (DWK):

Erzielt man durch den Einsatz der von Ihnen vorgestellten Konzepte und Systeme nicht einen doppelten Nutzeffekt, und zwar einmal in Hinsicht auf Erhöhung der Sicherheit und auf Erhöhung der betrieblichen Verfügbarkeit?

W. B a s t l (GRS):

Ja, ich glaube, Sie sehen das durchaus richtig. Diese Systeme erhöhen mit Sicherheit auch die Verfügbarkeit. Ich glaube aber, daß es sehr schwierig, wenn nicht unmöglich ist, was letztlich die Erfahrung gezeigt hat, Verfügbarkeitsprobleme von Sicherheitsproblemen strikt zu trennen. Ich bin der Meinung, wenn eine Anlage hochverfügbar ist, und die hohe Verfügbarkeit nicht damit erreicht wird, daß die Reparaturmannschaft so exzellent trainiert ist, sondern weil es wenig Ausfälle gibt, dann wird auch die Sicherheit bzw. der Sicherheitslevel entsprechend hoch sein.

H. P l e g e r (GRS):

Gehört die Abfrage des System- oder Mediumzustandes durch die Meßfühler nach Ihrer Auffassung zum Mensch-Maschine-Problem?

TMI hat gezeigt, daß in diesem Bereich Probleme auftreten können (DH-Wasserstand). Anders gefragt, wo fängt nach Ihrer Meinung die "Maschine" an?

E. M u n d r y (BAM):

Sie haben ein Bild gezeigt über Schwingwegmessungen im Kern bzw. an Kerneinbauten. Gibt es Probleme im Zusammenhang mit der Zuverlässigkeit von Meßsystemen unter Corebedingungen, oder gibt es da keine Schwierigkeiten?

W. B a s t l (GRS):

Ich darf bei der zweiten Frage anfangen und vielleicht, Herr Pleger zielte Ihre Frage auch in dieselbe Richtung, es gibt m.E. das Problem, Einrichtungen zu schaffen, die es erlauben, die Fühler während des Betriebs auf ihre Funktionstauglichkeit ständig zu überwachen. Das ist mit Sicherheit auch sehr, sehr wichtig in einem Nach-Störfallbetrieb wie etwa in Harrisburg. Hier konnte man nicht mehr vor Ort gehen. Trotzdem möchte man sehr genau wissen: ist jetzt die Anzeige, die in der Warte erscheint, noch richtig, ist sie glaubwürdig oder nicht. Ich kann Ihnen hier nur versichern, daß es gerade mit Hilfe der Früherkennungsmethoden - man sollte vielleicht besser sagen mit den Noise-Analysetechniken - sehr wohl möglich ist, eine derartige Untersuchung durchzuführen. Es ist eine Aufgabe der Forschung und Entwicklung, hierzu Systeme bereitzustellen, die tatsächlich soweit ausgereift sind, um im Betrieb eingesetzt werden zu können und jederzeit in der Lage sind, die Qualifikation der Meßstelle zu überprüfen. Arbeiten dazu sind angelaufen. Ich habe ja hier berichtet über Arbeiten, die zur Zeit laufen oder bereits abgeschlossen sind. Es ist notwendig - und ich sprach von der Bedeutung schwieriger Situationen - dem Operateur möglichst umfassende Informationen bereitzustellen. Ich bin nach wie vor der Meinung, daß die Qualifikation der Meßfühler, der Meßeinrichtung, hier eine hervorragende Rolle zu spielen hat, denn es nützt nichts, wenn ich eine Vielzahl von Informa-

tionen in der Warte habe und bei 90 % aller Anzeigen nicht sicher bin, ob sie stimmen oder nicht.

P. H ö l l e r (Izfp):

Die F- und E-Programme zum "Lose Teile Problem" sind sehr früh eingeleitet worden. Es gibt inzwischen umfangreiche Erfahrungen. Könnten Sie diese und das daraus abgeleitete feed-back erläutern?

W. B a s t l (GRS):

Ich glaube, ich hatte kurz erwähnt, daß es sich bei den Systemen zur Lose-Teile-Detektion um jene Überwachungssysteme handelt, die heute, ich darf sagen routinemäßig, in Kernkraftwerksanlagen eingebaut werden, allerdings mit variablem Ausrüstungsstand. Die Erfahrungen sind - soweit ich informiert bin - sehr gut. Wir stehen auf diesem Gebiet im engen Kontakt mit Betreibern und ich darf sagen, wenn die entsprechenden Qualifikationsmessungen des Systems bei der Installation durchgeführt werden, also etwa Anschlagversuche, die einen Hinweis darauf geben wie sich der Schall im System fortpflanzt - eine Angelegenheit, die man empirisch durchführen muß, weil theoretisch kaum faßbar - wenn also solche Sensitivitätsuntersuchungen durchgeführt wurden, dann ist der Auflösungsgrad in bezug auf die Detektion der losen Teile und auch in bezug auf die Ortung hervorragend. Es ist natürlich nicht zu verkennen, daß in vielen Anlagen diese Systeme nachgerüstet wurden. Man hat dann nicht mehr die Möglichkeit, die Leitungen sind ja isoliert etc., diese Voruntersuchungen im nötigen Umfange durchzuführen. Es ist dann kein Wunder, wenn es bei der Interpretation der Signale oft Schwierigkeiten gibt und natürlich sind auch solche Fälle bekannt.

P. H ö l l e r (Izfp):

Meine Frage war einfach und empirisch; wie häufig wurden lose Teile erkannt? Wie häufig wurden sie nicht erkannt? Was ergab die Versagensanalyse?

W. B a s t l (GRS):

Ja, es ist eigentlich eine Frage, die man an den Betreiber richten müßte. Aber von den Kontakten, die ich mit einigen Betreibern habe, weiß ich, daß sie ungern auf solche Systeme verzichten würden. Das bedeutet ja, die Betreiber sind selbst bei dem heutigen Stand - der sicherlich nicht den letzten Schrei darstellt - mit den Systemen recht zufrieden. Ich weiß auch, daß die Erfolgsquote bei richtiger Anwendung sehr hoch ist, also etwa bei 95 % oder höher liegt. Mit anderen Worten, wenn man ein Geräusch hört und nun zu entscheiden hat, handelt es sich hier um ein loses Teil, muß ich die Anlage abfahren oder nicht, so werte ich als Erfolg, wenn sich z.B. nach Abschaltung der Anlage diese Maßnahme als richtig herausstellt.

M. S c h m i d (TÜV Norddeutschland):

Das Stichwort TMI ist mehrfach gefallen. Der Diskussionsleiter hat einleitend darauf hingewiesen, daß TMI möglicherweise erst auf die Schwachstelle Mensch aufmerksam gemacht hat. Es ist im Gegensatz dazu doch so, daß immerhin der Mensch es war, der letztlich die Anlage in den sicheren Zustand gebracht hat, nicht die Automatik.

Zur Frage der Verbesserung der Kommunikation zwischen Mensch und der Maschine gehört auch, daß die Belastungen analysiert und berücksichtigt werden, unter denen der Operateur seine Aufgaben erfüllen soll.

Daher: Wie weit ist man heute mit Untersuchungen zur Fehlerneigung bestimmter Menschen, oder z.B. zur Monotonierestistenz? Insbesondere diese Fehlneigung ist wichtig, wenn man weiß, daß ein geringer Teil der Operateure für einen großen Teil der Fehler verantwortlich ist.

W. B a s t l (GRS):

Zunächst zur ersten Frage des Herrn Schmid: Ich glaube der Harrisburg-Bezug wurde hier etwas mißverstanden. Ich hatte die Ausführungen von Herrn Professor Mundry so verstanden, daß man sehr wohl die Problematik Mensch-Maschine-Kommunikation (MMK) schon seit längerem verfolgt. Und das kann ich voll bestätigen und wir knobelten schon an dem Mensch-Maschine-Projekt, ehe es "Harrisburg" gab. Ich gebe Ihnen durchaus recht, daß letztendlich der Mensch in diesem Fall so eingreifen konnte, daß man den Störfall wieder in den Griff bekam. Was man herausgefunden hat und, - das ist jetzt die Konsequenz für den Leittechniker und den MMK-Mann, - daß mit Sicherheit auf dem Gebiet der Instrumentierung, der Meßtechnik, der Leittechnik, der Zurverfügungstellung der Information in der Warte, noch sehr viel zu tun ist, obwohl - und das möchte ich ausdrücklich betonen - man nicht übersehen darf, daß der Stand der Wartentechnik hier in der Bundesrepublik Deutschland nicht in allen, aber in vielen Fällen und mit Sicherheit im Vergleich zu Harrisburg, ein anderer, ein viel besserer ist. Wenn man z.B. von Harrisburg die Berichte liest und feststellt, daß viele Meßsignale, die die Leute dort im Nach-Störfallbetrieb gebraucht haben, nicht in der Warte zur Verfügung standen, so glaube ich nicht zu übertreiben, wenn ich sage, daß das bei unseren Warten nicht der Fall gewesen wäre. Mit anderen Worten, man muß bei Diskussion von Verbesserungsmöglichkeiten sehr genau die Ausgangssituation prüfen.

E. M u n d r y (BAM):

Welche Redundanzen sind in den Bereichen Anlagentechnik, Mensch und Kommunikationssystem Mensch-Maschine erforderlich?

W. B a s t l (GRS):

Zu dieser Frage möchte ich auf die Überlegungen zu einer modernen Leittechnik im Projekt "Rahmenpflichtenheft" hinweisen. Dort wurde auch darauf eingegangen, daß eine Leittechnik der Zukunft verschiedene Zuverlässigkeitsstufen haben müßte von Systemen mit einer Sicherheitsverantwortung im Reaktor, die man diversitär und redundant aufbauen muß und auch ohne weiteres aufbauen kann, über verschiedene Stufen wie die Schutzbegrenzung, der Komponentenschutz, bis zu den Systemen, wo der Operateur eingreifen muß. D.h. es wird hier damit gerechnet und darauf hingearbeitet, daß man mit abgestufter Zuverlässigkeit und Redundanz arbeitet. Andererseits ist auch zu bedenken, daß die Systeme ja immer billiger werden, d.h. der Redundanz nahezu keine Grenzen gesetzt sind. Wo die sinnvollen Grenzen liegen, ist natürlich eine andere Frage.

A. T i e t z e (TÜV Rheinland):

Zur Bemerkung des Kollegen vom TÜV Norddeutschland eine Zusatzbemerkung: Das Verhalten des Menschen in der Anlage, insbesondere des Operateurs in der Warte, muß durch geeignete Experimente erkundet werden, die systematisch und gezielt anzusetzen sind. Harrisburg war vielleicht ein zufälliges "Experiment". Die Methoden zur Erfassung der Belastungen und Beanspruchungen sind im Prinzip bekannt. Überraschende Situationen müssen mit berücksichtigt werden. Entsprechende zu erwartende Erkenntnisse sollten bei zukünftigen Leittechniken berücksichtigt werden.

W. B a s t l (GRS):

Ich hätte hier eine Gegenfrage an Sie, Herr Tietze. Ich verstehe schon, was Sie hier ausdrücken wollen, bloß, wie wollen Sie den Menschen für Situationen trainieren, die man noch nicht vorausgesehen hat. Da nützt auch der Simulator nichts. Und ich meine, hier müssen die Systeme für Kommunikationshilfen, Kondensation der Signale und ähnliches eingreifen. Was die Frage der Beurteilung des menschlichen Fehlverhaltens angeht, so gehe ich mit Ihnen einig: man müßte das experimentell untersuchen an geeigneten Simulatoren. Ich weiß, daß solche Untersuchungen in Amerika bereits durchgeführt wurden. Diese haben letztlich dazu geführt, daß etwa bei EPRI (Electrical Power Research Institute) die Untersuchung der Störungsanalyzesysteme vorangetrieben wurde, weil man nämlich festgestellt hat, daß der Operateur in Streßsituationen mit Hilfe derartiger Systeme wesentlich besser reagieren konnte. Aber nochmals, es ist sicherlich wichtig und wahrscheinlich unumgänglich, daß man hier noch mehr quantifiziert und so besser in den Griff bekommt, wie der Mensch reagiert und wie menschliches Verhalten in Streßsituationen zu bewerten ist.

H. S c h n u r e r (BMI):

Das Vertrauen des Laien in eine ohnehin komplizierte Technik kann vermutlich wenig erhöht werden, wenn zur sicheren Beherrschung dieser Technik eine nicht minder komplexe Leittechnik aufgepfropft werden muß.

Halten Sie es für möglich, einen umgekehrten Weg zu versuchen, nämlich den eigentlichen Prozeß, d.h. den Betrieb von Kraftwerken so zu vereinfachen, daß weniger intensive Kontrollen ausreichen?

W. B a s t l (GRS):

Herr Dr. Schnurer, vielleicht haben Sie jetzt den falschen Mann gefragt. Ich als Leittechniker bin natürlich der Meinung, daß bisher allzuviel auf dem Gebiete der inhärenten Sicherheit und der sehr unwahrscheinlichen Störfälle getan wurde und daß man sich zu wenig bewußt wurde, was man mit einer modernen Leittechnik heute alles machen kann, und zwar vor allem im Sinne einer a priori-Verbindung von Störungen und Störfällen. Es ist hilfreich, sich hier als Beispiel den Menschen vorzustellen. Der hat sicherlich, vor allem wenn man an den Kopf denkt eine ausgezeichnete Basissicherheit. Letztendlich können wir uns aber so sicher bewegen - müssen also die Basissicherheit recht selten ausnutzen - und haben eine unerhörte Anpassungsfähigkeit, weil unsere Sinnesorgane, weil unsere Leittechnik und unsere Stellglieder so hervorragend und redundant funktionieren.

H.-W. B o c k (KWU):

Für die Entwicklung fortschrittlicher Informationssysteme ist von Beginn an deren spätere Verbindlichkeit bezüglich der abgegebenen Informationen festzulegen, damit sich diese Systeme in die Kraftwerksorganisation integrieren lassen.

Dazu ist die Fehlerresistenz des Informationssystems selbst zu definieren, um Aussagen über die Zuverlässigkeit der abgegebenen Meldungen zu ermöglichen.

W. B a s t l (GRS):

Ja, ich glaube, das war ein sehr wichtiger Hinweis. Ein weiterer Kommentar erscheint mir hier nicht erforderlich.

SACHBEREICH "STÖRFALLAUSWIRKUNGEN"

Diskussionsleiter: H. Schenk

DAS INTERNATIONALE 2D/3D-PROJEKT ALS KONSEQUENZ DER ERGEBNISSE DER KERNNOTKÜHLUNG

F. Mayinger (TU Hannover)

Umfangreiche internationale Forschungsaktivitäten haben zuverlässige und umfassende Informationen über die bei der Notkühlung zu erwartenden physikalischen Phänomene und über das Systemverhalten des Primärkreises, einschließlich der thermohydraulisch-nuklearen Rückkopplung für die sicherheitstechnische Analyse geliefert. Sie wird bei Genehmigungsrechnungen heute noch mit konservativen Annahmen, d.h. Recheneingabewerten durchgeführt, die es erlauben, Kenntnislücken oder Unsicherheiten zu überbrücken.

Alle bisher vorhandenen Versuchsanlagen sind gegenüber dem Reaktor im Maßstab erheblich verkleinert und können die in der Realität gegebenen mehrdimensionalen Großraumeffekte nicht nachbilden. Dies ist aber nicht nur für die Erfassung und Vorhersage der physikalischen Wirklichkeit mit heute bereits weit entwickelten sogenannten best estimate Rechencodes, sondern auch für die zuverlässige Beurteilung der Wirksamkeit der Heißeinspeisung notwendig. Darauf aufbauend lassen sich dann auch konkretere und für die Eingrenzung des Schadenumfanges präzisere Sicherheitskriterien ableiten.

Im Rahmen einer trilateralen Zusammenarbeit, zwischen der Bundesrepublik, Japan und den USA, wurden deshalb vertraglich aufeinander abgestimmte und in der Versuchsdurchführung sowie Ergebnisauswertung, eng gekoppelte Großprojekte in Angriff genommen, welche im Maßstab 1:1 die konstruktiven Gegebenheiten im Reaktor nachbilden und die fluiddynamischen Bedingungen für den Wärmetransport verifizieren. Die experimentellen Arbeiten sind eng gekoppelt mit theoretischen Analysen im Rahmen der Entwicklung einer neuen Generation dreidimensionaler Rechencodes.

	A: Rechnung mit konservativen Eingabedaten	B: Rechnung mit "best estimate" Eingabedaten
Voraussetzung	"Übereinkunft" über kons. Annahmen	physikalische Effekte und Phänomene gut bekannt
Vorteile	physikalische Effekte und Phänomene müssen nicht voll bekannt sein Rechenzeiten nur mässig aufwendig	Klare detaillierte sicherheitstechnische Aussage über Schadensumfang und radioaktive Freisetzung ins Containment. Sicherheitskriterien besser als bisher präzisierbar
Nachteile	pauschale sicherheitstechn. Aussage: "obere Einhüllende" Konservativität der Ergebnisse schwer quantifizierbar	aufwendig lange Rechenzeiten

SICHERHEITSSTRATEGIEN BEI NOTKÜHLRECHNUNGEN

Notkühlsystem: Nur 1,5 von 4 vorhandenen Teilsystemen für Kernkühlung wirksam

Reaktorleistung: 106 %

Nachzerfallswärme: ANS-Standard + 20 %

Dryoutverzugszeit: 0,1 s

Wärmeübergang in Wiederauffüllphase: 30 W/m² K

Wärmetransport im Spalt: hoch

Heißstellenfaktor: hoch

Wiederbenetzen bei Blowdown: nicht berücksichtigt

Restwasser: kein Restwasser im Druckbehälterboden bei Ende Blowdown

Heißeinspeisung: Wirkung gering

BEISPIELE KONSERVATIVER EINGABEDATEN BEI DER NOTKÜHLANALYSE

	Beispiele
Einzeleffekte ("separate effects")	Sprühkühlung, Filmsieden, Entrainment, Phasenseparation
Kombinierte Effekte	Wiederauffüllen, Fluten Dampf - Wasser Gegenströmung im Downcomer, Pumpenverhalten
Integraleffekte	Kreislaufverhalten → PKL, LOBI, Semiscale Kreislaufverhalten + thermohydr.-nukleare Rückkopplung → LOFT Kreislaufverhalten + Großraumeffekte + geometrische Übertragbarkeit → 2D/3D

PHYSIKALISCHE EFFEKTE BEI DER NOTKÜHLUNG

Mehrdimensionales Großraumverhalten von Reaktorkern und Primärkreis während Ende der Blowdown-Phase, Wiederauffüllen und Fluten zu erforschen.

Bundesrepublik Deutschland - Japan - USA

ZIELE DES TRILATERALEN INTERNATIONALEN ABKOMMENS 2D/3D

Land	Einrichtung/Methode	Ziele
BRD	Upper Plenum Test Facility (UPTF)	Dreidimensionales thermohydraulisches Verhalten im oberen Plenum und im Downcomer
Japan	Cylindrical Core Test Facility (CCTF) Slab Core Test Facility (SCTF)	Integralverhalten des Primärkreislaufes Steam Binding Zweidimensionales thermohydraulisches Verhalten im Kern
USA	Transient Reactor Analysis Code (TRAC) Instrumentierung	Durchführung von Voraus- und Nachrechnung Unterstützung bei Anlagenauslegung und Wahl der Versuchsparameter, analytische Kopplung Entwicklung nicht konventioneller Einrichtungen zur Messung zweiphasiger Größen in UPTF, CCTF und SCTF

AUFTEILUNG DER AUFGABEN UND AKTIVITÄTEN IM 2D/3D PROGRAMM

a) Wirksamkeit der Heißeinspeisung

- dreidimensionales Eindringen des Notkühlwassers über oberes Plenum in Kern
- Ausbildung des Wasserpools im oberen Plenum, Temperaturverteilung und Querströmungen
- Einfluß von Spiegelhöhe und Unterkühlung des Wassers im oberen Plenum auf Kühlung des Kerns
- Kondensation des Dampfes im oberen Plenum

UPTF
AUFGABEN UND VERSUCHSZIELE

b) Steam Binding

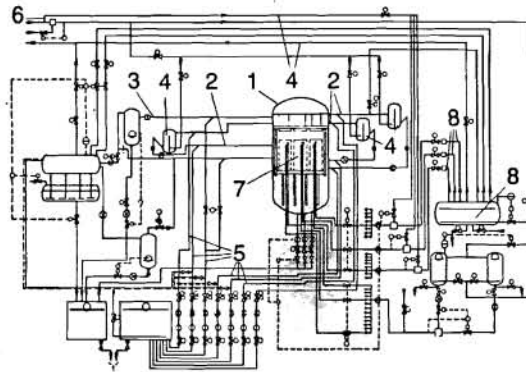
- Blockade durch Wasservorlage
- Strömungsverteilung im Bereich Brennelementköpfe und oberes Plenum
- Separationseffekte der Strukturen im oberen Plenum
- Wassermißeis zum heißen Strang
- dreidimensionaler Rückfluß des mitgerissenen Wassers

c) Downcomer

- Gegenstromeffekte
- Fluidynamik bei Einspeisen von Wasser und Stickstoff
- Einfluß von Wasserspiegeloszillationen auf Wassermißeis und -rückfluß

UPTF
AUFGABEN UND VERSUCHSZIELE

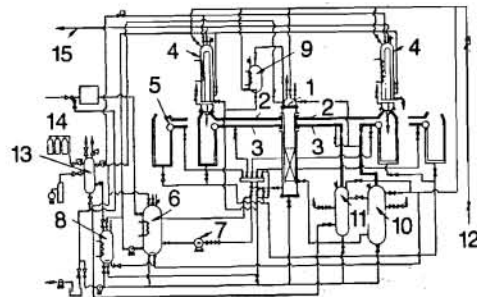
UPTF
AUFGABEN UND VERSUCHSZIELE



1 RDB	4 Dampferzeugungsbildung	7 Kernsimulator
2 Intakte Primärkreise	5 Notkühl-einspeisesysteme	8 Dampfversorgung für Kernsimulator
3 Gebrochener Primärkreis	6 Dampferzeug.	

SCHEMA DER VERSUCHSANLAGE FÜR OBERES PLENUM (UPTF)

- a) Systemverhalten der Notkühlung während Wiederauffüllen und Fluten
- b) Testbett für Rechenprogramme zur Analyse des Wiederauffüll- und Flutvorganges
- c) Experimentelle Informationen über
- mehrdimensionale Strömung im Kern
 - Oszillationen des Wasserspiegels und Flüssigkeitsaustausch zwischen Kern und oberem Plenum
 - Gegenströmung und Sputtering-Effekte im Kern
 - Fluidynamik in den Primärkreisen



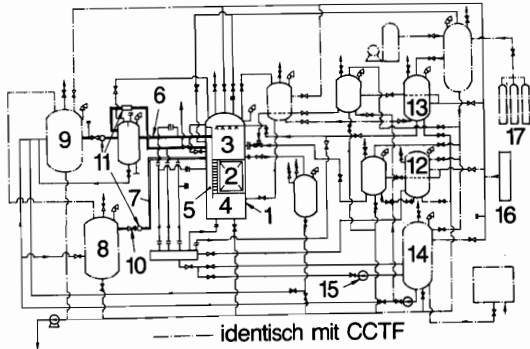
1 RDB	9 Sattwassertank
2 Heißer Strang	10 Containertank I
3 Kalter Strang	11 Containertank II
4 Dampferzeuger	12 Dampfversorgung
5 Pumpensimulator	13 Druckhalter
6 ND-Kühlmitteltank	14 N ₂ Versorgungssystem
7 ND-Einspeisepumpe	15 Abblaseleitung
8 Akkumulatortank	

CCTF
AUFGABEN UND VERSUCHSZIELE

SCHEMA DER „ZYLINDRISCHES CORE“-
VERSUCHSANLAGE (CCTF)

- a) Wärmeübergang und Strömungsvorgänge im Kern einschließlich Strömungsverteilung und Benetzungsfrost-Fortschritt
- b) Entrainment und Deentrainment im Kern und Brennelementkopf
- c) Wechselwirkung zwischen Dampf aus dem Kern und heißseitig eingespeisten Notkühlwasser
- d) Wasserspiegeloszillationen in Kern und Downcomer

SCTF
AUFGABEN UND VERSUCHSZIELE



- identisch mit CCTF
- | | | |
|--------------------------|-------------------------------------|--------------------------------------|
| 1 RDB | 8 Containmenttank I | 12 Akkumulatortank I |
| 2 Core | 9 Containmenttank II | 13 Akkumulatortank II |
| 3 Ob. Plenum | 10 Bruchsimulationsventil | 14 ND-Kühlmittel tank |
| 4 Un. Plenum | 11 Simulator f. Strömungswiderstand | 15 ND-KM-Einspeisepumpe |
| 5 Downcomer | | |
| 6 Heißer Strang | | 16 Dampfversorgungssystem |
| 7 Gebroch. kalter Strang | | 17 N ₂ -Versorgungssystem |
- 465 K SCHEMA DER „SLAB CORE“-VERSUCHSANLAGE (SCTF)

- Messung der Wasser- und Dampfgeschwindigkeiten im Reaktordruckbehälter einschließlich seiner Stutzen im Kern sowie im Downcomer
- Messung des Wassermittresses und des Flüssigkeitsanteils im oberen Plenum
- Messung Flüssigkeitsschichten auf Brennstäben und Strukturen vom oberen Plenum
- Messung des örtlichen Dampfgehalts im Kern, oberen Plenum und Downcomer
- Messung des Wasserspiegels in Downcomer, Kern sowie oberen und unteren Plenum

INSTRUMENTIERUNG

Eigenschaften:

- Gleichungssysteme für mehrdimensionale Beschreibung der Strömungsvorgänge
- Erfassung thermodynamischen Nichtgleichgewichts und getrennte Behandlung der Phasen
- Verbesserte theoretische Modelle
- Modulare Struktur hoher Flexibilität
- Dynamische Programmorganisation zur besseren Erfassung lokaler Vorgänge

Aufgaben in 2D/3D:

- Auslegungsrechnungen für Apparate und Instrumentierung der Versuchsanlage
- Voraus- und Nachrechnung der Versuche
- Systemanalysen zur Festlegung relevanter Versuchsparameter
- Analytische Kopplung des Versuchsablaufes und der Versuchsergebnisse

TRAC
(TRANSIENT REACTOR ANALYSIS CODE)

Versuchsanlage/	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984
Aktivität								
CCTF	Auslegung/ Konstruktion	C1		C2				
	Fertigung/ Aufbau			20V(C1)		20V(C2)		
	Versuche							
SCTF	Auslegung/ Konstruktion							
	Fertigung/ Aufbau			C1	C2	C3		
	Versuche			20V(C1)		20V(C2)	20V(C3)	
UPTF	Auslegung/ Konstruktion							
	Fertigung/ Aufbau							
	Versuche							
	Analyse							

2D/3D-PROJEKT: ZEITPLAN DER EXPERIMENTELLEN UNTERSUCHUNGEN

DISKUSSION

H. S c h e n k (KWO):

Werden an den 2D/3D Programmen auch die Phänomene, die für mittlere und kleine Lecks wichtig sind, mit berücksichtigt?

F. M a y i n g e r (Univers. Hannover):

Da der nachfolgende Vortrag speziell die kleinen und mittleren Lecks behandelt, bin ich auf dieses Thema nicht eingegangen.

Kleine und mittlere Lecks werden im Rahmen des 2D/3D Programms in den japanischen Cylindrical Core Test Facility (CCTF) untersucht.

ERGEBNISSE DER UNTERSUCHUNGEN ZUR PROBLEMATIK "KLEINE LECKS" UND FOLGERUNGEN FÜR DIE VERSUCHSPLANUNG

H. Karwat (TU München) und W. Riebold (EURATOM, Ispra)

Vorbemerkung

Als Kühlmittelverlust-Störfall (KVS) durch kleines Leck in Siede- und Druckwasser-Reaktoren wird ein Bruch im Kühlsystem von 2 % und kleiner, bezogen auf den Querschnitt einer Hauptkühlmittelleitung, angesehen. Durch entsprechende Zahlenwertangaben werden mittlere ($2 \div 10$ %) und große ($10 \div 2 \times 100$ %) Brüche definiert.

Die Sicherheits-Analyse von Leichtwasser-Reaktoren hat sich von Anfang an vor allem auf den sogen. Auslegungs-Störfall konzentriert, i.e. der große doppelendige, 2×100 % Bruch einer Hauptkühlmittel-Leitung. Entsprechend lag auch das Schwergewicht der Aktivitäten in dem seit 1972 laufenden Reaktorsicherheits-Forschungsprogramm des BMFT auf der Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Vorhersage des Ablaufes des Auslegungs-Störfalles, sowie auf experimentellen Untersuchungen zu diesem Störfall.

Analytische Untersuchungen

Schon frühzeitig wurde erkannt, daß der Störfallablauf bei kleinen Lecks anders verläuft und viel stärker als bei großen Brüchen durch das Systemverhalten des Kühlsystems bestimmt wird, das aus dem Zusammenwirken der verschiedenen Systemkomponenten und Teilsysteme sowie dem Auftreten anderer fluiddynamischer Bedingungen resultiert.

Arbeiten zur Erstellung von Rechenprogrammen für die Analyse von KVS durch kleine Lecks laufen daher seit etwa 6 Jahren parallel und haben in zunehmendem Maße Bedeutung gewonnen.

Hierzu werden bisher vorwiegend vorhandene sogen. Blowdown-Rechenprogramme (z.B. RELAP, DRUFAN etc.) herangezogen und durch geeignete Änderungen und Erweiterungen solche Phänomene und Einflüsse berücksichtigt, die bei großen Brüchen nicht auftreten oder aber für den Störfallablauf untergeordnete Bedeutung haben. Hierzu zählen (1) Gemischspiegelausbildung durch Phasenseparation, (2) Naturumlauf bei ein- und zweiphasigem Fluidzustand, (3) Auftreten von nicht-kondensierbaren Gasen, und (4) insbesondere der Einfluß des Sekundärkühlsystem-Verhaltens und seiner Kopplung mit dem Primärkühlsystem durch die Dampferzeuger. Die Bedeutung des Sekundärkühlsystems resultiert daraus, daß es bei KVS durch Lecks kleiner als 1 % für die Energieabfuhr aus dem Primärkühlsystem herangezogen werden muß. Daneben kommen auch System-Dynamik-Rechenprogramme (z.B. ALMOD etc.), die bisher für die Analyse spezieller Transienten eingesetzt wurden, für eine solche Weiterentwicklung in Frage. Hier erstrecken sich die erforderlichen Änderungen vorwiegend

auf eine erweiterte und detailliertere Beschreibung zweiphasiger Fluidzustände im Sekundärsystem und insbesondere im Primärsystem.

Ein interessantes Ergebnis aus bisher vorliegenden Rechnungen ist, daß sich das Verhalten von Gemischspiegel und Druck im Primärsystem bei Brüchen kleiner als 1 % deutlich unterscheidet von dem bei Brüchen größer als 1 %.

Experimentelle Untersuchungen

Für experimentelle Untersuchungen von KVS durch kleine Lecks sind wegen der Art der zuvor erwähnten, den Störfallablauf entscheidend beeinflussenden Phänomene in erster Linie Integral-System-Versuchsanlagen von Interesse, die das Reaktorkühlsystem hinreichend nachbilden. Der BMFT hat in den vergangenen Jahren den Aufbau und Betrieb zweier solcher Anlagen im Rahmen seines RS-Forschungsprogrammes entscheidend gefördert: die PKL-Anlage für Drücke bis 30 bar bei der KWU-Erlangen, die LOBI-Anlage für Drücke bis 180 bar bei EURATOM-Ispra. Diese sind zugleich die einzigen Integral-System-Versuchsanlagen in Europa und haben Pendant nur in den USA und allenfalls in Japan.

Das PKL-Versuchsprogramm sah ursprünglich nur Versuche zu KVS durch große Brüche vor.

Das vorläufige LOBI-Versuchsprogramm von 1974 enthielt bereits zu 15 % Versuche zu KVS durch kleine Lecks; dieser Anteil wurde im Zuge der 1978 durchgeführten Revision des LOBI-Versuchsprogrammes bereits verdoppelt. Bei der Spezifikation dieser Versuche hat sich die Notwendigkeit von Änderungen und Erweiterungen der LOBI-Anlage herausgestellt. Letztere resultieren aus den Anforderungen an die Nachbildung des Hochdruckeinspeisesystems und des Betriebes der Dampferzeuger-Sekundärseite bei KVS durch kleine Lecks; im Instrumentierungs- und Datenerfassungs-System betreffen sie den Meßbereich und die Aufzeichnungsdauer. Die Bedeutung des Gemischspiegel-Verhaltens macht sowohl im LOBI-Reaktorkessel als auch in den LOBI-Dampferzeugern tiefgreifende Änderungen für die Installation entsprechender Meßeinrichtungen notwendig. Zur Zeit laufen die Vorbereitungen für diese Änderungen, deren Finanzaufwand ca. 50 % der ursprünglichen LOBI-Materialkosten entspricht. Versuche mit der so ertüchtigten LOBI-Anlage werden voraussichtlich ab Ende 1981 möglich. Für Juni und September 1980 sind drei Orientierungsversuche mit der derzeitigen Anlage mit 10 %, 1 % und 0,4 % Lecks vorgesehen.

Das durch den TMI-2-Störfall erheblich gestiegene Interesse an Untersuchungen zu KVS durch kleine Lecks hat diesen Änderungen im LOBI-Programm nur zusätzlichen Nachdruck verliehen. Im PKL-Programm hat es zu sofortigen Änderungen durch Einbringen einiger Versuche zur Problematik "kleiner Lecks" geführt, die Untersuchungen des Naturumlaufes bei ein- und zweiphasigem Fluidzustand unter stationären Bedingungen, eingeschlossen der "Reflux-Condenser"-Betrieb der Dampferzeuger, sowie einige in-

stationäre Versuche bei kleinen Lecks umfassen. Die geringeren und schneller durchführbaren, erforderlichen Änderungen an der PKL-Anlage haben den Beginn dieser Versuche im Januar 1980 ermöglicht. Die bisher vorliegenden Ergebnisse betreffen insbesondere den Massendurchsatz im Primärsystem und den Energietransport zum Sekundärsystem und lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- bei einphasigem Naturumlauf ist der Massendurchsatz proportional der 3. Wurzel aus der zugeführten Energie; der Systemdruck hat einen geringen, die Unterkühlung am Kernaustritt praktisch keinen Einfluß;
- bei zweiphasigem Fluidzustand ist der Massendurchsatz, für ein Wasser-Inventar größer als 80 %, höher als bei einphasigem Naturumlauf, erreicht bei ca. 90 % Wasser-Inventar sein Maximum, das fast dem Doppelten seines Wertes bei einphasigem Umlauf entspricht; bei weniger als 72 % Wasser-Inventar geht er stark zurück, der Energietransport bleibt jedoch hoch wegen des besseren Wärmeübergangs ("Reflux-Condenser"-Betrieb) als bei einphasigem Umlauf.

Außerhalb der BRD haben nach dem TMI-2-Störfall experimentelle Untersuchungen zum KVS durch kleine Lecks ganz besonders in den USA einen hohen Stellenwert erhalten, was sich in drastischen Änderungen der Versuchsprogramme für Semiscale und LOFT ausgewirkt hat. Dort laufen entsprechende Versuche seit September bzw. November 1979.

ERGEBNISSE DER UNTERSUCHUNGEN
ZUR PROBLEMATIK
"KLEINER LECKS" UND FOLGERUNGEN
FÜR DIE VERSUCHSPANUNG

W.L. Riebold (EURATOM - GFS, Ispra)
H. Karwat (Technische Universität München)

1. Klassifikation von Kühlmittel-Verlust-Störfällen (KVS)
2. Bedeutung "Kleiner Lecks" in der Sicherheits-Analyse von Leicht-Wasser-Reaktoren (LWR)
3. Analytische Untersuchungen zur Problematik "Kleine Lecks"
4. Experimentelle Untersuchungen zur Problematik "Kleine Lecks"

- Bruchgröße im Kühlsystem
 - großer Bruch: > 10% bis 2 x 100%
 - mittlerer Bruch: > 2% bis 10%
 - kleiner Bruch: < 2%
- Anforderungen an Verfügbarkeit verschiedener Not-Kühlsysteme zwecks KVS-Beherrschung
 - Verhinderung von Kernschäden
 - Sicherung der Langzeit-Kühlung
- Eintritts-Wahrscheinlichkeit für bestimmten Bruch
 - Häufigkeit der Anschluß-Leitungs-Durchmesser, Figur 1
- Auftreten physikalisch relevanter Phänomene, Tabelle 2
 - Füllstand (Phasenseparation) im Primärsystem
 - Wärmetransport im Dampferzeuger

1. KLASSIFIKATION VON KÜHLMITTEL- VERLUST-STÖRFÄLLEN (KVS), TABELLE 1

- zu Beginn: Schwergewicht auf Betrachtung des Auslegungs-Störfalles
 - Maximal-Anforderungen an Auslegung der Notkühl-Systeme
 - Rechenprogramme für Vorhersage des Störfall-Ablaufs bei großem Bruch (Blowdown, Wiederauffüllen, Fluten): Entwicklung & Verifikation
 - experimentelle Untersuchungen von Einzel- und Integral-Effekten
 - BMFT-RS-Forschungs-Programm seit 1972
- danach: zunehmende Bedeutung kleiner Lecks
 - überwiegender Einfluß des System-Verhaltens
 - Kopplung von Komponenten und Teilsystemen, insbesondere Primär-Sekundär-System
 - andere fluid-dynamische Bedingungen
 - andere Anforderungen an Rechenprogramme
 - experimentelle Untersuchungen an Integral-System-Versuchsanlagen
 - anderes Gewicht auf Information für, und Eingriffs-Möglichkeiten durch Operateur

2. BEDEUTUNG "KLEINER LECKS" IN DER SICHERHEITS-ANALYSE VON LEICHT-WASSER-REAKTOREN (LWR)

- relevante Phänomene & Einflüsse, die bei anderen Störfällen
 - nicht auftreten – oder
 - untergeordnete Bedeutung habensind u.a.
- Komponenten & Teilsysteme
 - Sekundär-Kühlsystem-Verhalten, Kopplung durch Dampferzeuger, insbesondere bei Lecks < 1%
 - Kühlmittel-Umwälzpumpen unter zwei-phasigen Strömungs-Bedingungen
 - Abschaltsystem
 - Notkühl-Systeme: Anrege-Kriterien, Notkühl-Signale, Anlagen-Zustand
- fluid-dynamische Bedingungen
 - Gemischspiegel-Ausbildung (Füllstand) durch Phasen-separation
 - Natur-Umlauf bei ein- und zwei-phasigem Fluid-Zustand
 - Auftreten nicht-kondensierbarer Gase
 - Dampf-Wasser-Gegenströmung in horizontalen Rohrleitungen
 - Rechen-Programme zur Störfall-Analyse
 - Aktivität seit etwa 6 Jahren
 - vorwiegend Ertüchtigung vorhandener Rechen-Programme
 - für große Brüche (hauptsächlich) z.B. RELAP, DRUFAN, TRAC, CEFLASH
 - für Spezielle Transienten (seltener), z.B. ALMOD, RETRAN, LOOP 7, etc.
 - Änderungen & Erweiterungen zur Berücksichtigung von Phänomenen & Einflüssen, die bei großen Brüchen bzw. Speziellen Transienten
 - nicht auftreten – oder
 - untergeordnete Bedeutung haben
 - daneben Entwicklung neuer Rechen-Programme, z.B. THEKLA
 - Aktivitäten zur Programm-Ertüchtigung bzw. -Entwicklung
 - sowohl in Industrie
 - einfachere Versionen, z.B. Niveau
 - detailliertere Versionen, z.B. THEKLA, CEFLASH, RELAP
 - als auch in öffentlichen Forschungs-Instituten
 - detailliertere Programme für genauere Beschreibung von Einzel-Phänomenen, z.B. RELAP, DRUFAN, TRAC
 - Entwicklungs-Zustand: unterschiedlich fortgeschritten
 - einfachere Versionen: nahezu abgeschlossen; Einsatz in Genehmigungsverfahren vorgesehen
 - detailliertere Versionen: z.T. abgeschlossen (CEFLASH), z.T. in fortgeschrittenem Anfangs-Zustand, z.T. schon für Genehmigungs-Verfahren herangezogen; Einsatz für Auslegungs- und Auswertungs-Rechnungen von Experimenten zur Problematik "Kleine Lecks"
 - Ergebnisse aus Rechnungen
 - frei verfügbar: bisher nur vereinzelt und soweit Experimente betreffend
 - nicht frei verfügbar: in größerem Umfang und Reaktor betreffendAusnahme: (Figur 2) Primärdruck- und Gemischspiegel-Verlauf als Funktion der Zeit bei verschiedenen Leckgrößen (20 bis 177 cm², ≈ 0,5% bis ≈ 4%)
Ergebnis: Beide Verläufe für Lecks < 1% deutlich anders als bei Lecks > 1%

3. ANALYTISCHE UNTERSUCHUNGEN ZUR PROBLEMATIK "KLEINE LECKS"

- überwiegender Einfluß des System-Verhaltens erfordert Integral-System-Versuchsanlagen, die Reaktor-Kühlsystem hinreichend nachbilden
- Aufbau & Betrieb zweier solcher Anlagen von BMFT seit 1974 gefördert
 - PKL-Anlage (KWU-Erlangen): (Figur 3)
 - 3-Loop-Anlage mit Dampferzeuger, Pumpen-Simulator
 - ≤ 30 bar; 800 kW
 - LOBI-Anlage (EURATOM-GFS, Ispra): (Figur 4)
 - 2-Loop-Anlage mit Dampferzeuger und Pumpen
 - ≤ 180 bar; 5,5 MW; 28 kg/s
 - einzige Integral-System-Versuchs-Anlagen in Europa
 - Pendants in USA (LOFT, SEMISCALE, FLECHT) und JAPAN (ROSA)
 - ursprüngliches Versuchs-Programm
 - PKL: ausschließlich Versuche bei großem Bruch
 - LOBI: 15% Versuche bei kleinem Leck (1974)
- Revision des LOBI-Versuchs-Programms (1978)
 - Verdoppelung der Versuche bei kleinen Lecks auf 30%, Tabelle 3
 - Versuchs-Spezifikationen erfordern Anlagen-Änderungen und -Erweiterungen:
 - Nachrüstung von
 - Hochdruck-Einspeise-System
 - Zusatzeinrichtungen für Abfahren der DE-Sekundärseite (Not-Speisewasser-System etc.)
 - Neubeschaffung von
 - Dampferzeugern
 - Reaktorkessel } mit Meßstutzen für Gemischspiegel-Messung
 - Neue und zusätzliche Meßinstrumentierung mit kleinem Meßbereich
 - Erhöhung Daten-Aufzeichnungs-Dauer
 - Änderungen & Erweiterungen in Vorbereitung
 - erforderlicher Kosten-Aufwand ca. 50% der bisherigen Material-Kosten
 - Versuche bei kleinen Lecks ab Ende 1981
 - Orientierungs-Versuche mit derzeitiger Anlage (10%; 1%; 0,4% Leck): Juni + Sept. 1980
- Revision des PKL-Versuchs-Programms nach TMI-2-Störfall (Sommer 1979)
 - ca. 30 Versuche, Figur 5
 - Naturumlauf bei ein- und zwei-phasigem Fluidzustand, stationär, inklusive "Reflux-Condenser"-Betrieb der Dampferzeuger
 - Kühlverhalten des teilbedeckten Kerns
 - Abfahren der Dampferzeuger-Sekundärseite
 - Anwesenheit von Inertgas
 - erforderliche Anlagen-Änderungen und Erweiterungen betreffen
 - Druckhalter-Nachbildung
 - zusätzliche Leckstellen
 - Dampferzeuger-Verlängerung und Sekundär-Kühlkreis
 - Zusatz-Instrumentierung (Füllstand & Durchsatz)
 - Versuche seit Januar 1980, fast abgeschlossen

4. EXPERIMENTELLE UNTERSUCHUNGEN ZUR PROBLEMATIK "KLEINER LECKS"

- bisherige Ergebnisse betreffen Massendurchsatz (\dot{M}) im Primärsystem und Energie-Transport (E) zum Sekundär-System:
 - einphasiger Natur-Umlauf: $\dot{M}_{1\phi}$ proportional
3. Wurzel aus Energie-Zufuhr, von Systemdruck gering, von Unterkühlung am Kemaustritt praktisch nicht abhängig, Figur 6
 - zweiphasiger Natur-Umlauf: Figur 7
 - $\dot{M}_{2\phi} > \dot{M}_{1\phi}$ für Wasser-Inventar $> 80\%$
 - $\dot{M}_{2\phi, \max} \approx 2 \cdot \dot{M}_{1\phi}$ für Wasser-Inventar $\approx 90\%$
 - $\dot{M}_{2\phi} \approx 0$ für Wasser-Inventar $< 70\%$
 - E hoch für Wasser-Inventar $< 70\%$ wegen gutem Wärmeübergang
 - LOFT und Semiscale-Versuchsprogramme:
 - drastische Änderungen nach TMI-2-Störfall: höherer Stellenwert für Versuche mit kleinem Leck
 - LOFT-Programm: L-3-Serie, Tabelle 4
 - 6 Versuche Nov. 1979–Juli 1980
 - Bruch im kalten Strang (5), Druckhalter-Abblase-Ventil offen (1), unterschiedliche Bruchgröße
 - HD-Einspeiserate größer, kleiner, gleich Bruchmassenstrom (3),
 - HK-Pumpen "aus", "ein" (2)
 - Semiscale-Programm: S-SB-Serie, Tabelle 5
 - vorgesehen: – 5 Versuche ab Sept. 1979
 - Bruch im kalten Strang
 - 10%, 2,5%, 0,16% Bruchgröße
 - zusätzlich: 7 Versuche seit Januar 1980
 - S-SB-2A: höhere Kernleistung zur Kompensation der Wärmeverluste
 - S-SB-P1 bis P7: Einfluß des Pumpenbetriebs auf Systemverhalten
 - Fluidbedingungen in Bruchnähe (Bruchmassenstrom)
 - Druckabsenkungsrate
 - Masseninventar
 - Anfangsbedingungen wie S-SB-2
 - 2,5% Bruch im
 - kalten Strang: -P1, -P2, -P7
 - heißen Strang: -P3, -P4, -P6
 - HK-Pumpen
 - "aus" 3,4 s nach $p < 124$ bar: -P1, -P3
 - mit n. durchlaufen bis Vers.-Ende, $p < 15$ bar (1600 s ÷ 2500s): -P2, -P4
 - mit n. weiterlaufen lassen bis $p < 31$ bar
 - Vorausrechnungen: RELAP4/MOD 7

4. EXPERIMENTELLE UNTERSUCHUNGEN ZUR PROBLEMATIK "KLEINE LECKS" (FORTS'NG.)

	Large Break		Intermediate Break	Small Break
	> 1000 > 25	400 — 1000 10 — 25	80 — 400 2 — 10	< 80 < 2
- Break Size (cm ²) %				
- Safety System Functions				
● HPIS (hot leg)	—	—	2 of 4	2 of 4
● Accumulators				
- hot leg injection	3 of 4	3 of 4	2 of 4	—
- cold leg injection	2 of 4	2 of 4	2 of 4	—
● LPIS				
- for reflooding				
● hot leg injection	2 of 4	2 of 4	2 of 4	2 of 4
● cold leg injection	1 of 4	1 of 4	1 of 4	1 of 4
- for recirculation				
● hot leg injection	2 of 4	2 of 4	2 of 4	2 of 4
● Auxiliary Feedwater injection	—	—	—	1 of 4 2 of 4
- Average Probability of Occurrence / 9 /	10 ⁻⁴ /a	3·10 ⁻⁴ /a	8·10 ⁻⁴ /a	3·10 ⁻³ /a

KVS-KLASSIFIKATION – FUNKTIONEN,
EINTRITTS-WAHRSCHEINLICHKEIT

Kriterium	Bruchgröße		
	groß	mittel	klein
Phasenseparation vor Einspeise-Beginn	nein	ja	ja
Zusätzliche Wärmeabfuhr durch Dampferzeuger (zur Druckabsenkung)	nein	nein	ja

PHÄNOMENOLOGISCHE
KLASSIFIZIERUNG
DES KÜHLMITTEL-
VERLUST-STÖRFALLS

Number of Tests	Status	A1 (= 30 Tests)				A2 (= 30 Tests)				B (= 30 Tests)						Total
		C.L.	H.L.	P.S.	Total	C.L.	H.L.	P.S.	Total	C.L.	H.L.	P.S.	L.P.L.	S.G.	Total	
Large Breaks	March 79	6	7	2	17	13	2	2	17	5	2	3		2	12	46
	Sept. 79	6	7	2	17	13	2	2	17	5	2	3		2	12	46
Intermediate Breaks	March 79	1			1	11	1		12	5	3		1		9	22
	Sept. 79	1			1	11	1		12	7	2				9	22
Small Breaks	March 79	8	4	1	13	4	1		5	6	1				7	25
	Sept. 79	8	4	1	13	4	1		5	12	5		1		18	36
Total	March 79	17	11	3	31	28	4	2	34	16	6	3	1	2	28	93
	Sept. 79	17	11	3	31	28	4	2	34	24	9	3	1	2	39	104

Recommendation for final test matrix A2 and B:

- total of 60 tests (instead of 73)
- ~ 30% large break tests (instead of 40%)
- ~ 70% small and intermediate break tests (instead of 60%)

LOBI VERSUCHSPROGRAMM
A & B (VORLÄUFIG)
SPEKTRUM DER BRUCHLAGE UND
BRUCHGRÖSSE (VERGLEICH VOR
UND NACH TMI)

TEST	*TARGET DATE	POWER LEVEL (MW)	COMMENTS
L3-1	11-14-79	50	● Small break cold leg. Break flow greater than high pressure safety injection flow.
L3-2	01-16-80	50	● Small break cold leg. High pressure safety injection flow greater than break flow.
L3-5	03-07-80	0	● Small break cold leg, primary coolant pumps of
L3-6	03-21-80	0	● Small break cold leg, primary coolant pumps on
L6-1	05-09-80	37	Operational transient, loss of steam load.
L3-4	05-16-80	50	● Small break, pressurizer relief valve.
L6-2	07-01-80	37	Operational transient, loss of primary coolant flow.
L3-3	07-08-80	50	● Small break cold leg. High pressure safety injection flow equal to break flow.
L6-3	09-15-80	37	Operational transient, excessive load increase.
L2-5	09-22-80	37	Large double – ended cold-leg break as L2-3 but with loss of offsite power.

*TARGET DATES ASSUME NO SIGNIFICANT PROBLEMS

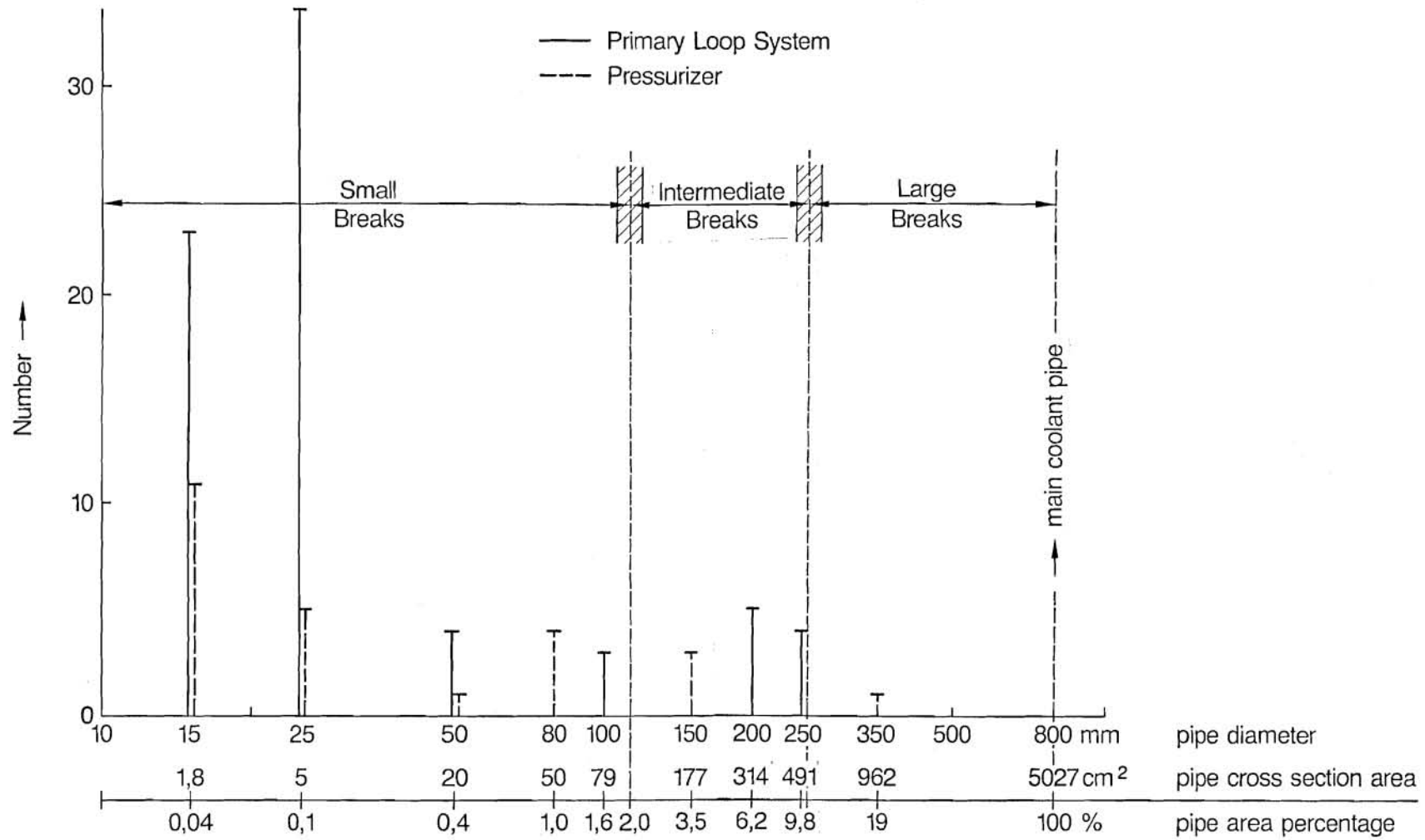
LOFT – TESTFOLGE UND TESTDATUM
FÜR DAS HAUSHALTSJAHR 1980

Test*	Break Size	Initial Conditions	Configuration	Objectives
S-SB-2	2.5% = 2.79 mm	PWR Audit	MOD-3	Break flow greater than HPIS flow
S-SB-2A	2.5%	PWR Audit	MOD-J	Increased transient core power to offset system heat losses
S-SB-4	2.5%	LOFT Test L3-1	LOFT	Influence of LOFT initial conditions on system behaviour
S-SB-3	2.5%	PWR Audit	LOFT	Influence of LOFT geometry on system behaviour
S-SB-5	0.16% = 0.71 mm	PWR Audit	MOD-3	Break flow equal to HPIS flow at secondary side press.
S-SB-1	10%	Test S-07-10	MOD-3 (UHI)	UHI under small break LOCA conditions

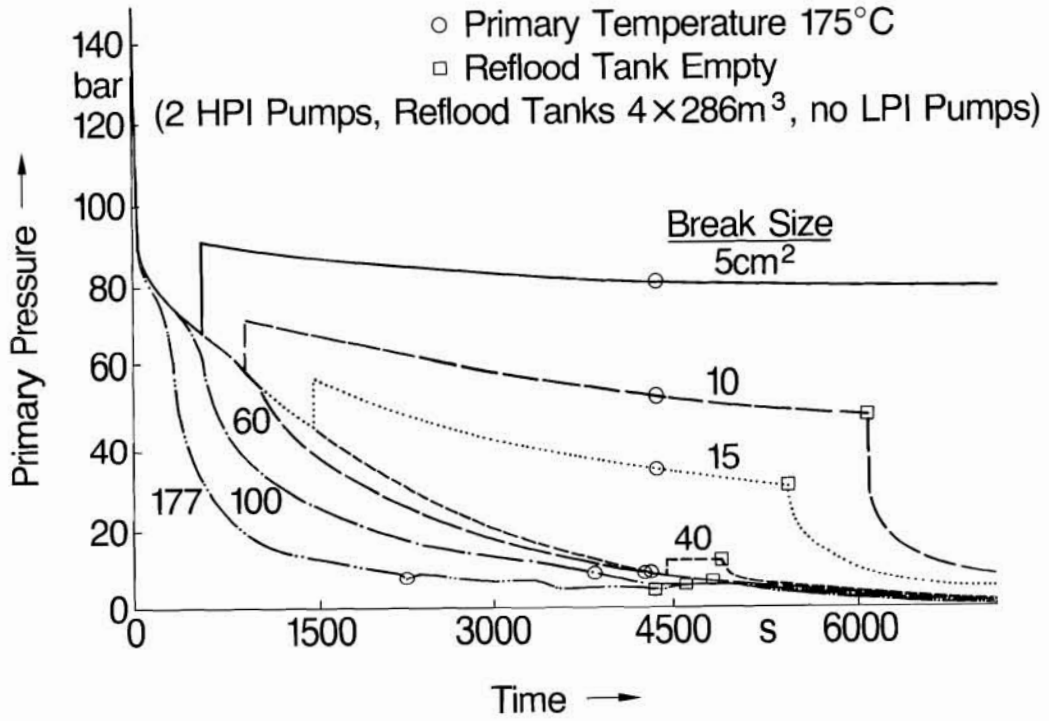
(INEL-S-22 494)

*all tests: break located at the cold leg centerline

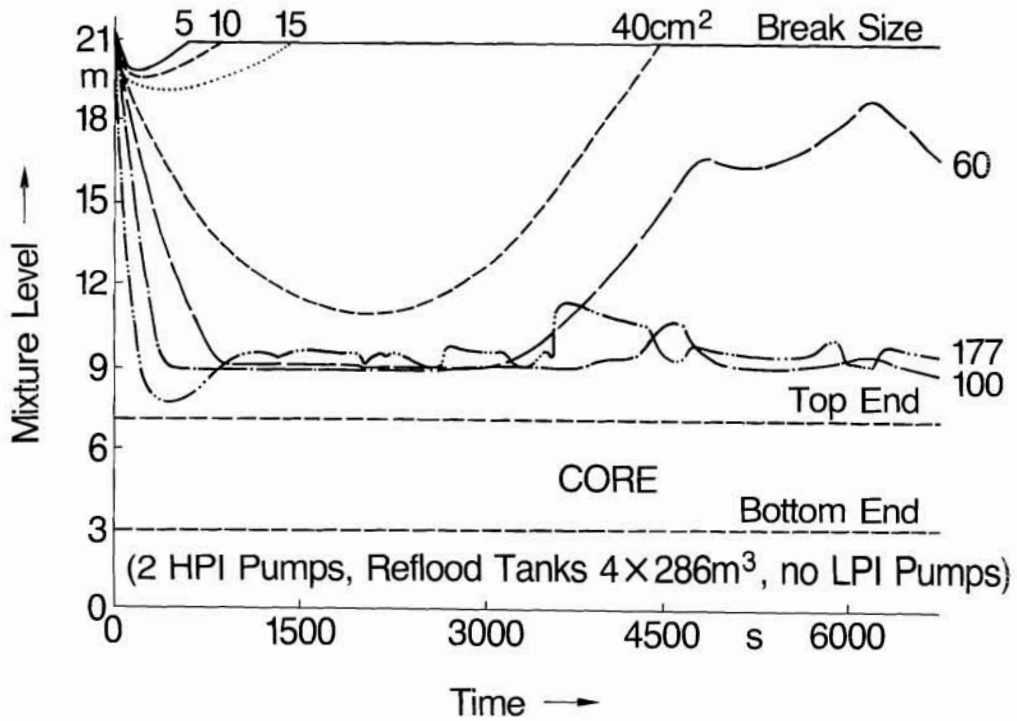
SEMISCALE VERSUCHSPROGRAMM FÜR KLEINE LECKS (OKT. 1979)



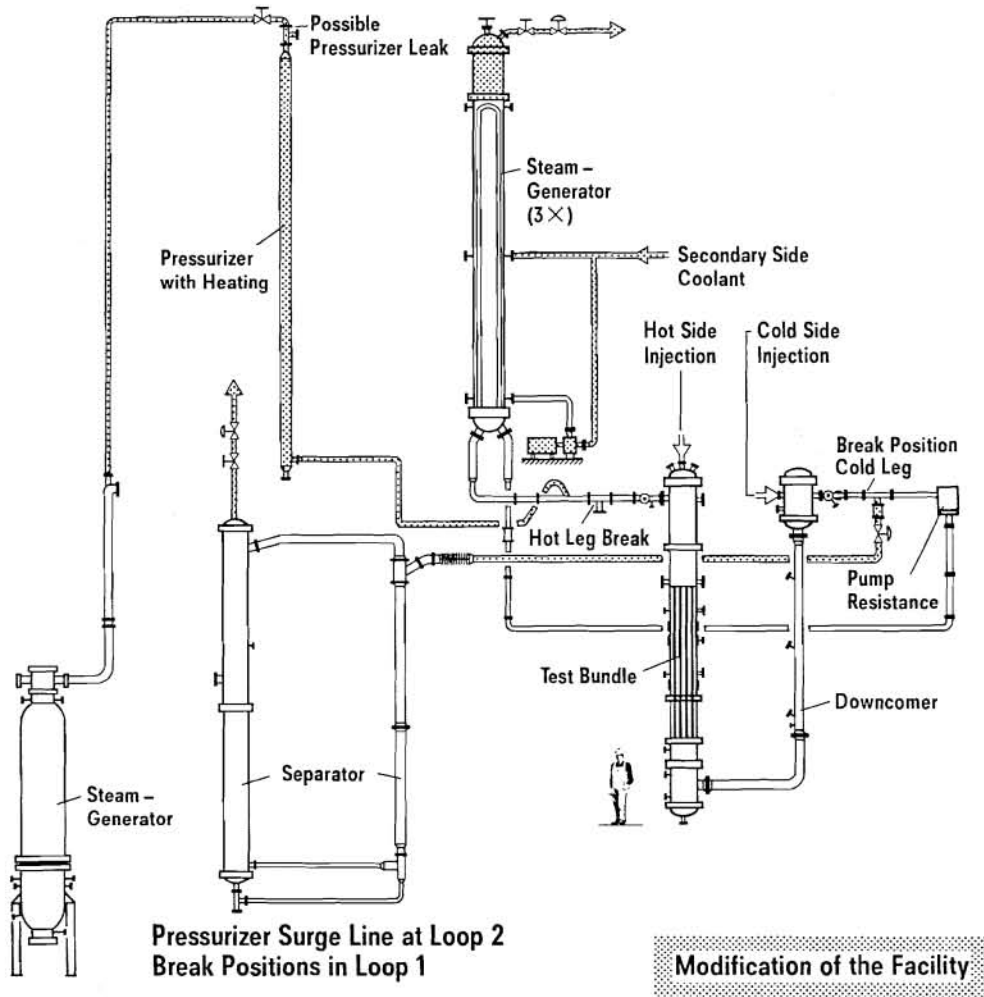
SPEKTRUM DER ANSCHLUSSLEITUNGS-DURCHMESSER, -
 -QUERSCHNITTE (ABSOLUT UND RELATIV) EINES DWR



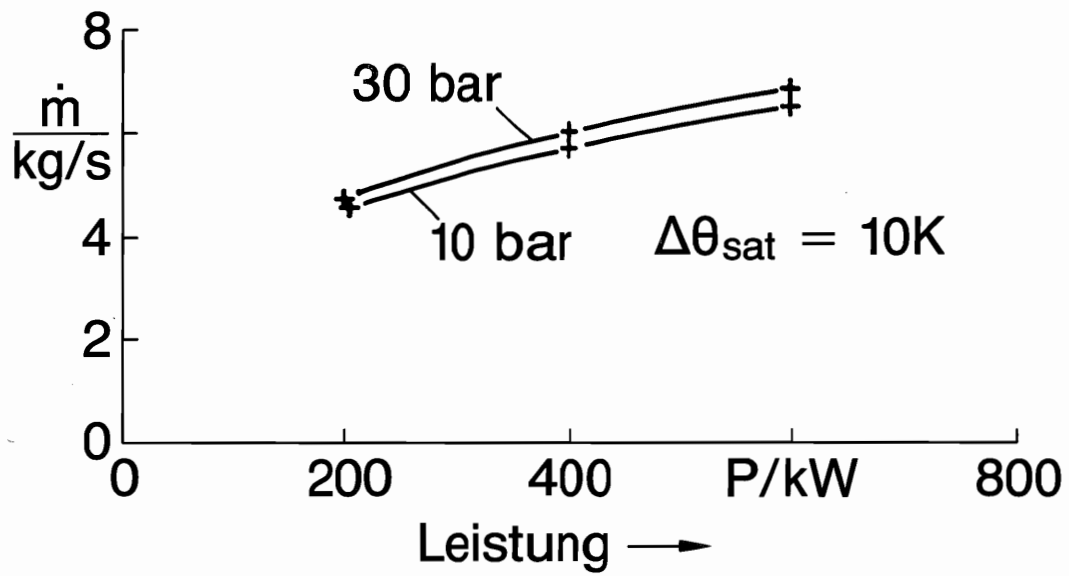
PRIMÄRDRUCK-VERLAUF FÜR KVS
BEI KLEINEM LECK, DWR



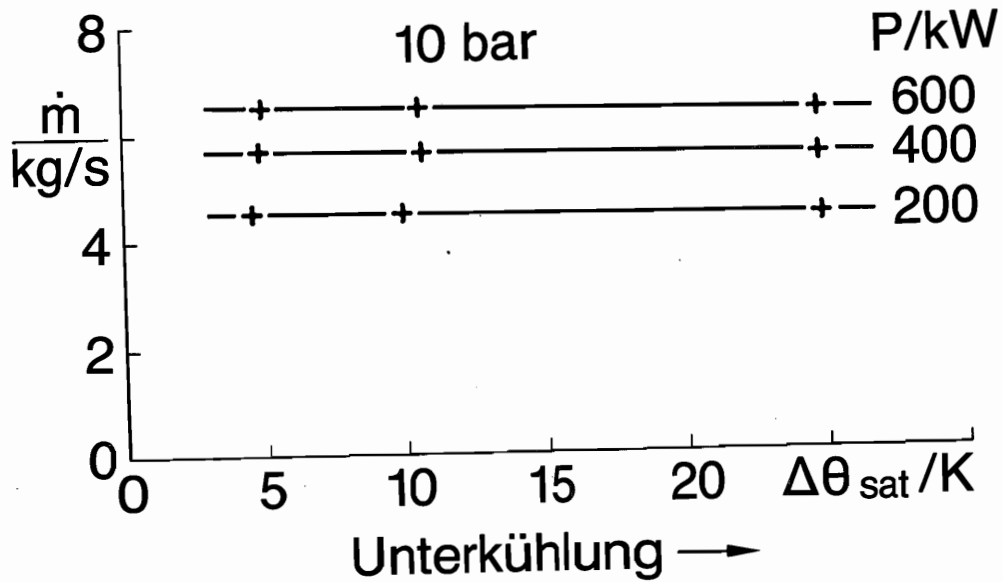
GEMISCHSPIEGEL-VERLAUF FÜR KVS
BEI KLEINEM LECK, DWR



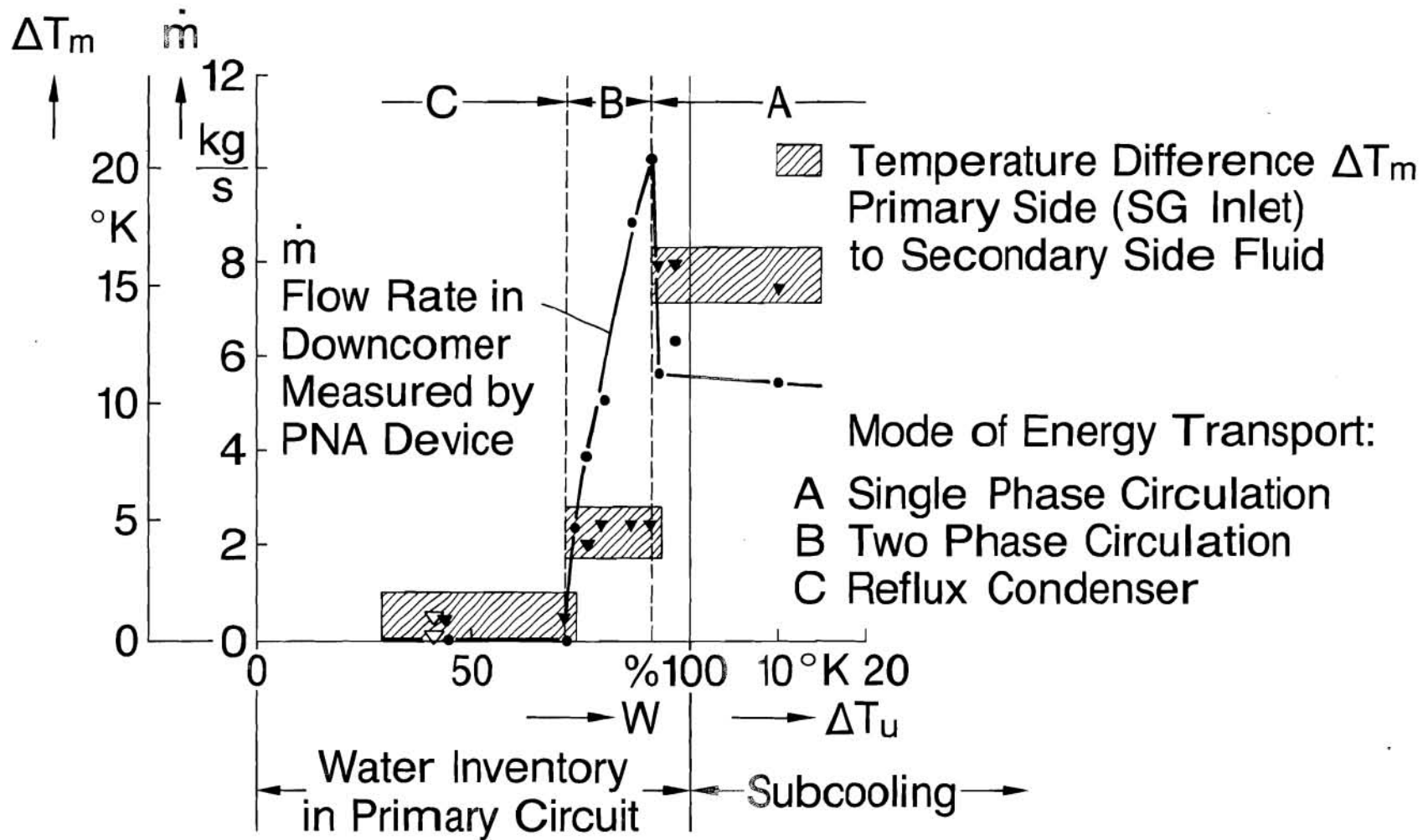
PKL-ANORDNUNG FÜR VERSUCHE BEI KLEINEN LECKS



PKL EINPHASIGER NATURUMLAUF



PKL EINPHASIGER NATURUMLAUF



PKL-VERSUCHE BEI KLEINEM LECK
 ERGEBNISSE DER VERSUCHE ID1

DISKUSSION

R. R a t k a (IFEU):

Aus dem Vortrag von Herrn Riebold war zu entnehmen, daß der überwiegende Teil der Untersuchungen zur Problematik "Kleine Lecks" nach dem TMI II Unfall, als Reaktion begann. Wird dadurch nicht deutlich belegt, daß auch in der Reaktorsicherheitsforschung "Versuch und Irrtum" der Kernpunkt ist? Zeigt dieses Beispiel nicht erneut deutlich, wie wenig vorhersehbar Störfälle und Unfälle sind?

W. Riebold (EURATOM):

Ich bin erschüttert, daß dieser Eindruck entstanden ist und verstehe nicht, wie er entstehen konnte.

Ich habe klar betont, daß Versuche zur Problematik "Kleine Lecks" schon in der ursprünglichen Versuchsmatrix des LOBI-Projektes von 1974 zu 15 % enthalten waren. Die Anzahl dieser Versuche ist bei der Revision der Versuchsmatrix 1978(!), also ein Jahr vor dem TMI-2-Störfall, verdoppelt worden. Daraus geht klar hervor, daß die Probleme, die mit Störfällen bei kleinen Lecks verbunden sind, schon lange vor dem TMI-2-Störfall erkannt und bekannt waren und ihren Niederschlag in dem Forschungsprogramm gefunden haben. Lediglich im Fall des PKL-Projektes hat man zusätzlich und erst nach TMI Versuche zum "Kleinen Leck"-Störfall aufgenommen.

Einen viel drastischeren Einfluß hat TMI dagegen auf die Programme der amerikanischen Projekte Semiscale und LOFT gehabt.

ERGEBNISSE DER UNTERSUCHUNGEN ZUM TRANSIENTEN BRENNSTABVERHALTEN
- BEWERTUNG UND FOLGERUNGEN ZUM WEITEREN VORGEHEN -

A. Fiege (KfK)

Bei bestimmten Reaktorstörfällen, insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen und kleinen Lecks im Primärsystem, können die Temperaturen im Reaktorkern so hohe Werte erreichen, daß die Brennstabhüllrohre unter dem Einfluß des auf sie wirkenden Differenzdruckes versagen. Bei solchen Störfällen muß die Kühlbarkeit des Reaktorkerns trotz aufgetretener Brennstabschäden gewährleistet sein und die Spaltproduktfreisetzung aus den beschädigten Hüllrohren innerhalb zulässiger Grenzen bleiben.

Ziel der im Rahmen des deutschen Reaktorsicherheitsforschungsprogramms schwerpunktmäßig im Kernforschungszentrum Karlsruhe und bei der KWU in Erlangen durchgeführten Forschungsarbeiten zum Brennstabverhalten ist es daher, die physikalischen und chemischen Phänomene, die beim Versagen der Zircaloy-Hüllrohre von Bedeutung sind, zu untersuchen und experimentell verifizierte Rechenmodelle bereitzustellen, mit denen der Schadensumfang im Reaktorkern bei verschiedenen Störfällen in realistischer Weise ermittelt werden kann. Diese Rechenmodelle sollen die in bisherigen Störfallanalysen verwendeten konservativen Annahmen ersetzen bzw. deren Sicherheitsreserven quantifizieren.

Das Gesamtprogramm umfaßt umfangreiche Einzeleffektuntersuchungen zum Deformationsverhalten der Hülle, zur Hochtemperatur-Oxidation der Hüllrohre in Wasserdampf und zur Wechselwirkung des Hüllrohrmaterials mit Brennstoff und Spaltprodukten. Die Einzeleffektuntersuchungen liefern die Basis für ein modellorientiertes Materialgesetz, dessen Brauchbarkeit dann mit Hilfe von out-of-pile und in-pile-Integralexperimenten überprüft wird, bei denen das Verhalten der Brennstäbe und Brennelemente unter realistischen Bedingungen, das heißt im Zusammenwirken aller relevanten Phänomene und unter Einbeziehung der thermohydraulischen Randbedingungen, getestet wird. Untersuchungen zum Einfluß von Kühlkanalblockaden auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlsysteme runden das Programm ab.

Die auf der Grundlage dieses experimentellen Programms erarbeiteten Modellvorstellungen werden schrittweise verbessert und in das modulare Rechenprogrammssystem SSYST eingebaut. SSYST ist so konzipiert, daß es sowohl eine deterministische Einzelstabanalyse über den gesamten Störfallablauf wie auch eine probabilistische Schadensumfangsanalyse für den Reaktorkern ermöglicht.

Alle in der Bundesrepublik laufenden Arbeiten sind auf der Grundlage spezieller Zusammenarbeitsverträge eng mit den entsprechenden Forschungsprogrammen in USA, Japan, Frankreich und Großbritannien verknüpft. Besonders hervorzuheben ist die langjährige erfolgreiche Zusammenarbeit mit der USNRC.

Die meisten Forschungsarbeiten zum Brennstabverhalten wurden 1972/73 begonnen und konzentrierten sich zunächst auf die bei schweren Kühlmittelverluststörfällen mit doppelendigem Lei-

tungsbruch zu erwartenden Randbedingungen, d.h. auf Temperaturen bis 1200° C und KVS-typische Zeiten von wenigen Minuten. Diese Untersuchungen sind weit fortgeschritten und haben wichtige Ergebnisse gebracht. Insbesondere sind die wichtigsten Phänomene des Brennstabverhaltens (wie z.B. die Deformations- und Versagensmechanismen der Hüllrohre, die HT-Wasserdampfoxidation, der Einfluß der Bestrahlung, des Brennstoffs und der Spaltprodukte auf das Deformationsverhalten der Hülle sowie die Wechselwirkung zwischen Brennstabverhalten und Thermohydraulik) heute bekannt. Deformationsmodelle und Versagenskriterien stehen in allerdings noch verbesserungswürdigen Versionen zur Verfügung. Sie werden ebenso wie das Programmsystem SSYST zur Zeit mit Hilfe von Integralexperimenten verifiziert.

Die weiteren Arbeiten zum Kühlmittelverluststörfall mit großen Bruchöffnungen konzentrieren sich auf out-of-pile- und in-pile-Bündelexperimente zur Untersuchung der Stab-zu-Stab-Wechselwirkung und potentiellen Schadenspropagation. Der größte Teil dieser Arbeiten wird 1981/82 abgeschlossen.

Parallel dazu laufen verstärkt Arbeiten zur Untersuchung kleiner Lecks an. Die Notwendigkeit dieser Schwerpunktverlagerung zeichnete sich bereits vor etwa zwei Jahren als Ergebnis der Risikostudien ab; sie hat durch den Störfall von Three Mile Island eine besondere Aktualisierung erfahren. Im Mittelpunkt dieser Untersuchungen steht das Brennstabverhalten bei relativ langsamen Transienten, die, ausgehend von Betriebsbedingungen, bis zum Schmelzen der Zircaloyhüllrohre und bis zur Bildung schmelzflüssiger Phasen zwischen Hüllrohr und Brennstoff laufen.

Von besonderem Interesse sind:

- Art, Ausmaß, Ausbreitung und Auswirkungen von Schmelzfronten im Spalt zwischen Hüllrohr und UO_2 -Pellets
- Oxidationskinetik des Zry bei Temperaturen $> 1200^\circ C$, längeren Haltezeiten und evtl. abnehmendem Dampfangebot
- Resultierende Wasserstoffbildung bei Zry-Wasserdampfreaktion bis zur Schmelztemperatur des Zry
- Kühlbarkeit eines Reaktorkerns, der bis zum Anschmelzen an der Grenzfläche Hüllrohr/ UO_2 aufgeheizt wurde und
- Spaltproduktfreisetzung bei "langsamen" Kühlmittelverluststörfällen und BE-Bedingungen über $1200^\circ C$.

Aufgrund von out-of-pile-Experimenten des KfK sind die wichtigsten Phänomene bereits qualitativ bekannt.

Die weiteren Arbeiten sind darauf ausgerichtet, sie auch quantitativ zu erfassen und dann die erarbeiteten Rechenmodelle in das Programmsystem SSYST zu integrieren.

Ziel dieser Untersuchungen ist die Bereitstellung von experimentell verifizierten Rechenverfahren für realistische Störfallanalysen

Von besonderer Bedeutung sind:

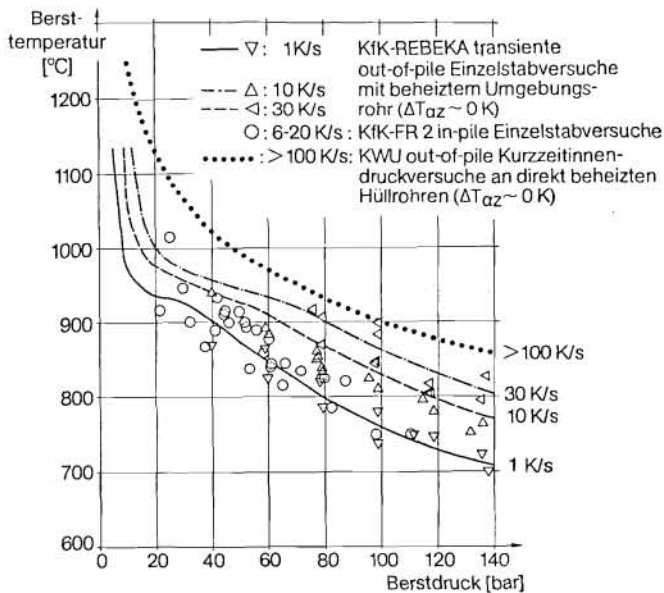
- die Ermittlung des Schadensumfangs im Reaktorkern (Zahl der verformten bzw. geborstenen Stäbe, Ausmaß der plastischen Verformungen, Hüllrohrversprödung durch Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme während des Störfallablaufes, Reduktion der Kühlkanalquerschnitte)
- die Untersuchung der Auswirkungen von Brennstab-schäden auf die Kühlbarkeit des Kerns und auf die Spaltproduktfreisetzung
- die Quantifizierung der Sicherheitsreserven

Quelle:KfK

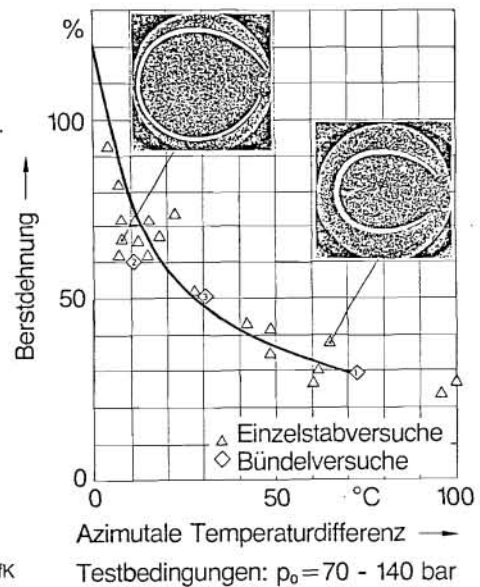
UNTERSUCHUNGEN ZUM TRANSIENTEN BRENNSTABVERHALTEN ZIELVORGABE



PROGRAMMSCHEMA; UNTERSUCHUNGEN Z. TRANSIENTEN BRENNSTABVERHALTEN



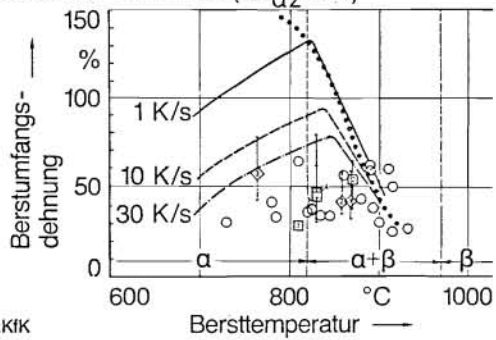
BERSTTEMPERATUR ÜBER BERSTDROCK VON ZIRKALOY-HÜLLROHREN Quelle:KfK



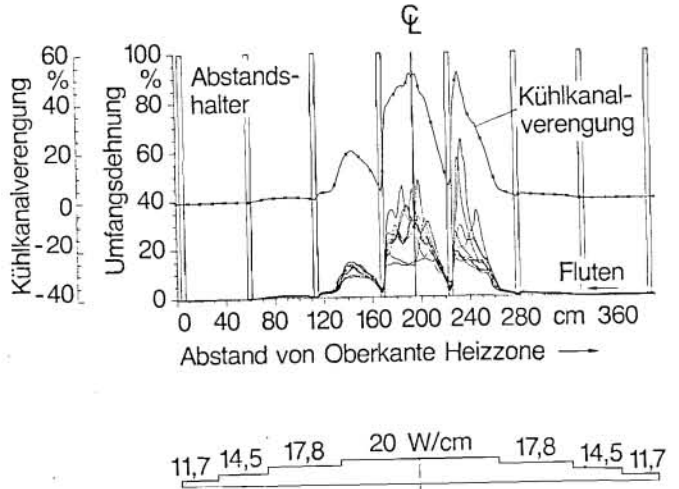
Quelle:KfK

DEFORMATIONSVERHALTEN VON ZRY-HÜLLROHREN

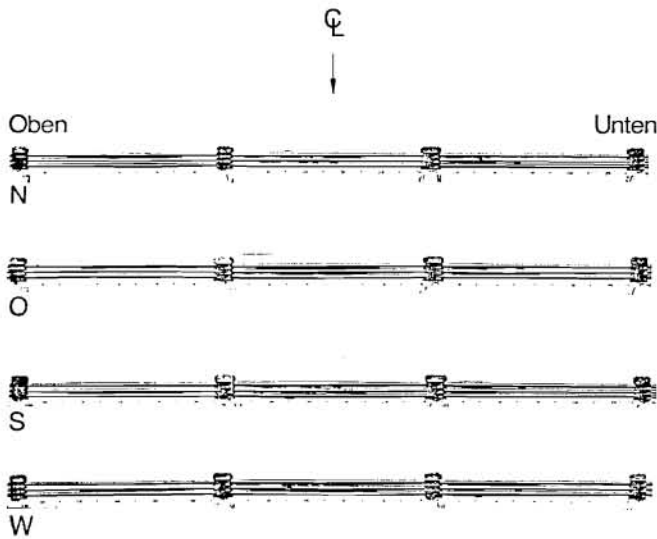
- ◻ KfK-REBEKA out-of-pile Bündelversuche 1,2,3,4
- ◊ ORNL-MRBT out-of-pile Bündelversuche 1,2,3
- KfK-FR2 in-pile Einzelstabversuche
- } KfK-REBEKA transiente out-of-pile Einzelstabversuche mit beheiztem Umgebungsrohr ($\Delta T_{aZ} \approx 0$ K)
- ... } KWU out-of-pile Kriechberstversuche an direkt beheizten Hüllrohren ($\Delta T_{aZ} \approx 0$ K)



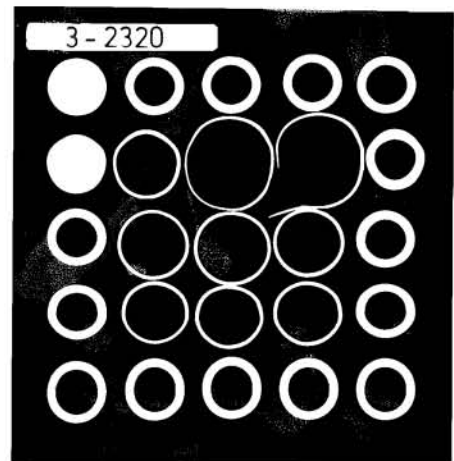
Quelle: KfK
BERSTUMFANGSDEHNUNG ÜBER BERSTTEMP. VON ZIRKALOY-HÜLLROHREN



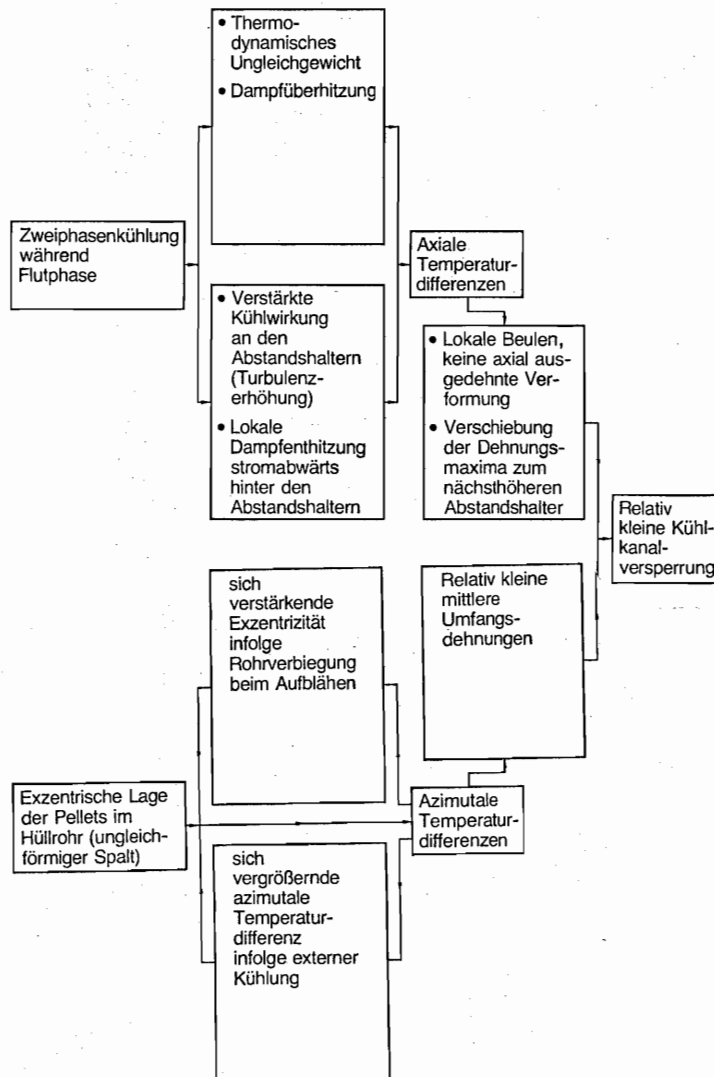
Quelle: KfK
BÜNDELVERSUCH REBEKA 3 - UMFANGSDEHNUNG U. KÜHLKANALVERENGUNG



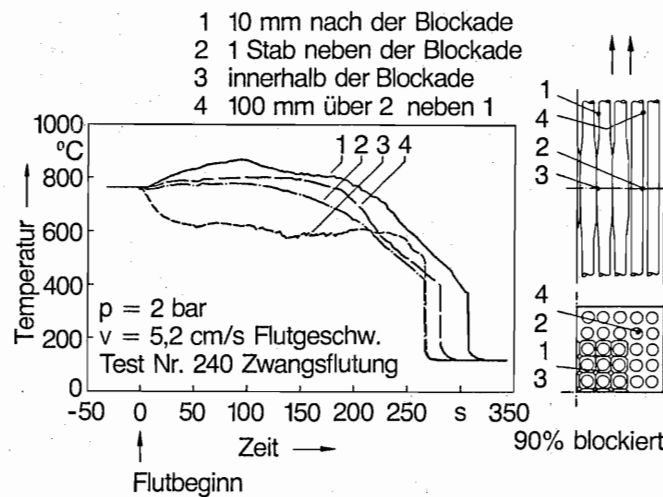
Quelle: KfK
← Flutrichtung
REBEKA 3 - SEITENANSICHTEN DER 9 ZENTRALEN BRENNSTABSIMULATOREN



Quelle: KfK
REBEKA 3 - QUERSCHNITT AN DER ENGSTEN STELLE DES BÜNDELS

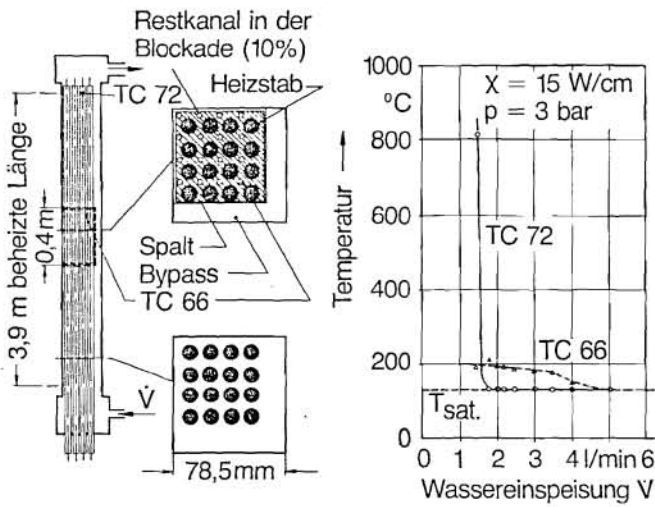


WECHSELWIRKUNG ZWISCHEN DEM DEFORMATIONSVERHALTEN DER BRENNSTÄBE UND DER THERMOHYDRAULIK



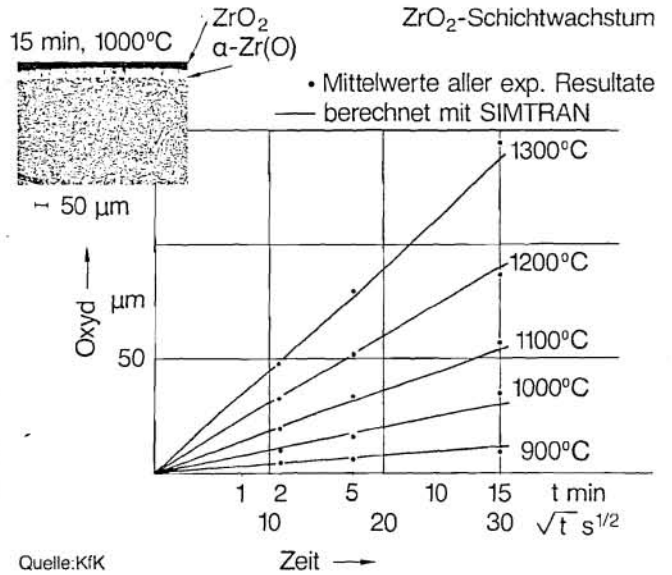
Quelle: KfK

KÜHLBARKEIT EINES TEILBLOCKIERTEN KERNS IN DER FLUTPHASE



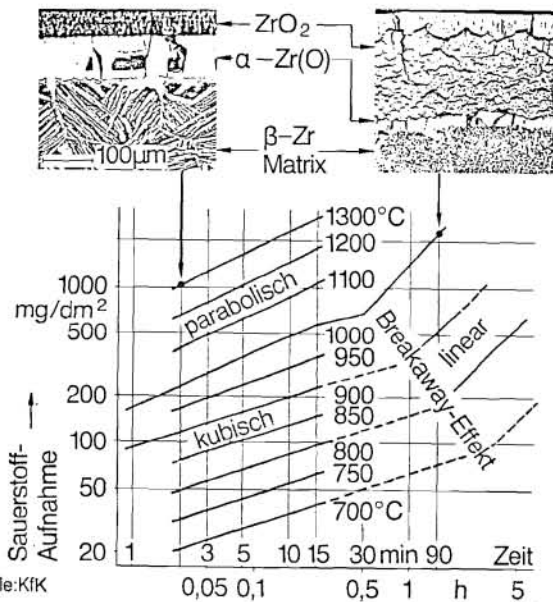
Quelle: KfK

LANGZEITKÜHLBARKEIT EINES TEILWEISE BLOCKIERTEN KERNS



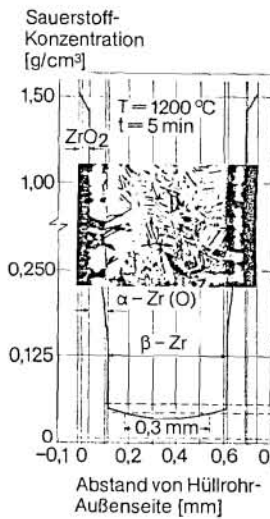
Quelle: KfK

OXYDATIONSKINETIK VON ZIRKALOY 4 IN WASSERDAMPF BEI HOHEN TEMP.



Quelle: KfK

BREAKAWAY-EFFEKT BEI HT-OXYDATION VON ZRY 4 (IN WASSERDAMPF)



A - Zur Zeit gültiges Versprödungskriterium:

Begrenzung der maximalen Hüllrohrtemperatur und der maximalen Oxidationstiefe

$$T_{max.} \leq 1200^\circ\text{C}$$

$$S_{Zr} (+O_{2ges. \text{ rechn.}} \rightarrow ZrO_2) \leq 17\% \text{ SWand}$$

B - Vorschlag des ANL:

Festlegung einer minimalen duktilen Restwanddicke

● im Hinblick auf Thermoschockbelastungen beim Fluten

$$S_{0,9 \text{ Gew.}\% O_2} > 0,1 \text{ mm}$$

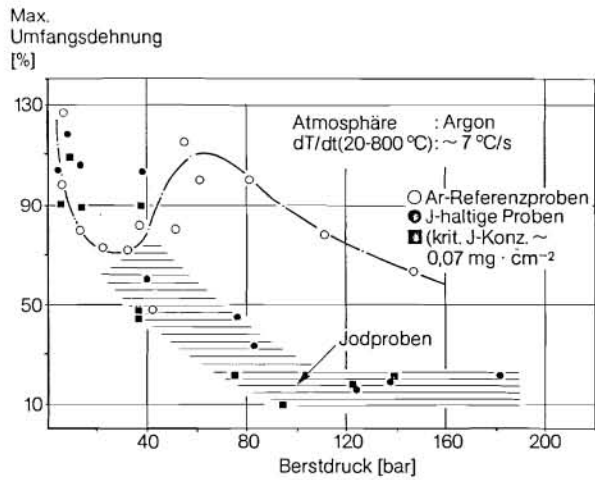
● im Hinblick auf Handhabung

Transport und Zwischenlagerung oxidierter Brennelemente:

$$S_{0,7 \text{ Gew.}\% O_2} > 0,3 \text{ mm}$$

VERSPRÖDUNGSKRITERIEN FÜR ZIRKALOY-HÜLLROHRE

Quelle: KfK



EINFLUSS VON JOD AUF DAS DEFORMATIONSVERHALTEN VON ZRY-HÜLLROHREN

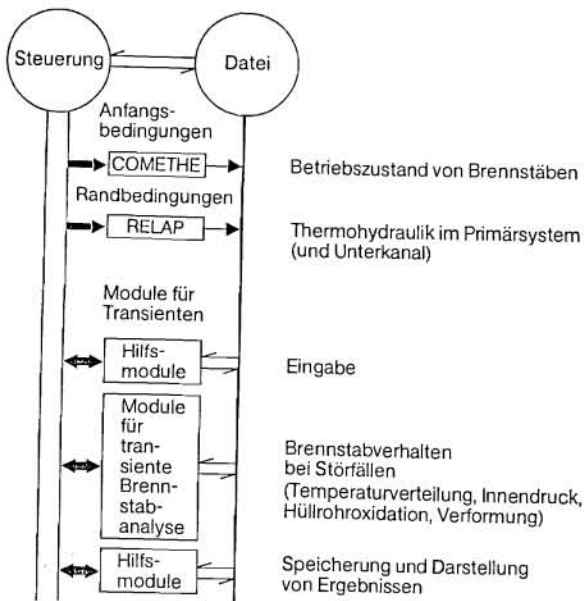
Quelle: KfK

Quelle: KfK Element	GAP-Inventar * (% des Gesamtinventars)		Freisetzung aus dem GAP (% des GAP-Inventars)		Gesamtfreisetzung * (% des Gesamtinventars)	
	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.	deutsche u. amerik. Risiko-studie	ORNL-Mod.
Xe Kr	8 (3)	1,27	100	100	8 (3)	1,27 **
Cs	15	2,79	33	0,89	5	0,025
I	10 (5)	2,79	33	1,91	3,3 (1,7)	0,053

* Berechnet für stabile und langlebige Isotope, in Klammern GAP-Inventar bzw. Gesamtfreisetzung v. ^{131}I und ^{133}Xe

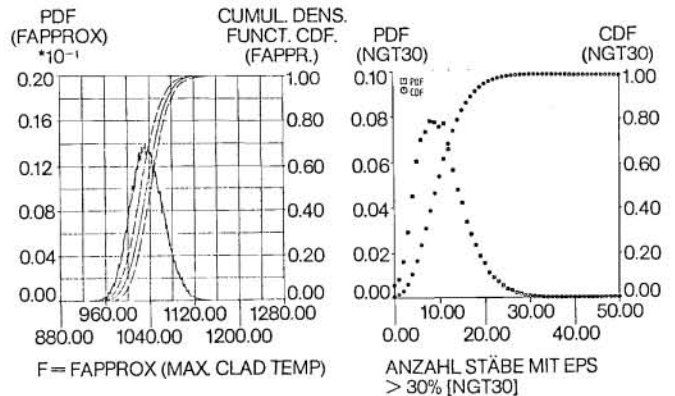
** Beim Bersten der Hülle werden zusätzlich ca. 1,5 % des Gesamtinventars an gasförm. Spaltprodukten freigesetzt

SPALTPRODUKTFREISETZUNG BEIM KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFALL



AUFBAU DES PROGRAMMSYSTEMS SSYST

Quelle: KfK



Dichtefunktion (PDF) und Verteilungsfunktion (CDF, mit 95%-Konfidenzintervallen) der max. Hüllrohrtemperatur (K) für einen Brennstab

Geschätzte Dichte- und Verteilungsfunktionen der Anzahl Brennstäbe im Referenz-BE mit max. Hüllrohrumfangsdehnung > 30%

SCHADENSUMFANGSANALYSE MIT SSYST FÜR EIN HOCHBELASTETES DWR-BE

Quelle: KfK

	KVS mit großen Bruchquerschnitten ($T < 1200\text{ °C}$, $t \leq 5\text{ min}$)
Aktueller Stand	<ul style="list-style-type: none"> ● Relevante Einzelphänomene bekannt: <ul style="list-style-type: none"> — Deformations- und Versagensmechanismen der Hüllrohre — HT – Wasserdampfoxidation u. Versprödung — Einfluß von Brennstoff u. Spaltprodukten — Einfluß der Bestrahlung — Wechselwirkung mit der Thermohydraulik ● Deformationsmodelle und Versagenskriterien f. Zry-Hüllrohre vorhanden ● SSYST-Einzelstabversion und probabilistische Methoden zur Schadensumfangsanalyse bereitgestellt
Weiteres Vorgehen	<ul style="list-style-type: none"> ● Verifizierung der Deformationsmodelle, Versagenskriterien und SSYST durch Integraleexperimente ● Out-of-pile u. Inpile-Bündelexperimente zur Stab-zu-Stab Wechselwirkung und pot. Schadenspropagation

UNTERSUCHUNGEN ZUM TRANSIENTEN
BRENNSTABVERHALTEN

Quelle:KfK

	Kleine Lecks und spezielle Transienten ($T < 2000\text{ °C}$, $t \leq 1\text{ h}$)
Aktueller Stand	<ul style="list-style-type: none"> ● Wechselwirkung und Phasenbildungen Brennstoff/Hülle unter äußerem Überdruck bis ca. 1500 °C bekannt ● Oxidationskinetische Untersuchungen bei $T > 1200\text{ °C}$ und Verweilzeiten $> 5\text{ min}$ in Arbeit ● An- und Abschmelzverhalten von Brennstabsimulatoren in oxidierender und nicht-oxidierender Atmosphäre phänomenologisch bekannt
Weiteres Vorgehen	<ul style="list-style-type: none"> ● Quantitative Untersuchung und modellmäßige Beschreibung des BE-Verhaltens bei langsamen Transienten (Schadensumfang) ● Untersuchungen zur Kühlbarkeit des Kerns ● Untersuchung der Spaltproduktfreisetzung

UNTERSUCHUNGEN ZUM TRANSIENTEN
BRENNSTABVERHALTEN

Quelle:KfK

DISKUSSION

A. M ü l l e r (TÜV Hannover):

Die Tabelle zur Spaltproduktfreisetzung bei KMV-Störfällen enthält im Vergleich Zahlen aus der amerikanischen und deutschen Risikostudie sowie eines "ORNL-Modells".

Was hat es mit diesem "ORNL-Modell" auf sich, sind die Zahlen experimentelle oder rechnerische Werte?

A. F i e g e (KfK):

Das ORNL-Modell wurde auf der Basis von Meßergebnissen aus out-of-pile-Aufheizexperimenten mit niedrig und hoch abgebrannten Brennstoffproben erstellt und dann auf einen DWR für den Fall einer LOCA-typischen Transienten angewendet.

VORGEHEN ZUR EINGRENZUNG DER WICHTIGSTEN PHÄNOMENE HYPOTHETISCHER KERNSCHMELZUNFÄLLE UND WERTUNG VORLIEGENDER ERGEBNISSE

S. Wiesner (RWTÜV)

Die Untersuchungen von Kernschmelzvorgängen, die seit 1972 im Rahmen des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms durchgeführt werden, sind von Anfang an darauf ausgerichtet, die bei Ausfall der aktiven Sicherheitseinrichtungen in einem Kernkraftwerk noch vorhandenen Sicherheitsreserven auszuloten und die notwendigen Erkenntnisse über alle relevanten physikalisch-chemischen Prozesse zu erarbeiten, mit denen das Schadensrisiko infolge Kernschmelzens qualifiziert werden kann.

Hierzu wurden sukzessiv in einzelnen experimentellen und theoretischen Arbeitspaketen das Aufheizen und Abschmelzen eines ungekühlten Reaktorkerns, das Verhalten einer Schmelze von Brennstoff und Strukturmaterial am Boden des Reaktordruckbehälters und die Wechselwirkung einer Brennstoff-Strukturmaterial-Schmelze mit dem Beton der Reaktorzelle untersucht. Weitere unterstützende Untersuchungen lieferten Stoffwerte für die an den Reaktionen beteiligten Medien oder dienten dazu, Randbedingungen einzugrenzen. Zu den letzteren gehören die Ermittlung des Spaltstofftransports zur Quantifizierung der Wärmequellendichte in der jeweiligen Schmelze sowie die Untersuchung der Brennstoff-Kühlmittel-Wechselwirkung zur Quantifizierung der Auswirkungen von Dampfexplosionen. Darüber hinaus wurde auch die Kühlmittelspeisung in den Reaktorkern bei unterschiedlichen Ausfällen der Notkühlsysteme parametrisch berechnet, um realistische Anfangsbedingungen für die Aufheizphase eines ungenügend gekühlten Reaktorkerns zu bestimmen.

Für die verschiedenen Teilvorgänge eines Kernschmelzunfallablaufs sind inzwischen Rechenprogramme erstellt worden. Sie werden sukzessiv in ein Gesamtrechenprogramm mit modularem Aufbau integriert. Dies erlaubt schrittweise Ergänzung und Verfeinerung der Rechenmodelle aufgrund neuer Erkenntnisse aus den noch ausstehenden Untersuchungen.

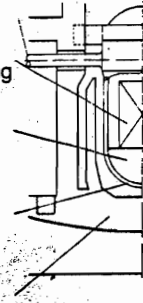
Laufende und noch geplante Aktivitäten konzentrieren sich auf die Bewegungs- und Transportvorgänge im Reaktordruckbehälter zwischen Schmelzen des Reaktorkerns und Bildung eines Schmelzsees am Reaktordruckbehälterboden, auf das Phänomen der Dampfexplosion, auf Containment-Vorgänge nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters und auf die Wechselwirkung einer Kernschmelze mit dem Erdreich nach Durchdringen des Gebäudefundaments.

Mit dem Abschluß dieses Forschungsprojekts nach Füllen der noch bestehenden Lücken wird ein geschlossenes und vielfältig fundiertes Programmsystem als systemanalytisches Werkzeug zur Verfügung stehen, mit dem nicht nur das Schadensrisiko bestehender Anlagenkonzepte genauer bestimmt und damit stärker eingegrenzt, sondern auch technische Verbesserungsmöglichkeiten zur Verringerung des Schadensrisikos quantitativ bewertet werden können.

- Ablauf eines Kernschmelzvorgangs
 - Anfangsbedingungen
 - Räumlich und sachlich begrenzte Teilvorgänge
 - Kausale Verknüpfung der Teilvorgänge
 - Stabiler Endzustand
- Randbedingungen
 - Auswirkung von Einzelphänomenen
 - Übergang zwischen Teilvorgängen
 - Energiebilanzen an Grenzflächen
- Stoffwerte
 - Chemische Eigenschaften
 - Physikalische Eigenschaften

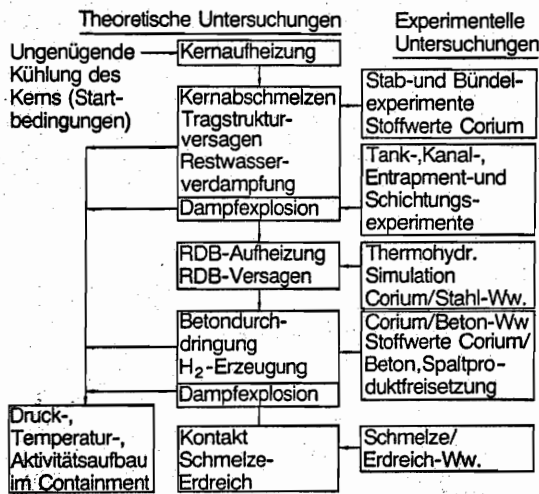
Druckaufbau im Containment

- Phase 1: Kernaufheizung
- Phase 2: Restwasserverdampfung
- Phase 3: RDB Aufheizung
- Phase 4: Betondurchdringung



DATEN UND FAKTEN FÜR DIE QUANTIFIZIERUNG DES SCHADENSRIKOS

ABLAUPPHASEN BEIM KERNSCHMELZEN



- Kernaufheizung
 - Wärmequellenverteilung
 - Wärmeleitung und -strahlung
 - Spaltgasdruckaufbau
 - Hüllrohr-Dampf-Reaktion
 - Hüllrohr-Brennstoff-Reaktion
- Restwasserverdampfung
 - Hüllrohrversagen
 - Brennstoffschmelzen (slumping)
 - Kühlkanalverstopfung
 - Tragstrukturversagen
 - Brennstoff-Kühlmittel-Reaktion
- Aufheizung des RDB
 - Konvektion im Schmelzsee
 - Spaltprodukttransport
 - Reaktordruckbehälterversagen
- Betondurchdringung
 - Betonaufschmelzen
 - Gasfreisetzung
 - Spaltprodukttransport
 - Betonstrukturtragfähigkeit
 - Schmelze-Sumpfwasser-Reaktion
 - Containmentdruckaufbau

AUFBAU DES FORSCHUNGSPROGRAMMS KERNSCHMELZEN

PHASEN EINES KERNSCHMELZVORGANGES

- Theoretische Untersuchung der Anfangsbedingungen
 - Notkühlanalyse bei partiellen Kernschmelzen
- Rechenprogrammentwicklung
 - Abscheidung von Aerosolen im Sicherheitsbehälter (NAUA-Rechenprogramm)
 - Gasabströmung aus der Schildgrube (Ergänzung des Rechenprogramms KAVERN)
- Experimentelle Untersuchung von Teilvorgängen
 - Dampfexplosion (Entrapment von Wasser in Metallschmelzen)
 - Kernschmelze im Kontakt mit Sumpfwasser
 - Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten aus Kernschmelzen (SASCHA-Experiment)
- Theoretische Untersuchung von Teilvorgängen
 - Schichtung in der Containment-Atmosphäre
 - Thermohydraulisches Verhalten der Corium/Betonschmelze
 - Modell der thermischen Detonation

- Theoretische Untersuchung der Anfangsbedingungen
 - Notkühlwirksamkeit bei partiellem Systemausfall
- Rechenprogrammentwicklung
 - Kernschmelzprogrammssystem KESS
- Stoffwertbestimmung
 - Reaktorkernmaterialien
 - Coriumschmelzen
 - Corium/Beton-Schmelzen
- Experimentelle Untersuchung von Teilvorgängen
 - Abschmelzen von Brennstäben und Brennstabbündeln
 - Thermohydraulisches Verhalten der Schmelze im RDB (Simulation)
 - Dampfexplosion (Kanal-, Tankgeometrie)
 - Wechselwirkung Schmelze/Beton
- Theoretische Untersuchung von Teilvorgängen
 - Dampfexplosion (Fragmentationsmodelle, Grenzdrücke)

ARBEITSPAKETE DES FORSCHUNGSPROGRAMMS -LAUFEND-

ARBEITSPAKETE DES FORSCHUNGSPROGRAMMS -ABGESCHLOSSEN-

- Experimentelle Untersuchungen von Teilvorgängen
 - Wechselwirkung Schmelze/Beton im großtechnischen Maßstab (BETA-Experiment; 300 kg Schmelze)
 - Wechselwirkung Schmelze/Erdreich
 - Brennstabverhalten im Temperaturbereich 1200 - 1800°C
 - Initiierung thermischer Detonationen durch Schockwellen (Stoßrohrexperiment)
- Theoretische Untersuchung von Teilvorgängen
 - Festigkeitsverhalten von Tragestrukturen im RDB

ARBEITSPAKETE DES FORSCHUNGSPROGRAMMS -GEPLANT-

Kernaufheizung und -abschmelzen:

Die Vorgänge beim Abschmelzen von Brennstäben und Brennstabbündeln sind phänomenologisch voll geklärt.

Brennstoff-Kühlmittel-Wechselwirkung:

Die notwendigen Randbedingungen für das Auftreten einer Dampfexplosion sind qualitativ bekannt.

Aufheizung des Reaktordruckbehälters:

Bei Schmelzseebildung am Boden des RDB versagt der RDB durch kalottenförmigen Abriss des unteren Bodens.

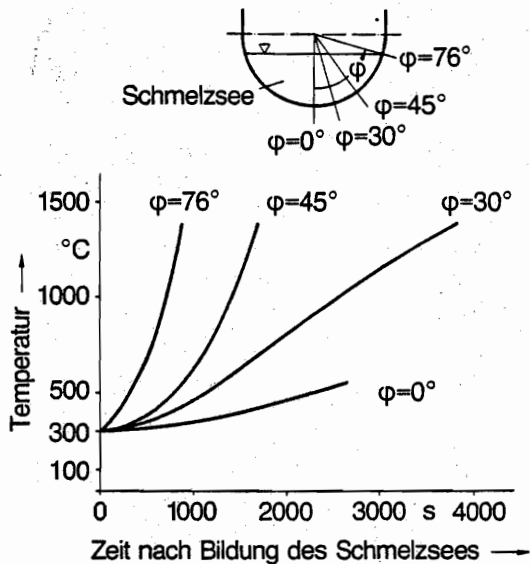
Wechselwirkung Kernschmelze/Betonfundament

Die Corium-Schmelze dringt durch thermische Erosion in den Beton ein; bei Oxydation ihrer metallischen Anteile durch dampfförmig freigesetztes Betonwasser wird Wasserstoff ins Containment freigesetzt.

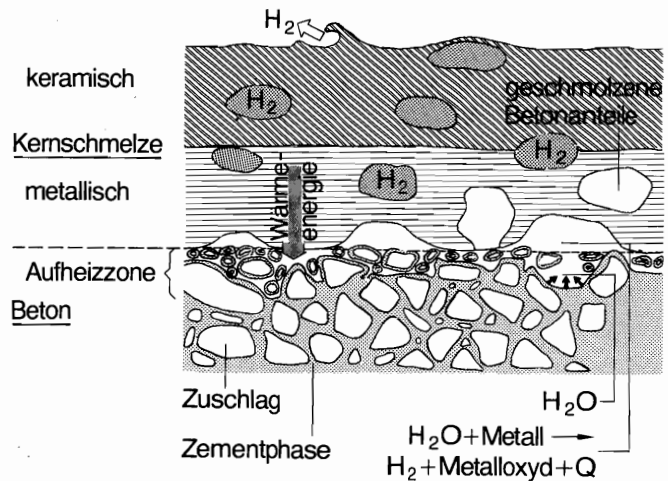
Rechenprogrammentwicklung:

Mit dem modularen Programmsystem KESS kann der Ablauf eines Kernschmelzstörfalls bis zum Überdruckversagen des Containments oder zum Durchdringen des Fundaments berechnet werden.

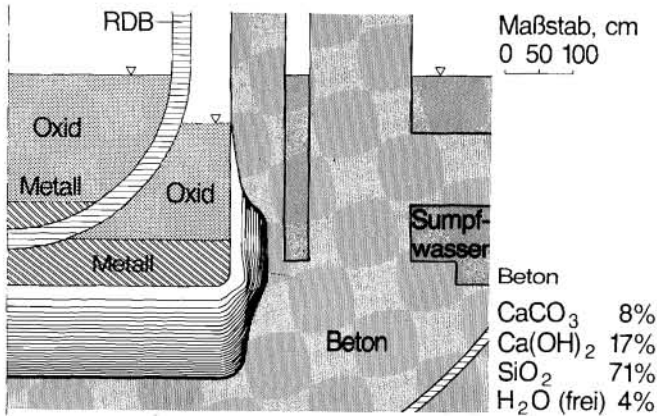
WESENTLICHE ERGEBNISSE DER BISHERIGEN UNTERSUCHUNGEN



TEMPERATUR IN DER REAKTORDRUCKBEHÄLTERWAND



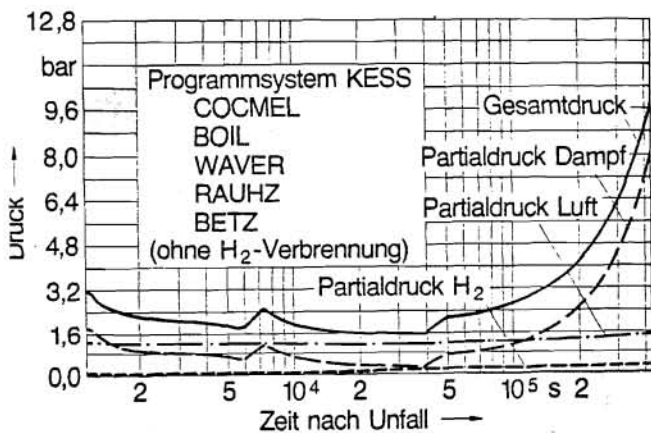
445 K WECHSELWIRKUNG VON KERNSCHMELZE UND SILIKATISCHEM BETON



BETONEROSION BEIM KERNSCHMELZEN
($\Delta t = 1000$ s)



KESS-MODULE ZUR ANALYSE
EINES KERNSCHMELZVORGANGS



DRÜCKE IM CONTAINMENT

- Vorgänge im Reaktordruckbehälter
 - Versagensart der Kerntagstruktur
 - Brennstabverhalten zwischen 1200 und 1800°C
 - Spaltproduktfreisetzungsmechanismen aus den Brennstäben zwischen 1200 und 1800°C
- Phänomen der Dampfexplosion
 - Dominierender Vermischungsmechanismus beim Kontakt von Kernschmelze und Wasser
 - Fragmentation und Wärmeübergang bei einer kohärenten Wechselwirkung von Kernschmelze und Wasser
 - Ausbreitung von Schockwellen in nicht ebenen Zweiphasen- und Zweikomponentensystemen
- Vorgänge im Containment
 - Übertragbarkeit des Betondurchdringungsmodells auf reale Geometrien und Schmelzmengen (radial/axiales Aufschmelzverhalten)

SCHLIESSEN VON ERKENNTNISLÜCKEN

- Rechenprogramme
 - Module für alternative Anfangsbedingungen bei nicht ausreichender Kühlung des Kerns (Drücke bis zum vollen Betriebsdruck)
 - Module für Spaltproduktfreisetzung und -transport im RDB, Primärkreis und Containment
- Wechselwirkung Kernschmelze/Erdreich
 - Experimente zur Phänomenologie

ERWEITERUNG DES FORSCHUNGSPROGRAMMS

- Quantifizierung des Schadensrisikos bestehender Anlagenkonzepte
 - Anwendung von KESS (Endzustand) bei Risikoanalysen
- Bewertung der Risikominderung durch technische Alternativlösungen
 - Kühlsysteme
 - Rückhaltevorrichtungen
 - Opfermaterialien

AUSBLICK

DISKUSSION

H. H ä n n i (Motor Columbus):

Herr Wiesner hat eine Ereigniskette der Kernschmelze mit KESS-Moduln angegeben (4 Phasen). Kann man diese Ereigniskette in sein Druckaufbau-Zeit-Diagramm eintragen?

S. W i e s n e r (RW TÜV Essen):

Für die im Diapositiv gezeigten Druckverläufe im Containment wurden die KESS-Moduln in der folgenden Reihenfolge verwendet:

BOIL	(Kernaufheizung)
WAVER	(Wasserverdampfung aus dem RDB)
RAUHZ	(RDB-Aufheizung)
BETZ	(Betondurchdringung)

Dabei beschreiben die Moduln BOIL und WAVER die Vorgänge bis etwa $t=2h$ nach Unfallbeginn, RAUHZ die RDB-Aufheizung etwa in der darauffolgenden halben Stunde und BETZ das Geschehen ab $t=2,5h$ im Reaktorfundament. Alle Moduln speisen ihre Ausgaben in den Modul COCMEL ein, der die gesamte Unfallablaufzeit überspannt.

H.-J. P r e u s s (KWU Erlangen):

In Erlangen wurden im Rahmen des Forschungsprogramms Kernschmelzen Versuche über das Verhalten von Schmelze im Kontakt mit Sand oder Erdreich durchgeführt. Die bisherigen Ergebnisse zeigen:

- Die Schmelze umgibt sich mit einer glasförmigen Schicht, die gas- und wasserundurchlässig ist.
- Die Schmelze schiebt beim Eindringen in das Erdreich eine Trockenzone vor sich her. Ein Kontakt von Schmelze und Grundwasser ist deshalb auszuschließen.

M. S c h m i d (TÜV Nord):

In einem Diagramm des Vortrags wurde der Containment-Druck über der Zeit dargestellt. Nach 10^5 sec kam es danach zu einem Druckanstieg und nach ca. 4 Tagen wurde der Berstdruck des Containment erreicht. Dabei wurde aber eine wichtige Einschränkung gemacht: Die Dampfexplosion wurde nicht berücksichtigt. Bitte um eine Bewertung des Sachverhalts unter Einschluß der Dampfexplosion, die besonders für die Praxis nützlich und brauchbar ist.

S. W i e s n e r (RW TÜV Essen):

Der Druckaufbau nach ca. 10^5 sec beruhte auf dem plötzlichen Kontakt der Schmelze am Boden der Reaktorzelle mit Wasser im Augenblick des Sumpfwassereinbruchs. Das Auftreten einer Dampfexplosion zu diesem Zeitpunkt könnte je nach entbundener mecha-

nischer Energie zu einem direkten Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Eine rechnerische Ermittlung der freigesetzten mechanischen Energie und der resultierenden Drücke erfordert die richtige Modellierung der Vorgänge beim Fragmentieren der Schmelze und die Quantifizierung des Wärmeübergangs beim flüssig-flüssig-Kontakt allein aus den geometrischen und thermischen Gegebenheiten. Genau dies ist noch nicht aus den bisherigen theoretischen und experimentellen Erkenntnissen eindeutig prognostizierbar. Deshalb sind auch die weiteren Untersuchungen zur Dampfexplosion vor allem auf das Verständnis dieser beiden Phänomene ausgerichtet, um den Anteil der Schmelzmasse genau bestimmen zu können, der tatsächlich an dem spontanen Wärmeübergang teilhat, weil dieser die dynamischen Druckamplituden bestimmt.

Im ersten Teil meines Vortrags habe ich ganz klar herausgestellt, daß sich das Kernschmelzforschungsprogramm nur mit möglichen Vorgängen befaßt, die erst bei unterstelltem völligem Ausfall der Kühlung des Reaktorkerns anlaufen können, d.h. wegen der vielen sicherheitstechnischen Maßnahmen gegen ein solches einleitendes Ereignis auch eine außerordentlich geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben. Diese zu quantifizieren, ist nicht Aufgabe des Kernschmelzforschungsprogramms, sondern Teil der Analysen für die Deutsche Risikostudie.

Selbst wenn es im Verlaufe eines solchen hypothetischen Kernschmelzunfalls zu einer Dampfexplosion durch Kontakt von Schmelze und Wasser kommt, bedeutet dies nicht automatisch eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters, weil zur Freisetzung ausreichender mechanischer Energie bzw. zum Aufbau eines ausreichend hohen Drucks große Mengen an Schmelze mit dem Kühlmittel wechselwirken müssen. Was dies für mechanische Voraussetzungen erfordert, dazu möchte ich Herrn Prof. Mayinger bitten, einige Erläuterungen zu geben.

F. M a y i n g e r (TU Hannover):

In Ergänzung zu der Antwort von Herrn Wiesner möchte ich noch anfügen, daß die Erfahrungen mit Dampfexplosionen aus Gießerei-Unglücken bei der Extrapolation auf hypothetische Kernschmelz-Reaktorunfälle oft überzeichnet werden. Eine Gießereihalle wird schon durch Druckwellen von einigen Zehnteln bar stark beschädigt oder zerstört. Der Reaktorsicherheitsbehälter ist für einige bar ausgelegt. Zur Erzeugung solcher Drücke in einer Dampfexplosion müßten viele Tonnen Schmelze innerhalb weniger Millisekunden reagieren. Voraussetzung für die Reaktion ist aber eine Fragmentation der Schmelze innerhalb 1 bis 3 ms in Partikelchen von wenigen μm Durchmesser.

ERGEBNISSE UND TENDENZEN DER UNTERSUCHUNGEN ZUM SICHERHEITSEINSCHLUSS

E. Hicken (GRS)

Der Sicherheitseinschluß ist bei einem Kühlmittelverluststörfall eine der wichtigsten Barrieren gegen eine Freisetzung radioaktiver Stoffe. Für Druckwasserreaktoren wird im allgemeinen ein Volldrucksicherheitsbehälter gebaut, während sich für Siedewasserreaktoren Sicherheitseinschlüsse mit Druckabbausystem durchgesetzt haben. Die verschiedenen Typen werden kurz dargestellt.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall wird der Sicherheitsbehälter durch Druck, Temperatur, Strahlkräfte, Druckwellen und geschoßähnliche Lasten belastet. Die Belastungen für kommerzielle Reaktoren werden mit Hilfe von Rechenprogrammen ermittelt. Zur Absicherung dieser Rechenprogramme werden umfangreiche analytische und experimentelle Arbeiten durchgeführt, die an Beispielen exemplarisch beschrieben werden. Es wird aufgezeigt, wie sichergestellt wird, daß keine unentdeckten Phänomene vorhanden sind, und daß die Ergebnisse genügend genau werden. Unsicherheiten, bedingt durch eine ungenaue Kenntnis der physikalischen Vorgänge oder durch Streubreiten in den Anfangsbedingungen, werden durch konservative Annahmen berücksichtigt. So haben sich die thermohydraulischen Lastangaben für den Sicherheitseinschluß eines DWR während der letzten 10 Jahre nur minimal verändert. Die Analyse der Phänomene hingegen hat zur wesentlich genaueren Darstellung und damit zur besseren Aussagesicherheit geführt. Die derzeit laufenden Untersuchungen dienen dazu, die Analysetechnik weiter abzusichern und erweiterte Störfallspektren zu berücksichtigen. Die Auslegung der Siedewasserreaktoren im Druckabbausystem beruht hauptsächlich auf experimentellen Ergebnissen. Die Analyse der Phänomene und ihre Simulation in Rechenprogrammen ist infolge der Kompliziertheit der Vorgänge und der Schwächen der Instrumentierung noch nicht genügend weit fortgeschritten. An diesen Problemen wird weltweit gearbeitet.

Eine Bewertung der Untersuchungen zum Druckwasser-Sicherheitseinschluß zeigt, daß keine neuen physikalischen Effekte erwartet werden. Einzelne Effekte müssen jedoch noch genauer erforscht werden. Dazu kann es erforderlich sein, daß noch Einzeleffekt-Versuche durchgeführt werden müssen; eine Notwendigkeit neuer Großversuchsanlagen wird nicht gesehen.

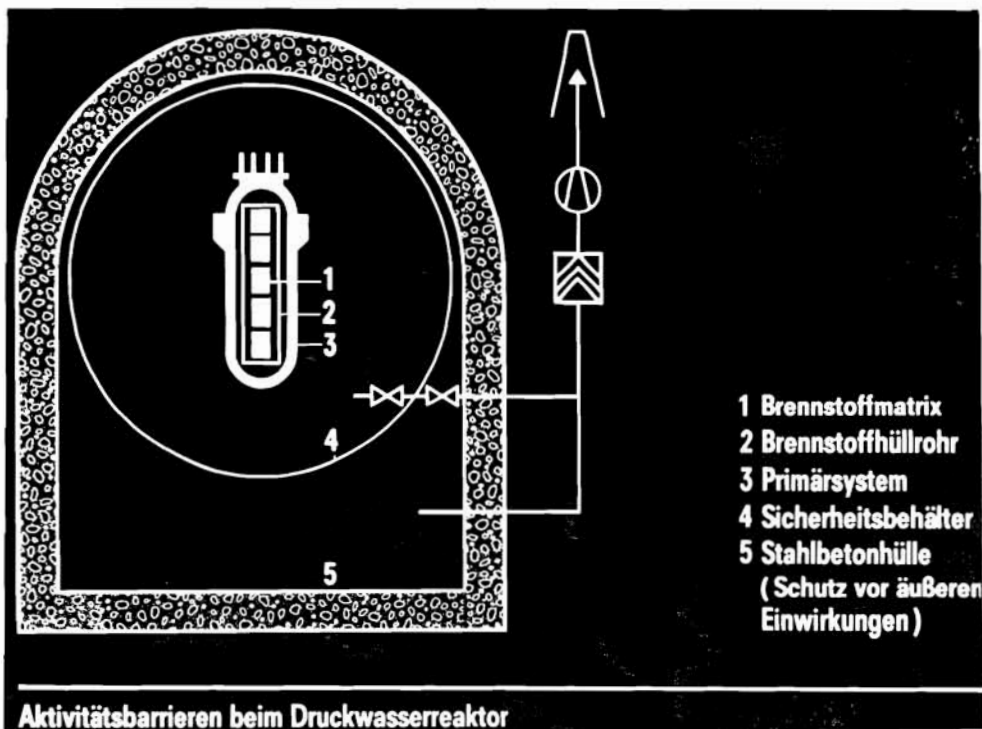
Die umfangreichen analytischen Arbeiten lassen erwarten, daß in den nächsten Jahren eine Konzentration auf wenige Rechenprogramme eintritt. Eine Erweiterung der Rechenprogramme im Hinblick auf alternative Notkühlsysteme und alternative Konzepte für Sicherheitseinschlüsse wird empfohlen.

In der letzten Zeit hat die Frage nach der Verteilung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter und nach den Vorgängen bei reagierendem Wasserstoff an Bedeutung zugenommen. Hierzu sind umfangreiche Untersuchungen vorgesehen.

Eine Bewertung der Untersuchungen zum Siedewasser-Sicherheitseinschluß mit Druckabbausystem zeigt, daß Drücke und Temperaturen und Einzeleffekte, wie das Freiblasen und der Wasseraufwurf, relativ gut beschreibbar sind. Hingegen sind die Vorgänge der Blasendynamik analytisch noch nicht gelöst. Im Genehmigungsverfahren sind daher die Lastannahmen konservativ festzulegen.

ERGEBNISSE DER UNTERSUCHUNGEN ZUM SICHERHEITSEINSCHLUSS

- VOLLDRUCK-SICHERHEITSEINSCHLUSS (DRUCKWASSER-REAKTOR)
- SICHERHEITSEINSCHLUSS MIT DRUCKABBAUSYSTEM (SIEDEWASSER-REAKTOR)



AUFGABEN DES SICHERHEITSEINSCHLUSSES

NORMALBETRIEB

- RÜCKHALTUNG VON RADIOAKTIVITÄT VOR DER UMWELT
 - KONTROLLIERTE BEHANDLUNG VON GASFÖRMIGEN RADIOAKTIVEN PRODUKTEN
 - LÜFTUNG, KÜHLUNG
- VERRINGERUNG DER DOSISBELASTUNG AUSSERHALB DES SICHERHEITSEINSCHLUSSES
- ZUGANG NUR ÜBER KONTROLLIERTE SCHLEUSEN
- SWR: WASSERVORLAGE NOTWENDIG ZUM BETRIEBLICHEN ABFAHREN UND BEI AUSFALL DER HAUPTWÄRMESENKE

STÖRFALLBETRIEB

- RÜCKHALTUNG VON RADIOAKTIVITÄT VOR DER UMWELT
 - AUFNAHME DES WASSER-DAMPF-GEMISCHES
 - IN VERBINDUNG MIT DEN NOTKÜHLSYSTEMEN GEWÄHRLEISTUNG DER LANGFRISTIGEN KÜHLUNG
- VERRINGERUNG DER DOSISBELASTUNG AUSSERHALB DES SICHERHEITSEINSCHLUSSES
- BEHERRSCHUNG VON STRAHLKRÄFTEN, DRUCKWELLEN UND GESCHOSSÄHNLICHEN EINWIRKUNGEN

UNTERSUCHUNGSPROGRAMM ZUM STÖRFALLVERHALTEN

EXPERIMENTE

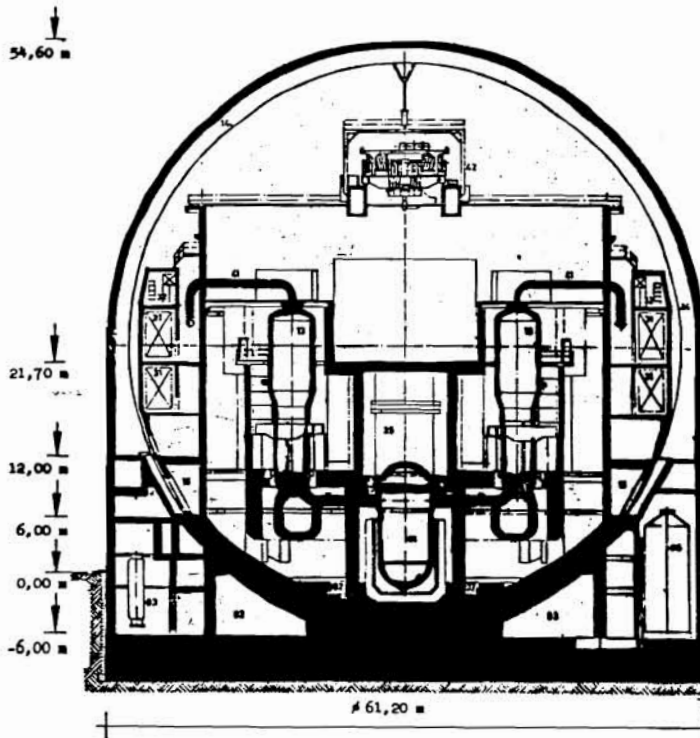
- ANALYSE DER PHYSIKALISCHEN PHÄNOMENE

EINZELEFFEKTE INTEGRALEFFEKTE

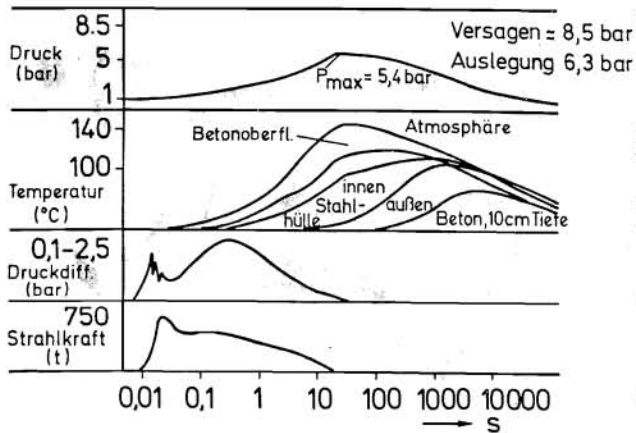
WECHSELWIRKUNG

ANALYTISCHE ARBEITEN

- BESCHREIBUNG DER PHYSIKALISCHEN EFFEKTE
- SIMULIERUNG DER PHYSIKALISCHEN EFFEKTE IN RECHENPROGRAMMEN
 - KOMPONENTEN
 - SYSTEME
- EMPFINDLICHKEITSTUDIEN
- SPEZIFIZIERUNG NOTWENDIGER EXPERIMENTE
- SPEZIFIZIERUNG DER INSTRUMENTIERUNG



VOLLDRUCK-SICHERHEITSEINSCHLUSS (DWR)



EXPERIMENTELLE EINRICHTUNGEN (STÖRFALLBELASTUNGEN BEIM DWR)

EINZELLEFFEKT-VERSUCHE

IN DEUTSCHLAND IM ALLGEMEINEN NUR IN VERBINDUNG MIT SYSTEM-VERSUCHEN

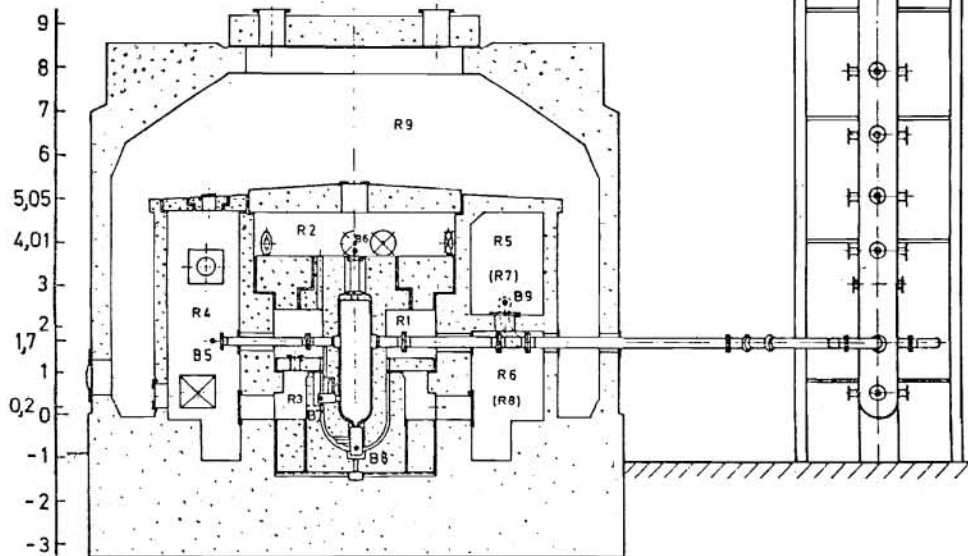
ECOTRA	(FRANKREICH)
REBECCA	(FRANKREICH)
MARVIKEN	(SCHWEDEN)

SYSTEM-VERSUCHE

		JAHR
- BATTLE/FFM	(DEUTSCHLAND)	1973 -
- HDR	(DEUTSCHLAND)	1977 -
- CVTR	(USA)	1968

BAUWERKSBELASTUNGEN IM SICHERHEITSBEHÄLTER BEI KMV(DWR,2-F-BRUCH)

BATTLE / FFM



BEGINN DER VERSUCHE: SEPT. 1973

BISHERIGE VERSUCHE: C-SERIE (WASSER-BLOWDOWN, NETZWERK, INTEGRAL-VERSUCHE)

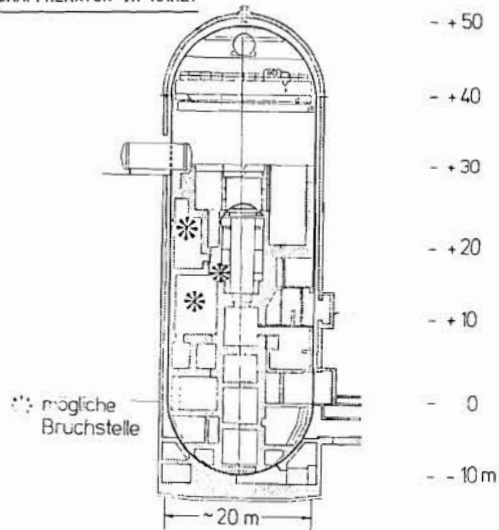
D-SERIE (DAMPF-BLOWDOWN, RAUMKETTEN, EINZELLEFFEKTVERSUCHE, VARIATION VON ÜBERSTRÖMÖFFNUNGEN USW.)

H₂-VERTEILUNGS-VERSUCHE

2 STANDARD-PROBLEM-VERSUCHE

GEPLANTE VERSUCHE: H₂-VERTEILUNGS-VERSUCHE

HDR (HEISSDAMPFREAKTOR IN KAHL)

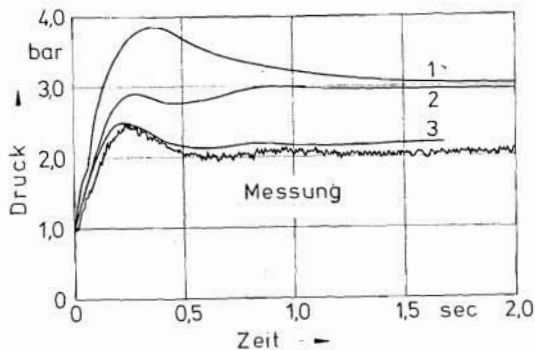


- BEGINN DER VERSUCHE: 1977
- BISHERIGE VERSUCHE: - ARMATUREN
- TEST CONTAINMENTINSTRUMENTIERUNG
U.A.
- GEPLANTE VERSUCHE: CONTAINMENT-VERSUCHE 1980/82

WICHTIGE EINFLUSSGRÖSSEN AUF DEN DRUCKVERLAUF IM SICHERHEITS-EINSCHLUSS EINES DWR

- AUSSTRÖMRATE
- WASSERMITRISS
- DURCHFLUSSZIFFER
- KONDENSATION
- VERMISCHUNG LUFT-WASSERDAMPF (DAMPFFRONT)

BEISPIEL:



- 1: Rechnung wie im Genehmigungsverfahren
- 2: Rechnung mit druckabhängiger Durchflußzahl
- 3: Rechnung mit druckabhängiger Durchflußzahl, keinem Wassermitriß

DRUCKVERLAUF IM BRUCHRAUM R1
VERSUCH C3

RECHENPROGRAMME (DWR)

- Vergleich eines Rechenprogramms mit
 - Experimenten
 - anderen Rechenprogrammen (z.B. beim Standard - Problem)

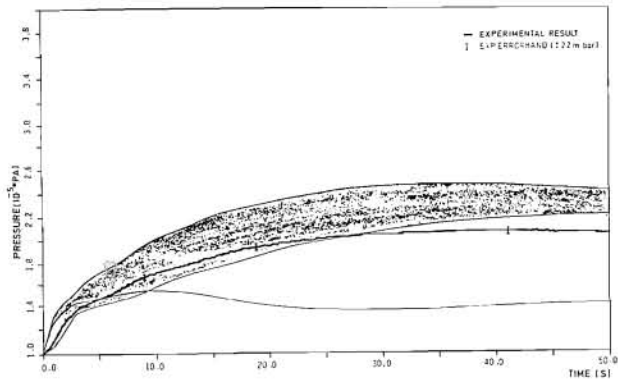
Verwendete Rechenprogramme beim 1. Standardproblem

Deutschland:

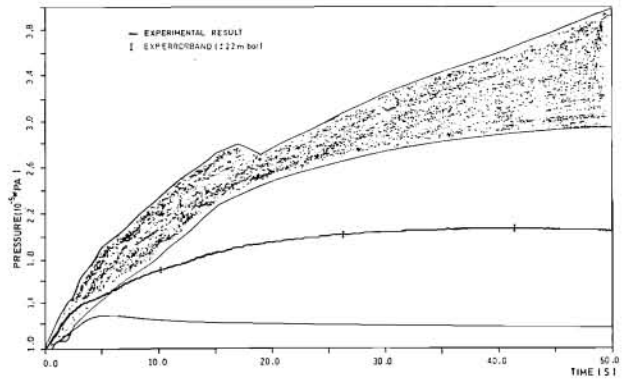
CONTEMPT-LT 22 TÜV Baden
 DRXGEVO, DRUGEVO TÜV Bayern
 ZOCO VI TÜV Hannover
 ZOCO V TÜV Nordd.
 ZOCO VI Modif. TÜV Rheinl.
 COMPARE Modif. BBR
 DDIFF 2 KWU
 CORAN 2 GKSS
 COFLOW, CONDUR IV GRS

Ausland:

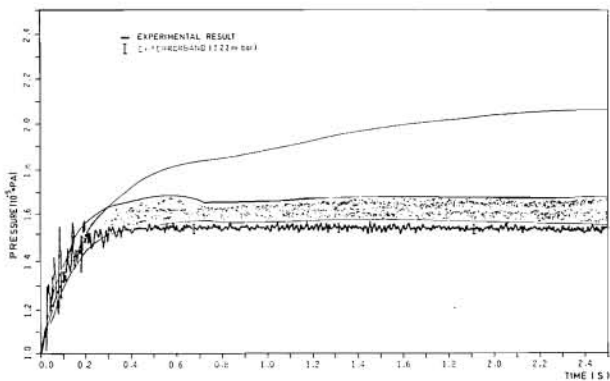
BEACON/MOD2A USNRC/EG&G
 CONTEMPT4/MOD2 USNRC/EG&G
 COMPARE BROWN/ROOT
 RELAP4/MOD 5 EBASCO
 RELAP -EM (095) FLUOR POW.
 RELAP3/MOD 36 GIBBS/HILL
 THREEED.REV11 LEVOISTONE/WEB
 COPDA BECHTEL
 PEAK BURNS/ROE
 DDIFF1 (7) COMB. ENG.
 COMPARE LASL
 COMPARE NUSCORP



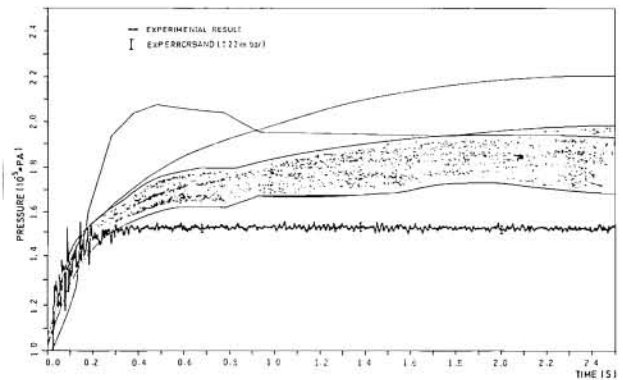
1. Containment-Standardproblem:
Druckverlauf (Best-estimate Rechnungen)



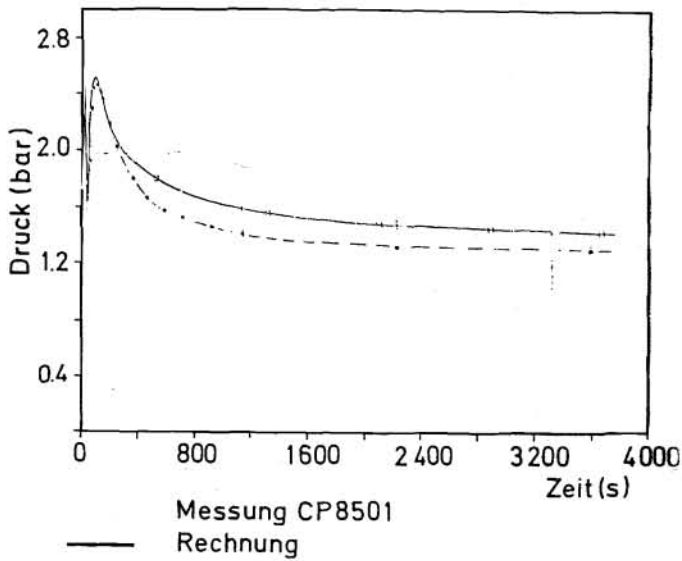
1. Containment-Standardproblem:
Druckverlauf (US-Teilnehmer: Genehmigungsannahmen)



1. Containment-Standardproblem:
Druckverlauf im Bruchraum (Best-estimate Rechnungen)



1. Containment-Standardproblem:
Druckverlauf im Bruchraum (US-Teilnehmer: Genehmigungsannahmen)



CONDURU-VORAUSRECHNUNG V30,31 +
VERGLEICH MIT MESSUNG VON V31 (HDR)

RECHENPROGRAMM

z. B. COFLOW

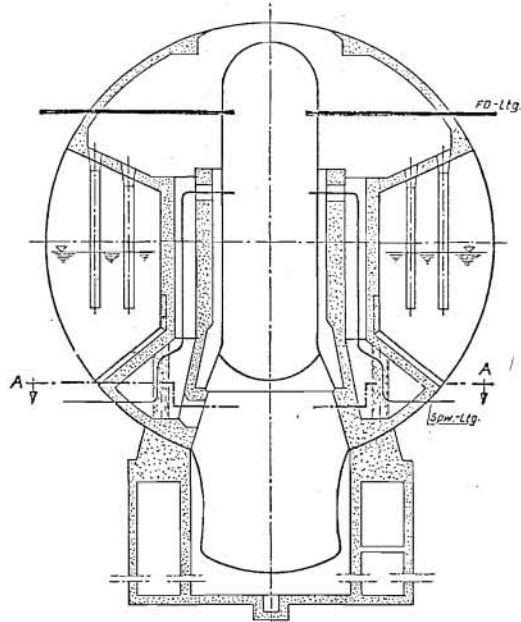
- Aufteilung in 10 - 20 - (N) Räume
- Speziell für Kurzzeitrechnungen
- Typische Rechenkosten 300-500DM/LAUF

z. B. CONDURU

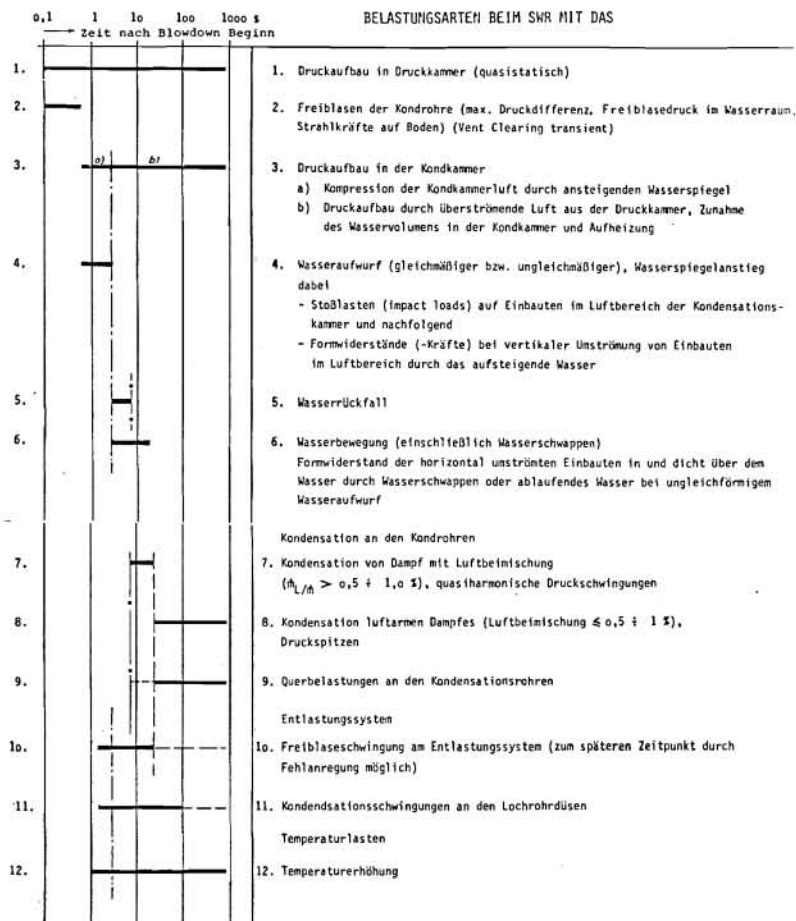
- Spez. für Langzeit-Rechnungen (bis 10^6 s)
- Simulation der Notkühl- und Lüftungssysteme
- Ringraum-Simulation
- Typische Rechenkosten 100-200 DM/LAUF

BEWERTUNG DER UNTERSUCHUNGEN ZUM DWR-SICHERHEITSEINSCHLUSS

- NEUE PHYSIKALISCHE EFFEKTE WERDEN NICHT ERWARTET.
- DIE BEHANDLUNG DES WASSERTRANSPORTS ZWISCHEN DEN RÄUMEN UND DIE BERECHNUNG DES WÄRMEÜBERGANGS AN DIE STRUKTUREN WEISEN NOCH NICHT DIE ERFORDERLICHE GENAUIGKEIT AUF; IM GENEHMIGUNGSVERFAHREN SIND KONSERVATIVE ANNAHMEN MÖGLICH.
- NACH DURCHFÜHRUNG DER GEPLANTEN VERSUCHE BEIM HDR, DER AUSWERTUNG ALLER RELEVANTEN VERSUCHE ZUM VOLLDRUCK-SICHERHEITSEINSCHLUSS UND NACH VORLIEGEN UMFANGREICHER EMPFINDLICHKEITSTUDIEN KÖNNTEN NOCH EINZELEFFEKTUNTERSUCHUNGEN ODER VERSUCHE MIT VERBESSERTER INSTRUMENTIERUNG NOTWENDIG WERDEN. DIE NOTWENDIGKEIT NEUER GROSSVERSUCHS-ANLAGEN WIRD NICHT ERWARTET.
- IN DEN NÄCHSTEN JAHREN WIRD EINE KONZENTRATION AUF WENIGE RECHENPROGRAMME ERWARTET.
- DIE RECHENPROGRAMME SOLLTEN IM HINBLICK AUF ALTERNATIVE NOTKÜHL- UND SICHERHEITSEINSCHLUSS-KONZEPTE UND HYPOTHE-TISCHE STÖRFÄLLE ERWEITERT WERDEN.
- DIE H₂-VERTEILUNG IM SICHERHEITSBEHÄLTER UND DIE VORGÄNGE BEI REAGIERENDEM WASSERSTOFF BEDARF WEITERER UNTERSUCHUNGEN.



SICHERHEITSEINSCHLUSS MIT DRUCKABBAUSYSTEM (SWR)



EXPERIMENTELLE EINRICHTUNGEN

(STÖRFALLBELASTUNGEN BEIM SWR)

INTEGRALVERSUCHE ZUM STÖRFALLVERHALTEN SB MIT DAS

- BODEGA-BAY (USA)
- HUMBOLDT-BAY (USA)
- MARVIKENVERSUCHE I+II (SCHWEDEN)

EINZELLEFFEKTE

(DIE DEUTSCHEN VERSUCHE BEZIEHEN SICH AUF DIE BAULINIE 69)

- ENTLASTUNGSSYSTEM (DÜSEN) SCALE
- KKW (DEUTSCHLAND) OFFENES ROHR
 - MODELLTANK KARLSTEIN (DEUTSCHLAND) LOCHFELDOPTIMIERUNG
 - GKM-VERSUCHE (DEUTSCHLAND) 1 : 4
 - KKB (DEUTSCHLAND) 1 : 1
 - KKP (DEUTSCHLAND) 1 : 1

- CHUGGING + STREBENLASTEN SCALE
- GKM (DEUTSCHLAND) 1 x NW 600
 - MODELLTANK KARLSTEIN (DEUTSCHLAND) - ROHRABSCHLUSSGEOMETRIEN
- 1./,8 x NW 80
 - GROSSBEHÄLTER KARLSTEIN (DEUTSCHLAND) 1./,6 x NW 300
 - KKB (DEUTSCHLAND) 1./,2 x NW 600
 - KKB (DEUTSCHLAND) 1 x NW 600
 - GKM-II EINZELZELLE (DEUTSCHLAND) 1 x NW 600
 - GKSS-PSS-VERSUCHE (DEUTSCHLAND) 1 : 1 / 90° SEKTOR
1 x NW 300
 - BETONZELLENVERSUCHE KARLSTEIN (DEUTSCHLAND) 2./,10 NW 80
 - GKSS MEHRROHRVERSUCHE (DEUTSCHLAND) 1./,3 x NW 600

AUSLÄNDISCHE VERSUCHE

- CHUGGING + WASSERAUFWURF

ORGANISATION	CONTAINMENT	MASSTAB	
GE	MARK I	1/12	2-D
GE	MARK I	1/4	2-D & 3-D
EPRI	MARK I	1/12	3-D
NRC/LLL	MARK I	1/5	90° SEKTOR
HITACHI	MARK I	1/8	2-D & 3-D
TOSHIBA	MARK I	1/8	2-D & 3-D
GE	MARK II	1/1	2-D
EPRI/SRI	MARK II	1/13,3	90° SEKTOR
JAERI	MARK II	1/6	2-D & 3-D
JAERI	MARK II	1/1	20° SEKTOR
GE	MARK III	1/1	2-D
GE	MARK III	1/3	2-D

LABORVERSUCHE

UCLA (USA) TESTKAMMER ROHR 9-46 MM Ø
 IT (USA)

RECHENPROGRAMME (SWR)

BRUNNENREPUBLIC

DRASYS	GRS	CORAN	GKSS
SCHUG		DADY	KWU
CHUGGING		DRAUF	
SEURBNUK		KONDAS	KFK

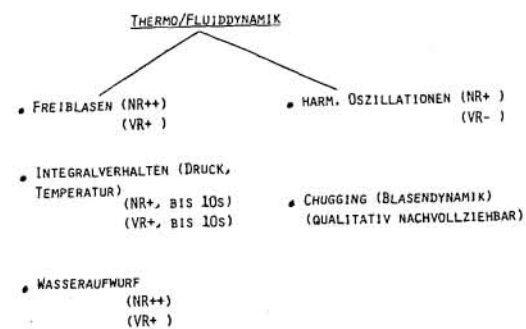
AUSLAND

CONTEMPT USA

BEISPIELE FÜR DEN UMFANG VON RECHENPROGRAMMEN

- z.B. DRASYS - INTEGRALVERHALTEN
 - FREIBLASEVORGANG + WASSERAUFWURF
 - ANFANGSDYNAMIK VON DK UND KK
 - INSTATIONÄRE STRÖMUNGSVORGÄNGE
 - WÄRMELEITUNG
 - HARMONISCHE OSZILLATIONEN
 - CHUGGING IN VORBEREITUNG
 - BELIEBIGE RAUMAUFTEILUNG
 - TYPISCHE RECHENKOSTEN: 300,- DM/LAUF FÜR
 1 DK + 1 KK 40 PROBLEMESEK.
- z.B. SCHUG - CHUGGINGBERECHNUNG
 - 2-D-BLASENBEBEWEGUNG
 - WÄRMEBERGANG IM ROHR + AN BLASENOBERFLÄCHE
 MIT α-ZAHL
 - TYPISCHE RECHENKOSTEN 10 - 20 DM/LAUF

SWR VERGLEICH RECHNUNG/EXPERIMENT

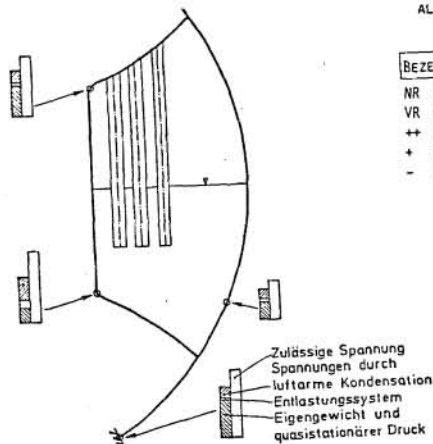


FLUID/STRUKTUR - WECHSELWIRKUNG

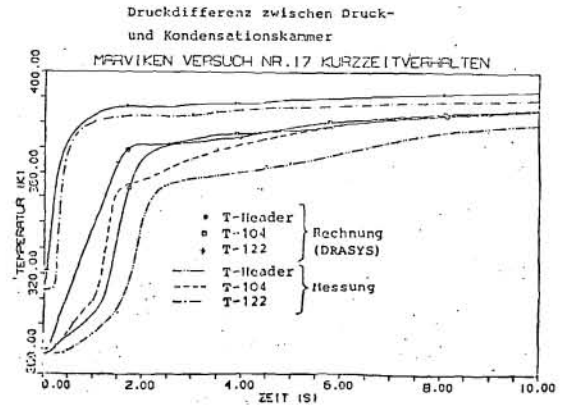
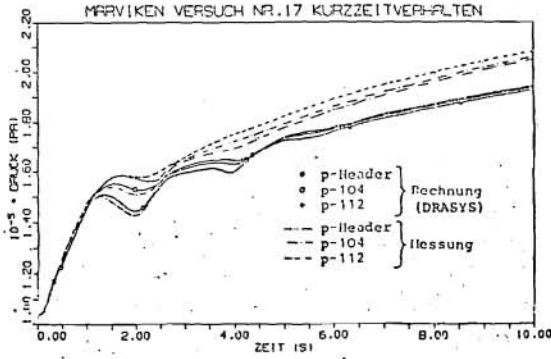
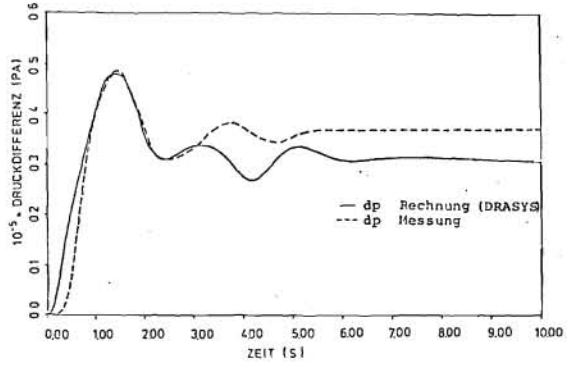
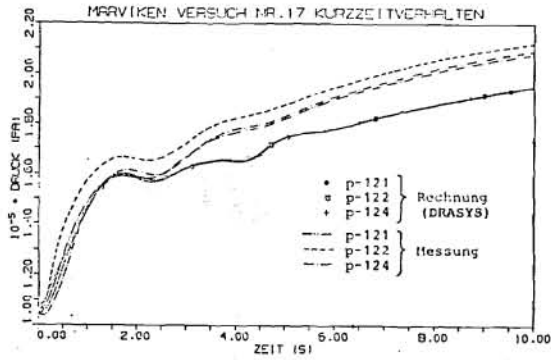
- RELEVANT FÜR CHUGGING-EREIGNISSE
- NACH ALLGEMEINER BEWERTUNG WESENTLICH GENAUER BERECHNBAR ALS DIE EINGABEGRÖSSE "BLASENDYNAMIK"

BEZEICHNUNGEN:

- NR NACHRECHNUNG
- VR VORAUSRECHNUNG
- ++ GUT
- + ZUFRIEDENSTELLEND
- NICHT ZUFRIEDENSTELLEND

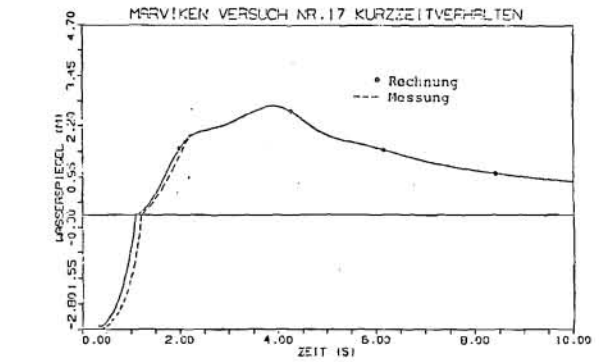
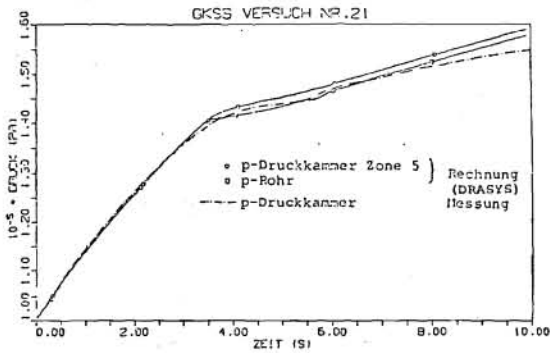


BEISPIEL FÜR DIE BEANSPRUCHUNGEN BEIM SWR WÄHREND DER CHUGGING-PHASE



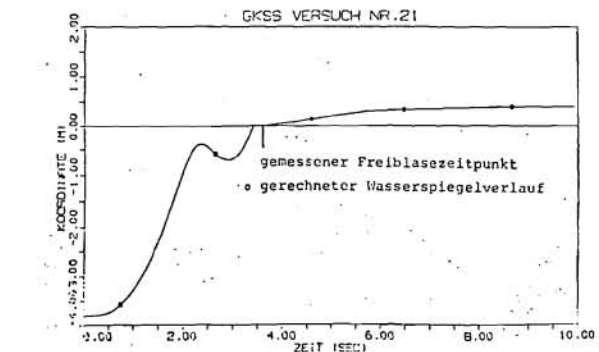
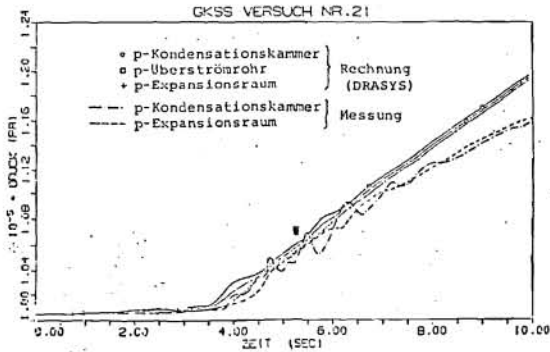
Zeitverläufe Druckkammerdrücke

Zeitverläufe Druckkammertemperaturen



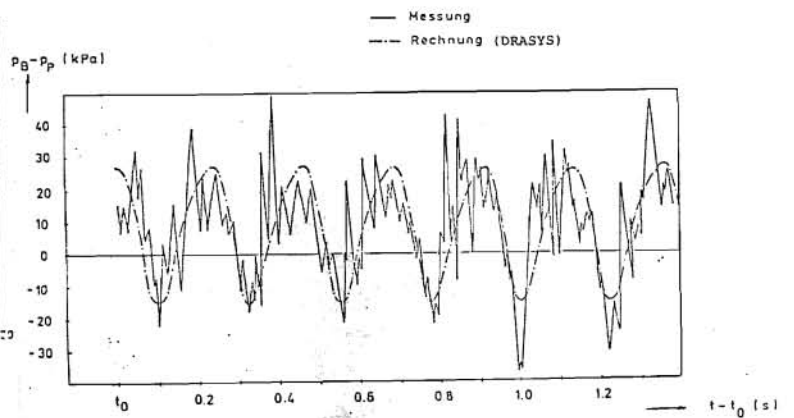
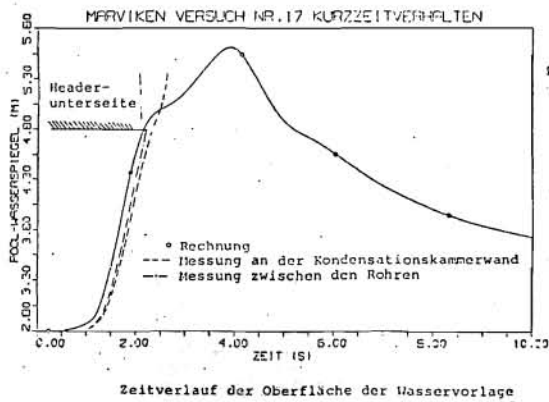
Druckverläufe in der Druckkammer

Zeitverlauf des rohrseitigen Wasserspiegels

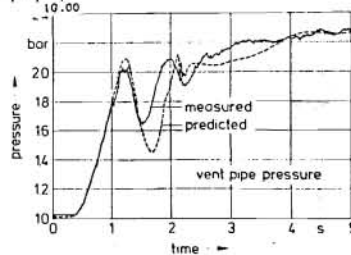
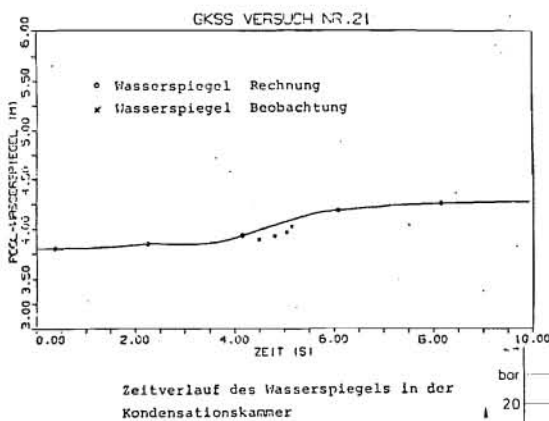


Druckverläufe in Kondensationskammer, Überströmröhr und Expansionsraum

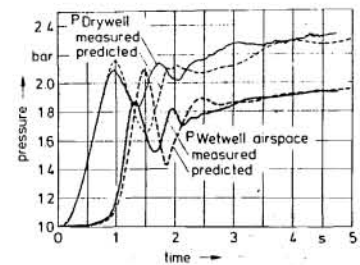
Zeitverlauf des rohrseitigen Wasserspiegels



Gerechnete und gemessene Druckverläufe bei
Kondensationsschwingungen
Marviken Versuch 13



GRS-Prediction
GKSS-Test M1
PRESSURE HISTORY INSIDE VENT PIPE A



GRS-Prediction
GKSS-Multi-Vent-Test M1
PRESSURE HISTORY

BEWERTUNG DER UNTERSUCHUNGEN ZUM SWR-SICHERHEITSEINSCHLUSS

- INTEGRALVERHALTEN (DRUCK, TEMP.) ANALYTISCH GUT BESCHREIBBAR.
- EINZELLEFFEKTE WIE FREIBLASEN UND WASSERAUFWURF AUSREICHEND GENAU BESCHREIBBAR. MODELLEDETAILS NOCH VERBESSERBAR.
- VORGÄNGE BEI HARM. OZILLATIONEN NOCH NICHT AUSREICHEND VERIFIZIERT.
- VORGÄNGE BEIM CHUGGING BISHER NUR QUALITATIV BESCHREIBBAR, PROBLEME:
 - UNTERSUCHUNG DER PHASENGRENZE DAMPF/WASSER DER BLASE SEHR SCHWIERIG
 - BLASENVERHALTEN (AUSBILDUNG, AUFRETEN, KOLLAPS) UNREGELMÄSSIG
 - EINFLUSS BEI MEHRROHRVERBAND NICHT GENAU GENUG BEKANT
 - FLUIDDYNAMISCHE BELASTUNGEN AUF DEN STREBEN MODELLMÄSSIG DERZEIT NICHT BESCHREIBBAR.

IM GENEHMIGUNGSVERFAHREN SIND DIE LASTANNAHMEN KONSERVATIV FESTZULEGEN.

DISKUSSION

H. H ä n n i (Motor Columbus):

Hr. Prof. Hicken hat gezeigt, daß noch einige unabgeklärte physikalische Phänomene bei der Druckunterdrückung (Abblasen, Freiblasen) vorhanden sind.

Werden hierbei die gegenwärtigen konservativen Annahmen bei der Auslegung des Containments unter dynamischer Belastung zukünftig beeinflußt?

Sind hier Änderungen in den Annahmen in Kauf zu nehmen?

E. H i c k e n (GRS):

Eine Auslegung basiert in der Regel auf experimentellen und analytischen Ergebnissen unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen. Diese Sicherheitszuschläge sind bei ungeklärten physikalischen Phänomenen im allgemeinen entsprechend groß. Grundsätzlich kann nicht ausgeschlossen werden, daß sich bei Kenntnis dieser Phänomene Änderungen bei den Annahmen zur Auslegung ergeben. Nach meiner Bewertung sind die derzeitigen Annahmen ausreichend konservativ.

W. K r ö g e r (KFA-IJF, Jülich):

In den ersten beiden Vorträgen wurde auf die Bedeutung der Wasserstoffbildung, -verteilung und -reaktion mit Sauerstoff hingewiesen. Können Sie bitte ergänzende Angaben zu den laufenden Untersuchungen und sich abzeichnenden Ergebnissen machen?

E. H i c k e n (GRS):

Bei Battelle/Frankfurt wird im sog. Modellcontainment die Verteilung von Wasserstoff experimentell untersucht. Die GRS hat einen Rechencode - RALOC - bereits vor Beginn der Versuche entwickelt und Vorausrechnungen durchgeführt. In der ersten Versuchsserie wurde die Konzentrationsverteilung bei isothermen und nicht isothermen Raumtemperaturen ermittelt. Dabei zeigte es sich, daß eine inhomogene Verteilung der Temperatur eine Lokalkonzentration von H_2 in einigen Raumgruppen hervorrufen kann, die erst bei Erreichen eines bestimmten Konzentrationsunterschiedes durchbrochen wird. Die Rechnungen stimmten gut mit den experimentellen Ergebnissen überein.

In der 2. Versuchsserie werden derzeit verschiedene Möglichkeiten zur Verhinderung von lokalen Konzentrationsanreicherungen untersucht.

VERHALTEN VON KERNKRAFTWERKSSTRUKTUREN UNTER DYNAMISCHEN BELASTUNGEN

FORTSCHRITTE IN DEN METHODISCHEN ANSÄTZEN ZUR BERECHNUNG UND DER EXPERIMENTELLEN ABSICHERUNG DER ÜBERTRAGBARKEIT

G. König (TH Darmstadt)

Bauteile und Anlagenteile von Kernkraftwerken müssen die ihnen zugewiesene Funktion auch unter dynamischen Belastungen, die insbesondere bei außergewöhnlichen Ereignissen (z.B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Gasexplosion, Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) entstehen können, zuverlässig erfüllen. Um ihr Verhalten unter normalen Betriebsbedingungen nicht negativ zu beeinflussen, erfordert der rechnerische Nachweis die Berücksichtigung realistischer Lastannahmen, die Benutzung in sich konsistenter Modelle sowie die Definition von zutreffenden Grenzzuständen.

Diesen Erfordernissen sind die Forschungsaktivitäten weltweit gewidmet. Auf dem Gebiete der Erdbebensicherung ermöglicht die Installation vieler Meßstationen und die Auswertung umfangreicher Datensammlungen erste Ansätze zu einer Verbesserung der Lastbeschreibung. Die theoretischen Verfahren zur Erfassung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung haben einen hohen Stand erreicht. Die Absicherung der benutzten Randbedingungen erfolgt über Großshaker-Versuche. Auf dem Gebiete des Flugzeugabsturzes steht die experimentelle Überprüfung nichtlinearer Berechnungsmodelle und zutreffender Grenzzustände im Vordergrund. Der Schwerpunkt auf dem Gebiete der Gasexplosion ist der Lastbeschreibung gewidmet.

Mit den erreichten Kenntnissen gelingt es, Auswirkungen der dynamischen Belastungen physikalisch sinnvoll vorherzusagen. Die Bandbreite, in der die Auswirkung eines tatsächlich eintreffenden außergewöhnlichen Ereignisses zu erwarten ist, kann weiter geschärft werden, wenn die Kenntnisse über Randbedingungen und Eingangsgrößen verbessert werden. Allerdings wird es stets notwendig sein, die erzielten Ergebnisse unter ingenieurmäßigen Gesichtspunkten sorgsam abzuwägen. Die allgemeingültige Behandlung derartiger Probleme mit Hilfe eines Rezepts wird nie möglich sein.

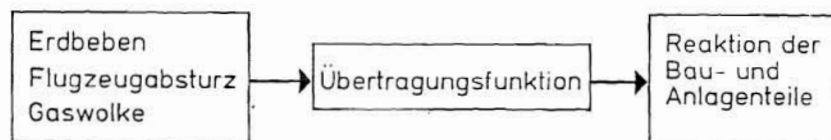
INHALTSÜBERSICHT

Verhalten von Kernkraftwerksstrukturen unter dynamischen Belastungen - Fortschritte in den methodischen Ansätzen zur Berechnung und der experimentellen Absicherung

- 1 Zielsetzung
- 2 Charakteristika außergewöhnlicher Ereignisse
- 3 Übertragungsfunktion Ereignis - Reaktion
- 4 Kriterien für die Bauteiltragfähigkeit bei statischer und bei dynamischer Belastung
- 5 Stand der Entwicklung
- 6 Wertung und Ausblick

ZIELSETZUNG

außergewöhnliches Ereignis \longrightarrow funktionsgerechtes Verhalten von Bau- und Anlagenteilen

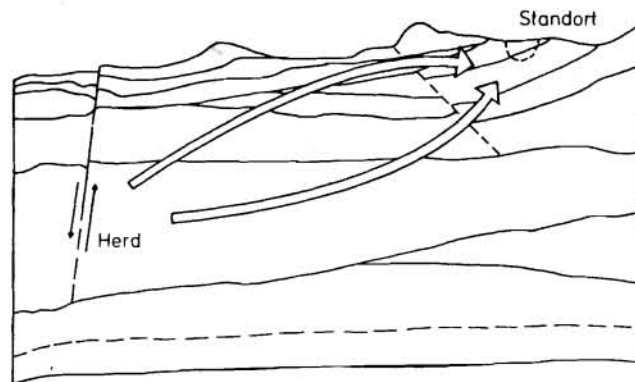


CHARAKTERISTIKA AUSSERGEWÖHNLICHER EREIGNISSE

	Auftretenswahrscheinlichkeit	Beschreibung
Erdbeben	gering	unscharf
Flugzeugabsturz	sehr gering	unscharf
Gaswolke	sehr gering	unscharf

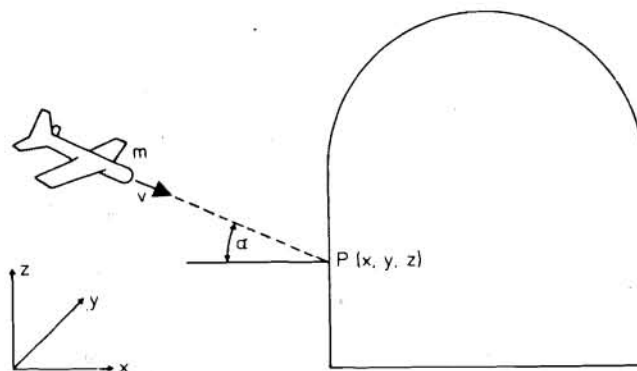
	verfügbare Meßgrößen	Folgen
Erdbeben	Magnitude Intensität	Common-mode Versagen
Flugzeugabsturz	abhängig von Wechselwirkung	örtlich begrenzt
Gaswolke	keine	Common-mode Versagen

Erdbeben: Unscharfe der Beschreibung



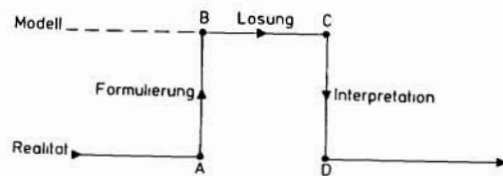
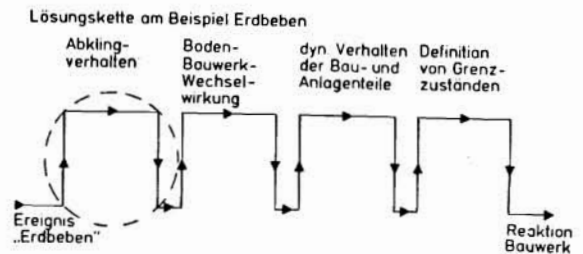
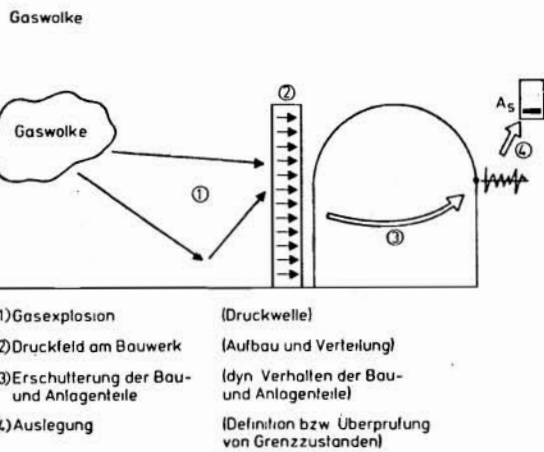
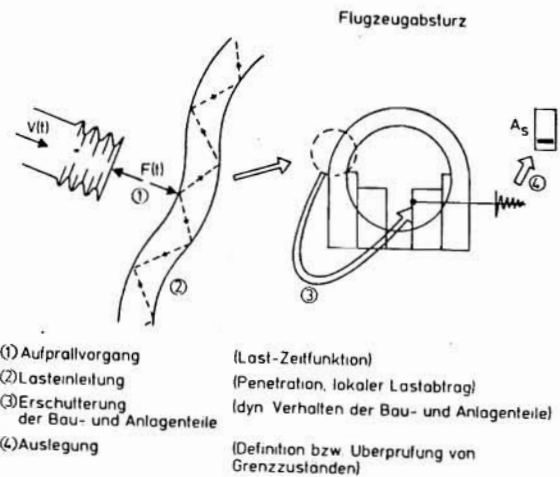
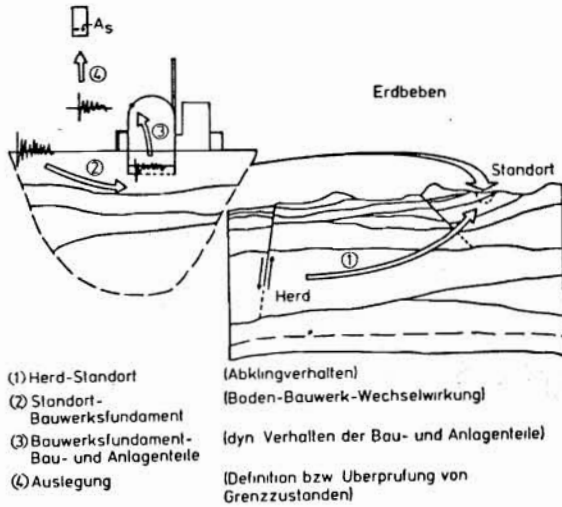
- | | | | | |
|------|--------------|--------|-----------------------------------|--------------|
| Herd | ● Entfernung | Weg | ● Wellenausbreitung Herd-Standort | |
| | ● Tiefe | Ablauf | } der Erschütterung | |
| | ● Ausdehnung | | | ● Dauer |
| | | | | ● Intensität |
| | | | ● Frequenzgehalt | |

Flugzeugabsturz: Unscharfe der Beschreibung



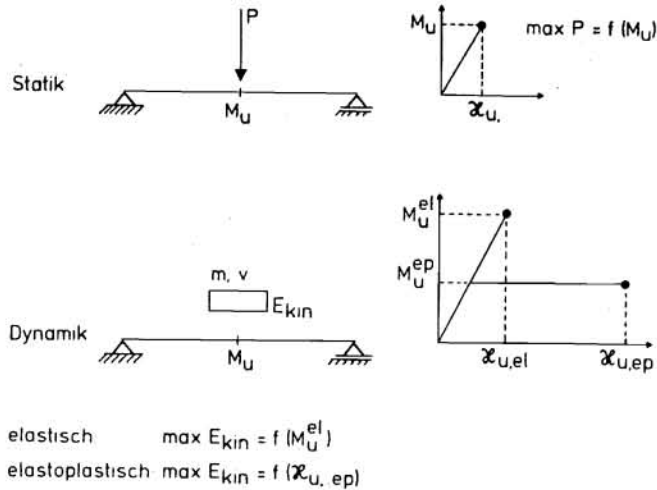
- | | |
|-------------------------|---------------------------|
| ● Masse m (Flugzeugtyp) | ● Auftreffwinkel α |
| ● Geschwindigkeit v | ● Auftreffort P (x, y, z) |

ÜBERTRAGUNGSFUNKTION EREIGNIS-REAKTION

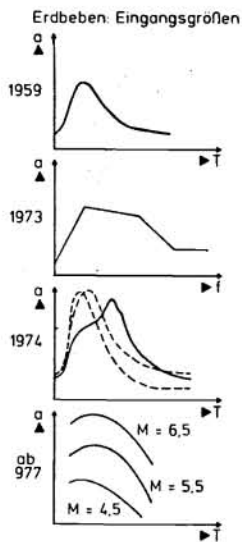


Wirklichkeitsnähe wird bestimmt durch Übergang A→D nicht B→C

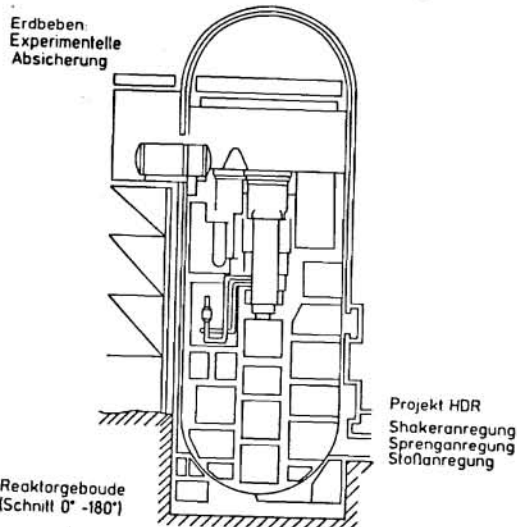
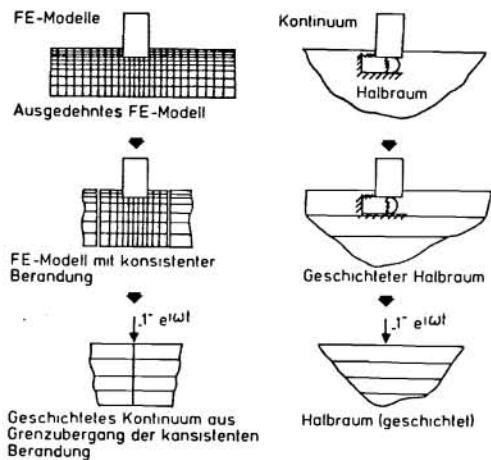
KRITERIEN FÜR DIE BAUTEILTRAGFÄHIGKEIT BEI STATISCHER UND BEI DYNAMISCHER BELASTUNG



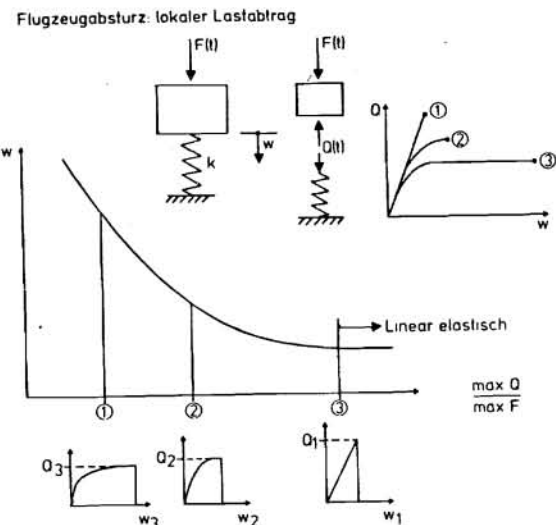
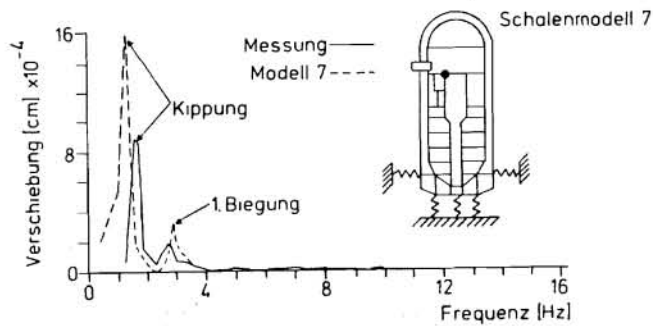
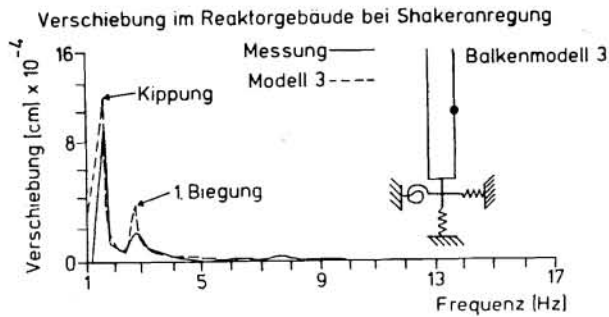
STAND DER ENTWICKLUNG



Erdbeben: Boden-Bauwerk-Wechselwirkung



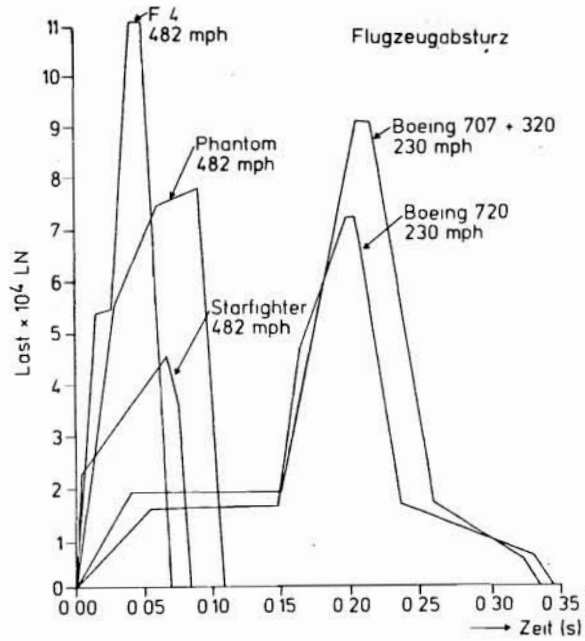
STAND DER ENTWICKLUNG



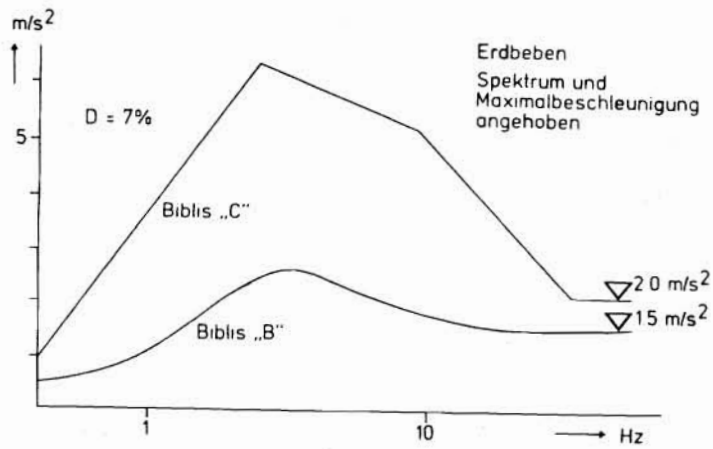
Flugzeugabsturz: Verbesserung der Werkstoffgesetze

- Spannungs-Dehnungs-Zusammenhang bei hohen Belastungsgeschwindigkeiten (Beton, Stahl)
- Erreichbare Grenzdehnungen (Beton, Stahl)
- Festigkeit bei mehrachsiger Beanspruchung (Beton)
- Nachverfestigung (Stahl)
- Rotationsfähigkeit (Zähigkeit) des Verbundquerschnitts in Abhängigkeit von
 - Bewehrungsgrad
 - Belastungsgeschwindigkeit
 - Beanspruchungszustand
 - Materialgüte
 - konstruktive Durchbildung

WERTUNG UND AUSBLICK



Entwicklung der Lastannahmen



SACHBEREICH "STRAHLENBELASTUNG"

Diskussionsleiter: J. Wilhelm

VERBESSERUNG DER MODELLE FÜR DIE ATMOSPHERISCHE AUSBREITUNG
RADIOAKTIVER STOFFE UND DEREN WIRKUNG AUF DEN MENSCHEN

W. Hübschmann (KfK) und W. Jacobi (GfS Neuherberg)

1. Ziel

Im Rahmen des Schutzes des Menschen vor der Wirkung ionisierender Strahlung erfüllen Rechenmodelle u.a. die Aufgabe, die Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Umwelt und ihre Wirkung auf den Menschen zuverlässig zu erfassen und das damit verbundene Risiko des Menschen berechenbar zu machen. Dabei gilt das Prinzip der Konservativität:

Wo Unsicherheiten bestehen, werden Annahmen in der Weise getroffen, daß das Endergebnis - z.B. die Strahlendosis - konservativ, d.h. nach oben abgeschätzt wird. Ziel der Forschung ist es, solche Unsicherheiten zu verringern, um zu einer möglichst realistischen Abschätzung der Strahlenwirkung zu gelangen. Dabei bestehen relativ große Unsicherheiten bei der Folgeabschätzung von Einzelemissionen radioaktiver Stoffe, etwa bedingt durch Störfälle.

2. Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung auf dem Boden

Es werden zunächst die Phänomene des "Luftpfades" - Freisetzung, Aufstieg und Ausbreitung der Schadstofffahne, trockene und nasse Ablagerung der Radioaktivität auf dem Boden - diskutiert. In diesem Bereich werden u.a. Ausbreitungsversuche in der Atmosphäre, radarverfolgte Ballonflüge und Ablagerungsversuche auf dem Boden durchgeführt. Die Genauigkeit meteorologischer Parameter und deren Einfluß auf das Zwischenergebnis - die Schadstoffkonzentration in der bodennahen Luft oder die Kontamination des Bodens - werden diskutiert. Größere Informationslücken bestehen noch auf dem Gebiet der trockenen und nassen Ablagerung sowie auf dem des Einflusses größerer Bauwerke, wie Kühltürme, oder der orographischen Geländestruktur auf die Ausbreitung von Schadstofffahnen. Die Unsicherheiten wirken sich vor allem bei kurzzeitigen Freisetzungen und insbesondere beim Schadstofftransport im regionalen Bereich (Entfernung über 15km) aus.

3. Strahlendosis

Der "Ökologiepfad", d.h. die Aufnahme der radioaktiven Stoffe durch Pflanzen und Tiere, wird nur kurz gestreift. Dagegen werden die verschiedenen Expositionspfade - externe Bestrahlung aus der Aktivitätsfahne und vom Boden, interne Bestrahlung durch Inhalation oder Ingestion - diskutiert.

Das Modell der Dosisbegrenzung in der Strahlenschutzverordnung /1/ und in der Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition /2/ beruht noch auf der ICRP-Empfehlung Nr. 2 von 1959 /3/. Seither sind wesentlich verbesserte Modelle von

der ICRP erarbeitet worden. Diese betreffen z.B. das Verhalten der inhalierten Aktivität in der Lunge, die Ablagerung im Knochen /4/ und die Einführung von Gewichtungsfaktoren zur Beurteilung von Teilkörperbestrahlung /5/. Solche Modelle sind in der ersten Phase der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke /6/ bereits angewendet worden.

4. Strahlenwirkung auf den Menschen

Die Beziehung zwischen Strahlendosis und Strahlenrisiko des Menschen bildet die Ausgangsbasis für eine Analyse der Gesundheitsgefährdung der Bevölkerung durch zivilisatorische Strahlenquellen. Die bisher vorliegenden Beobachtungen über Strahlenschäden beim Menschen sowie die Ergebnisse tierexperimenteller Untersuchungen - im allgemeinen im Bereich relativ hoher Dosen - sind im Bericht von UNSCEAR (1977) zusammengestellt. Im Bereich kleiner Dosen ist eine Aussage über das mögliche Strahlenrisiko nur durch Extrapolation stichhaltiger Beobachtungen bei höheren Dosen möglich. Als Bewertungsmaßstab kann die natürliche Strahlenexposition und ihre Schwankungsbreite herangezogen werden.

Die bisherigen Kenntnisse lassen folgende Schlüsse zu:

(1) Es gibt keine Hinweise auf eine Schwellendosis für die Erzeugung stochastischer Strahlenschäden (Krebs, genetische Defekte); (2) bei dichtungisierenden Strahlen ist eine reinproportionale Dosis-Risiko-Beziehung zutreffend, während für lokkerionisierende Strahlen eine linearquadratische Beziehung wahrscheinlich ist; (3) eine Zunahme der mittleren Latenzzeit der Krebsinduktion mit sinkender Dosis bzw. Dosisrate ist bei einzelnen Krebsarten nicht auszuschließen; (4) die Strahlenempfindlichkeit hängt vom Alter bei Bestrahlung ab. Künftig sind folgende Schwerpunktaufgaben in Betracht zu ziehen:

- Epidemiologische Untersuchungen bei geeigneten Personengruppen und relevante Tierexperimente;
- Berücksichtigung der Abhängigkeit der Strahlenempfindlichkeit vom Alter und Geschlecht;
- Analyse der zeitlichen Verteilung der Inzidenzwahrscheinlichkeit stochastischer Strahlenspättschäden (Krebs) als Funktion von Dosis, Dosisrate und Strahlenart;
- Ermittlung des zeitlichen Verlaufs der Folgedosis und des Folgerisikos bei Inkorporation radioaktiver Stoffe;
- Prognostische Berechnung der mittleren Lebenszeitverkürzung bzw. des Verlustes an gesunden Lebensjahren infolge somatischer Strahlenschäden.

Der Begriff des Strahlenkrebsrisikos war bislang definiert als die integrale Wahrscheinlichkeit des Auftretens von Strahlenkrebs, integriert über die Lebensdauer des Menschen. Die zuletzt genannte Aufgabe führt zu einer Revision dieses Risikobegriffs. Danach ist das Strahlenkrebsrisiko definiert als die mittlere Verkürzung der Lebensdauer bzw. der Verlust gesunder Lebensjahre, die infolge somatischer Strahlenschäden zu erwarten ist. Diese Definition ermöglicht nicht nur eine sachlich richtige Quantifizierung, sondern auch eine anschauliche und verständliche Darstellung des Strahlenrisikos.

Literatur

- /1/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung) vom 13. Okt. 1976
- /2/ Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer (Richtlinie zu § 45 StrlSchV), Gemeins. Ministerialblatt 30, 371-435 (1979)
- /3/ ICRP-Publication 2, Report of Committee II on Permissible Dose for Internal Radiation (1959)
- /4/ ICRP-Publication 30 Pt. I, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers (1979)
- /5/ ICRP-Publication 26 (1977)
- /6/ GRS: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Herausgeber: BMFT Bonn, Verlag TÜV Rheinland, Köln 1979

	Phänomen	Untersuchungsmethode
1. Ziel	1. Freisetzung - aus einem Kamin - aus einem Gebäude	Windkanal
1.1 Übergeordnetes Ziel Zuverlässige Ermittlung des Risikos - der Bevölkerung - der beruflich strahlenexponierten Personen durch die friedliche Nutzung der Kernenergie	2. Aufstieg der Abluffahne - Impuls - thermischer Auftrieb - Selbsterwärmung	Beobachtung von Rauchfahnen, Meßkampagnen
1.2 Prinzip der Konservativität Informationslücken werden durch konservative Annahme gefüllt. konservativ ←————→ realistisch	3. Ausbreitung der Abluffahne, abhängig von: Ausbreitungskategorie, Bodenrauigkeit, Emissionshöhe	Tracer-Experimente (KfK, KFA) Tetroon-Flüge (KfK)
	4. Ablagerung auf dem Boden - trocken - naß (Auswaschung)	Ablagerungsexperimente (KFA)
	5. Wiederaufwirbelung (Resuspension)	Staubmessungen

AUSBREITUNG UND ABLAGERUNG
FREIGESETZTER RADIOAKTIVER STOFFE

Parameter	Potentieller Einfluß	
Repräsentative Windgeschwindigkeit	± 30 %	
Windprofilexponent	± 10 %	
Stabilitäts-Klassifizierung	± 20 %, in Extremfällen Faktor 4	Externe Bestrahlung - aus der Wolke - vom Boden
Ausbreitungsparameter, abhängig von Bodenrauigkeit	Faktor 5	Interne Bestrahlung - Inhalation
Emissionshöhe	Faktor 3	aus der Wolke
abgehobene Inversionen	einige %	resuspendierter Staub
Gebäude-Nachlaufwirbel		
normale Gebäude	vernachlässigbar	- Ingestion
Kühltürme	noch zu bestimmen	Gemüse
Orographische Effekte	noch zu bestimmen	Milch
Windstillen	± 30 %	Fleisch
Ausbreitungsstatistik		
Zeitraum	± 15 %	
Intermittierende Freisetzung	Faktor 2	
Ablagerungs-Geschwindigkeit	Faktor 5	
Washout-Koeffizient	Faktor 5	

EINFLÜSSE AUF AKTIVITÄTSKONZENTRATION UND BODENKONTAMINATION

EXPOSITIONSPFADE NACH FREISETZUNG IN DIE ATMOSPHÄRE

ICRP Publication 2 (1959)

Auf dieser Empfehlung beruht die

- Strahlenschutzverordnung
- Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer

ICRP Publication 30 (1979)

- Empfehlung der Grenzwerte der jährlichen Aktivitätsaufnahme durch beruflich Strahlenexponierte für ausgewählte Radionuklide
- Modell der Strahlenbelastung der Lunge
- Modell der Strahlenbelastung der Knochen durch knochensuchende Nuklide

ICRP Publication 26 (1977)

- Bewertung der Dosisbeiträge einzelner Organe bei der Ermittlung einer gewichteten Gesamtbelastung

Keine Schwellendosis für stochastische Strahlenschäden

Lineare Dosis-Wirkungsbeziehung bei dichten ionisierender Strahlung

Linear-quadratische Dosis-Wirkungsbeziehung bei locker ionisierender Strahlung

Zunehmende Latenzzeit bei abnehmender Dosis(=rate)

Abnehmende Strahlenempfindlichkeit mit zunehmendem Alter

MODELLE DER DOSISBERECHNUNG

WIRKUNG DER DOSIS
AUF DEN MENSCHEN

- Epidemiologische Untersuchungen und Tierexperimente
- Abhängigkeit der Strahlenempfindlichkeit vom Alter und Geschlecht
- Zeitliche Verteilung der Inzidenzwahrscheinlichkeit von Strahlenkrebs als Funktion von Dosis, Dosisrate und Strahlenart
- Zeitlicher Verlauf von Folgedosis und Folgerisiko bei Inkorporation radioaktiver Stoffe
- Lebenszeitverkürzung bzw. Verlust an gesunden Lebensjahren durch somatische Strahlenschäden

Bisherige Definition:

Integrale Inzidenzwahrscheinlichkeit des Strahlenschadens, integriert über die gesamte Lebensdauer.

Neue Definition:

Zu erwartende mittlere Verkürzung der Lebensdauer bzw. mittlerer Verlust an gesunden Lebensjahren durch Strahlenschäden

ZUKÜNFTIGE AUFGABEN DER
STRAHLENRISIKO - ANALYSE

BEGRIFF "STRAHLENRISIKO"
FÜR SOMATISCHE STRAHLenschÄDEN

DISKUSSION

A. T i e t z e (TÜV Rheinland):

Das Institut für Unfallforschung beschäftigt sich mit der Frage der erzielbaren Dosisprognose bei kerntechnischen Unfällen im Rahmen der Notfallschutzplanung. Mit welcher relativen Genauigkeit lassen sich Dosen und Dosisleistungen bestimmen, wenn insbesondere Kurzzeitausbreitungsbedingungen unterstellt werden? Derartige Angaben zur erzielbaren Genauigkeit lassen sich, wie Sie ausgeführt haben, aus Ausbreitungsexperimenten ableiten oder durch Anwendung des Fehlerfortpflanzungsgesetzes auf die Kurzzeitausbreitungsformel ermitteln.

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

Herr Tietze, zu der Tabelle, die ich Ihnen gezeigt habe, möchte ich eine zusätzliche Bemerkung machen. Es ging aus der Überschrift hervor, daß diese Faktoren sich auf das Maximum der Langzeitbelastung bezogen. Sie fragen nach dem Maximum einer Unfallbelastung. Hierzu muß man feststellen - worauf ich zu Anfang bereits hingewiesen habe -, daß bei Störfällen die Unsicherheiten der Aktivitäts- und Dosisberechnung weitaus größer sind. Wir können froh sein, wenn es gelingt, die Größenordnung richtig abschätzen zu können, wobei berücksichtigt ist, daß auch über den Emissionsterm wahrscheinlich keine genauen Angaben vorliegen. Ich berufe mich dabei z.B. auf den Harrisburgunfall, wo die Angaben über die Bevölkerungsdosis in manchem im Bereich von 1 - 2 Größenordnungen schwanken. Etwas Zufriedenstellenderes kann ich Ihnen im Moment leider nicht versprechen. Hier ist noch ein weites Feld für zukünftige Forschung offen.

E. D r o s s e l m e y e r (DB, Bonn):

Könnten Sie bitte genauere Angaben über die Abhängigkeit der Strahlenempfindlichkeit vom Alter machen? Ist nur ein Kleinkind stärker gefährdet als ein Erwachsener oder auch ein Erwachsener empfindlicher als ein alter Mensch?

W. J a c o b i (GfS, Neuherberg):

Ich glaube, hier besteht ein Mißverständnis. Man kann nicht generell sagen, daß mit zunehmendem Alter die Empfindlichkeit abnimmt. Aus den vorliegenden Erfahrungen, z.B. bei der Leukämie, wissen wir, daß zunächst einmal der Fötus relativ strahlenempfindlich ist, daß das Kleinkind auch eine erhöhte Strahlenempfindlichkeit hat, die aber kleiner ist als beim Fötus, daß bei der Gruppe der etwa 5 - 20jährigen die Strahlenempfindlichkeit ins Minimum sinkt, dann wiederum ansteigt und erst bei hohem Alter wieder abnimmt. Das sind Erfahrungen z.B. aufgrund der epidemiologischen Untersuchungen bei den Atombombenüberlebenden von Hiroshima und Nagasaki. Bei anderen Krebsarten, z.B. beim Lungenkrebs, wissen wir, daß wir in jungen Lebensjahren eine relativ geringe Strahlenempfindlichkeit haben, dann ein Anstieg eintritt, und zum Schluß bei hohem Alter wiederum eine Abnahme der Strahlenempfindlichkeit, bedingt dadurch, daß dann die Latenzzeit größer ist als die verbleibende Lebensdauer.

R. R a t k a (IFEU, Heidelberg):

Herr Hübschmann, Sie sagten, daß bei Unfällen (z.B. Harrisburg) die aufgetretenen Dosisleistungen nur auf 1 - 2 Größenordnungen genau bestimmt werden können. Wie kann der BMI bei einem Störfall in der Bundesrepublik Deutschland dann feststellen, ob die nach der Strahlenschutzverordnung zulässigen 5 rem in der Umgebung eingehalten werden?

W. H ü b s c h m a n n (KfK, Karlsruhe):

In meinem Vortrag habe ich von den Modellen und von einer Berechnung aufgrund von Immissions- und meteorologischen Messungen gesprochen. Bei einem aktuellen Unfall werden auf jeden Fall Messungen der Dosis und der Aktivitätskonzentration in der Umgebung durchgeführt. Dafür stehen Meßtrupps bereit, die mit speziell entwickelten Meßverfahren arbeiten.

Ein meteorologisches Informationssystem dient in diesem Fall dazu, einzugrenzen, in welchem Bereich solche Messungen durchgeführt werden, um auch wirklich das Maximum der Dosisbelastung zu messen. Dies bedeutet, daß man sich im aktuellen Fall viel stärker auf Messungen als auf unsichere Vorhersagen stützen wird.

Bei der Voraussage von Unfalldosen oder Störfalldosen, wie sie im Genehmigungsverfahren notwendig ist, muß man dagegen konservativ rechnen. Solche konservativen Rechnungen überschätzen eine Dosis möglicherweise um eine Größenordnung. Diese Tatsache nehmen wir angesichts der Notwendigkeit einer konservativen Rechnung in Kauf.

E. A. H a m p e (KEG, Luxemburg):

Der größte Fundus verlässlicher Daten bezüglich Strahlenbelastung liegt sicherlich in der nuklearen Industrie vor.

Wird - überhaupt und wie - sichergestellt, daß diese Daten (mangels anderer epidemiologisch auswertbarer Daten im Bereich nuklearer Dosisbelastungen) hinsichtlich der von Herrn Hübschmann genannten Wertungsparameter systematisch und erschöpfend ausgewertet werden können? Soviel ich weiß, werden diese Daten in der Kernenergieindustrie nur 30 Jahre lang aufbewahrt!

W. J a c o b i (GfS, Neuherberg):

Herr Hampe, ich verstehe Ihre Frage in zwei Richtungen. Erstens bezüglich der Daten, die bei den beruflich strahlenexponierten Personen gewonnen wurden und zweitens Daten für die Strahlenexposition der Bevölkerung. Zum ersten Thema ist zu sagen, daß bei den amtlichen Überwachungsstellen in der Bundesrepublik Deutschland diese Daten gesammelt werden. Sie werden nicht nach 30 Jahren vernichtet. Wir haben bereits vor mehreren Jahren ein Projekt gestartet, das sogenannte zentrale Personendosisregister. Dort werden in der Bundesrepublik die Strahlendaten aller strahlenexponierten Personen zentral erfaßt als Voraussetzung für eine epidemiologische Erhebung bei diesen Personen. Tests hierzu sind bereits gelaufen. Die praktische Realisierung scheitert z.Z. am Datenschutzgesetz.

Zu dem 2. Thema, epidemiologische Daten der Bevölkerung:
Es ist zweifellos so, daß bei den geringen Dosen infolge der Emission von Kernkraftwerken im Normalbetrieb oder auch von Kohlekraftwerken im Normalbetrieb keine signifikante Erhöhung der natürlichen Strahlenbelastung zu erwarten ist. Man sollte sich daher auf Personengruppen beschränken, die einer sehr viel höheren Strahlenexposition ausgesetzt sind wie z.B. Personengruppen, die im Rahmen der medizinischen Diagnostik oder Vorsorge erhöhte Dosen erhalten haben oder Personengruppen, die einer relativ hohen natürlichen Strahlenexposition ausgesetzt sind. Solche epidemiologischen Untersuchungen laufen zum Teil in der Bundesrepublik und sie sind erfreulicherweise auch im internationalen Maßstab koordiniert.

J.G. W i l h e l m (KfK, Karlsruhe):

Wie ist der Stand der deutschen Strahlenschutzgesetzgebung in Hinsicht auf eine zukünftige Implementierung der Ergebnisse von ICRP 26 zu beurteilen?

W. J a c o b i (GfS, Neuherberg):

An sich müßte ich einen Teil der Frage an Herrn Hampe weitergeben, denn die Bundesrepublik Deutschland ist entsprechend den römischen Verträgen an die Richtlinien der europäischen Gemeinschaften gebunden. Es liegt ein Neuentwurf der Strahlenschutzrichtlinien der EG vor. Er sollte im Juni dieses Jahres verabschiedet werden. Aufgrund dieses Entwurfs besteht für die Bundesrepublik ein Spielraum von max. (z.Z. vorgesehen) 4 Jahren, die Strahlenschutzverordnung zu revidieren. Dieser Entwurf der EG ist an die neuen Empfehlungen der ICRP angepaßt, so daß bei dieser Revision der Strahlenschutzverordnung auch die neuen Empfehlungen der ICRP berücksichtigt werden. Die derzeitige Planung sieht vor, nach Möglichkeit in etwa 2 Jahren eine Revision der Strahlenschutzverordnung herauszubringen und unmittelbar danach eine entsprechende Neufassung einer Radioökologieverordnung und entsprechende Leitlinien zu anderen Strahlenschutzthemen, die damit im Zusammenhang stehen.

SACHBEREICH "RISIKO"

Diskussionsleiter: D. Smidt

BEDEUTUNG VON INTEGRALVERSUCHEN AN REALANLAGEN, DARGESTELLT AM BEISPIEL DES HEISSDAMPFREAKTORS (HDR)

W. Müller-Dietsche (KfK)

Bei der Anwendung der Ergebnisse des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit auf Kernkraftwerke muß grundsätzlich die Frage der Übertragbarkeit beantwortet werden.

Es wird gezeigt, daß der direkte Weg des Nachweises der Übertragbarkeit durch realitätsnahe Experimente in der Regel nicht ausreicht. Daher ist das eigentliche Übertragungsmittel das theoretische Modell. Dieses muß in einer umfangreichen Verifikationskette überprüft und als wahr erkannt werden.

Integralversuche an Realanlagen haben in dieser Verifikationskette eine entscheidende Bedeutung. Dabei müssen eine Reihe von Voraussetzungen bei den Integralversuchen eingehalten werden, wie Realitätsnähe der Komponenten bzw. Systeme, des Störfalls und des physikalischen Ablaufs u.a.

Nach Formulierung dieser Forderungen an Integralversuchen wird dargelegt, wie weit die Versuche im Rahmen des HDR-Sicherheitsprogramms diese Forderungen erfüllen. Hierzu werden die untersuchten Komponenten und Systeme sowie die betrachteten Lastfälle vorgestellt. Zielvorgabe dieses Programms ist die Verifikation von Prüf- und Berechnungsverfahren wie sie für die Auslegung und Genehmigung von KKW eingesetzt bzw. entwickelt werden. Dabei stehen zur Zeit Belastungen im Vordergrund, die bei Kühlmittelverluststörfällen und Erdbeben auftreten.

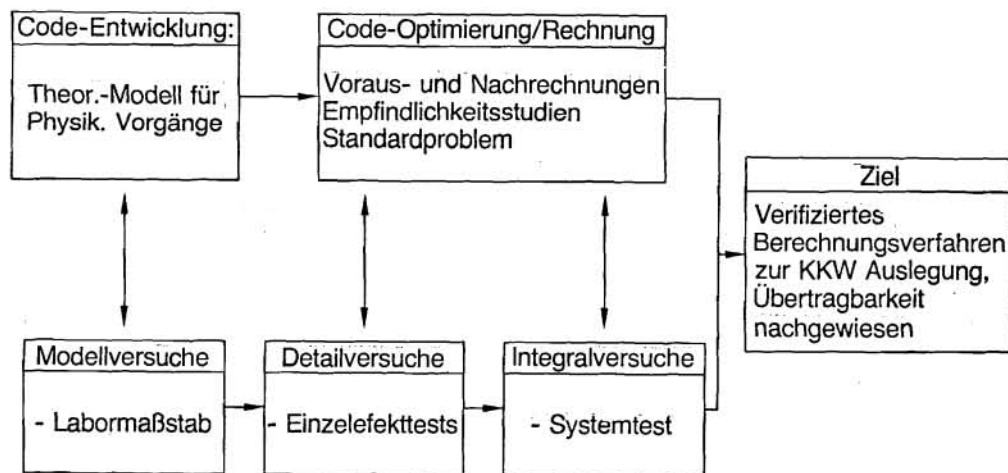
Wesentliche Merkmale und der Nutzen der Integralversuche an einer Realanlage werden am Beispiel des HDR aufgezeigt. Wichtig ist unter diesem Gesichtspunkt, daß im HDR Sicherheitsprogramm zahlreiche Detailforschungen verschiedener Institutionen an einer realen Anlage nach einheitlichen Gesichtspunkten zusammengeführt werden. Bei der Verfolgung der Untersuchungsketten Fluiddynamik, Strukturdynamik und Bruchmechanik erschließen sich anwendungsorientierte Fragestellungen, die im Wechselspiel Messung - Rechnung und auf interdisziplinären Fachgebieten liegen.

Der Integralversuch an einer Realanlage kann seine Aufgabe im Rahmen der Verifikation nur erfüllen, wenn er als Glied einer langen Kette von verschiedenen Arbeiten zur Reaktorsicherheit verstanden wird und die vorausgehenden Arbeiten wirkungsvoll integriert werden können. In gleicher Weise ist es wichtig, daß die Erkenntnisse aus dem Integralversuch wieder in die Detailforschung zurückfließen.

Die Vorgehensweise bei den HDR-Versuchen wird an einem Beispiel zur Verifikation von Berechnungsverfahren für die Speisewasser-

rückschlagventile bei Kühlmittelverlust näher erläutert. Ähnliche Ergebnisbeispiele lassen sich auch für andere Untersuchungsgebiete des HDR-Sicherheitsprogramms aufzeigen.

Die bisher am HDR durchgeführten Versuche haben gezeigt, daß unter diesen Voraussetzungen Integralversuche an Realanlagen ein wichtiges Glied in der Übertragung wissenschaftlicher Erkenntnisse auf KKW ist. Außerdem kann gegenüber der Öffentlichkeit in verständlicher Form demonstriert werden, wie groß die Sicherheit der KKW bei den betrachteten Störfällen ist.



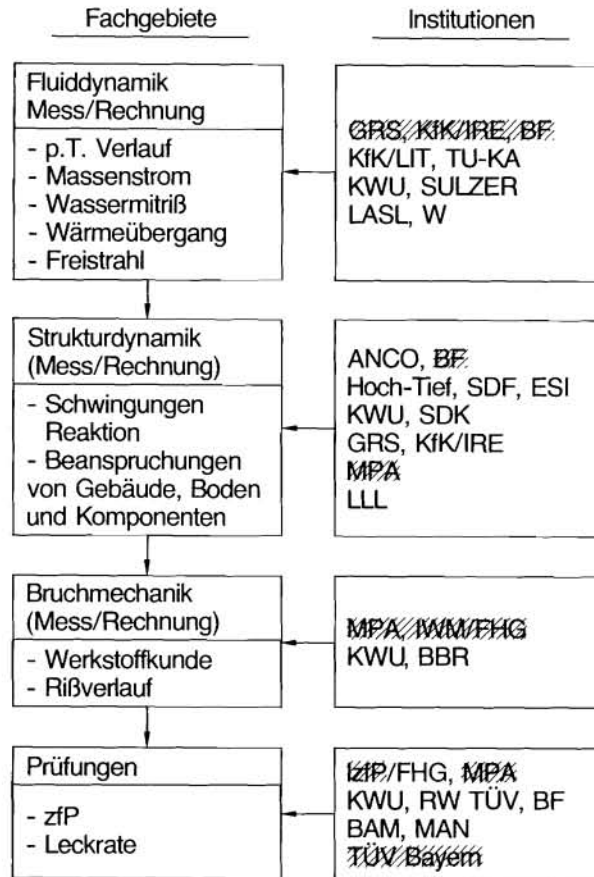
Quelle KfK

CODEVERIFIKATION

- Realitätsnähe hinsichtlich
 - Testanlage
 - Störfall
 - physikalischer Ablauf
- Gleichgewichtiges Wechselspiel Experiment/Theorie (im Sinne der Verifikationskette)
- Zusammenfassung verschiedener Detailforschungen an einem konkreten Hardware-Projekt
- Zusammenführung der im Rahmen des RS-Programms tätigen Institutionen

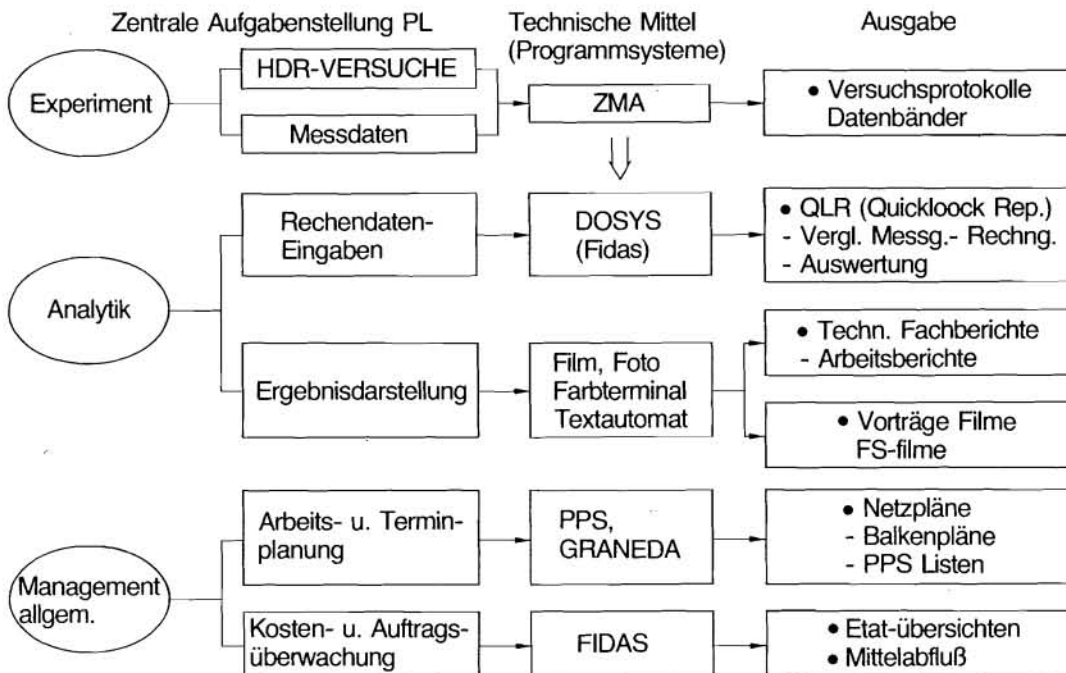
Quelle KfK

FORDERUNGEN AN INTEGRALVERSUCHE



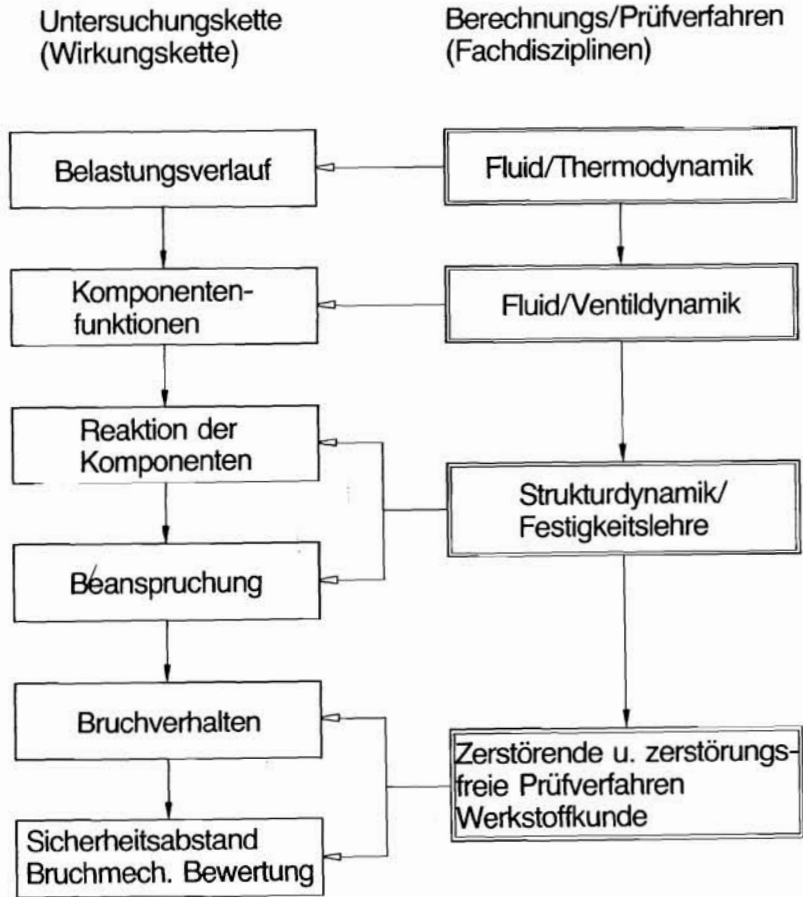
Quelle KfK

BETEILIGTE INSTITUTIONEN/FACHGEBIETE
IM HDR-SICHERHEITSPROGRAMM



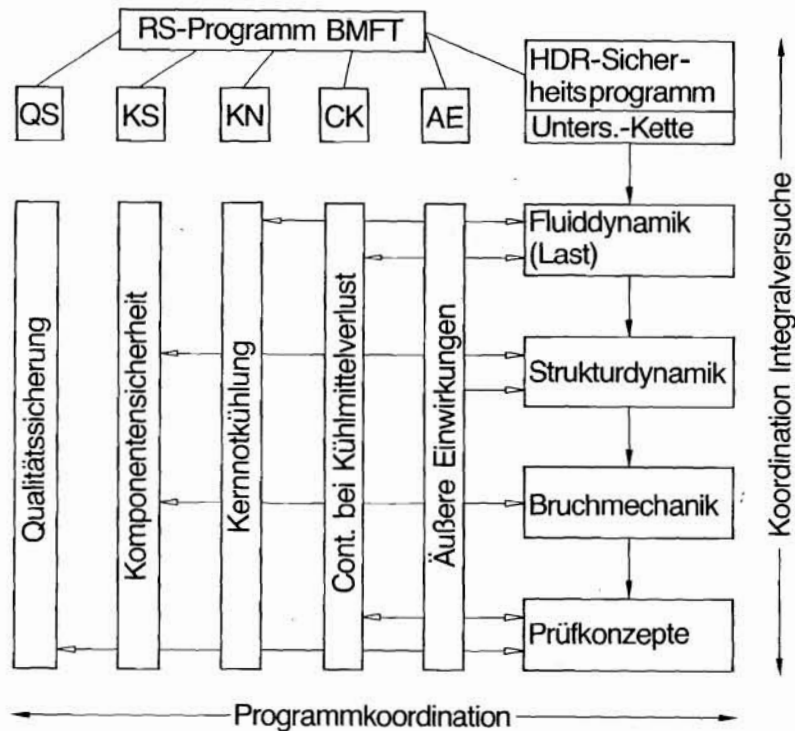
Quelle KfK

AUFGABEN DER PROJEKTLEITUNG



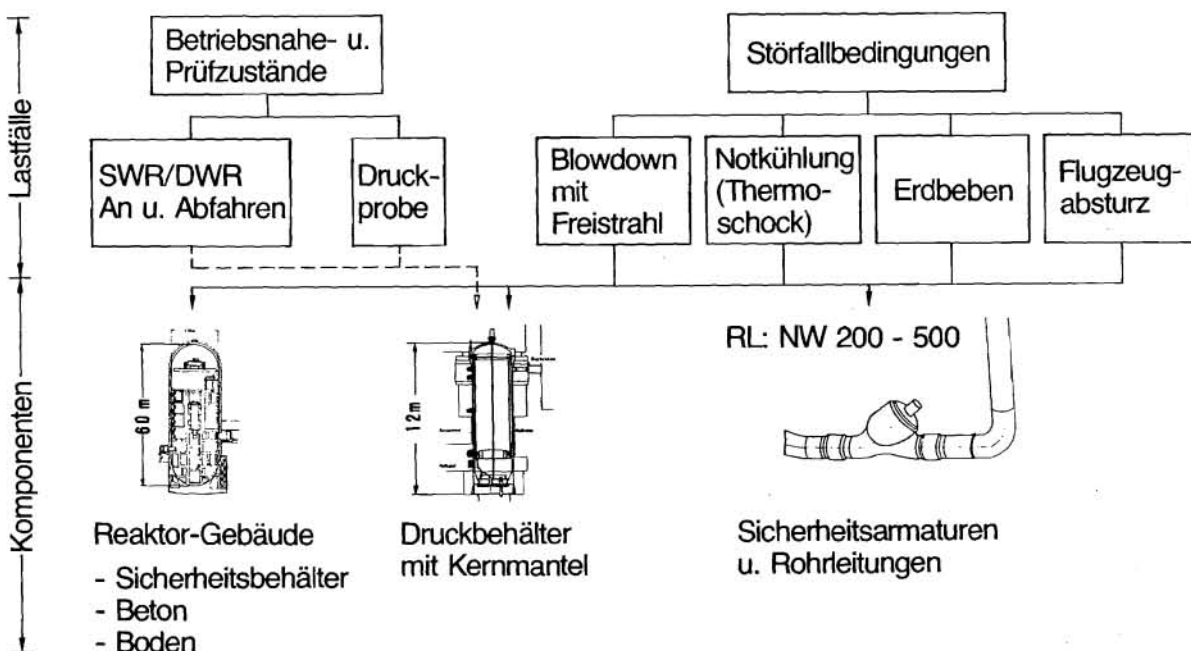
UNTERSUCHUNGSKETTE IM HDR-SICHERHEITSPROGRAMM

Quelle KfK



Quelle KfK

EINORDNUNG IN DAS RS-FORSCHUNGSPROGRAMM DES BMFT



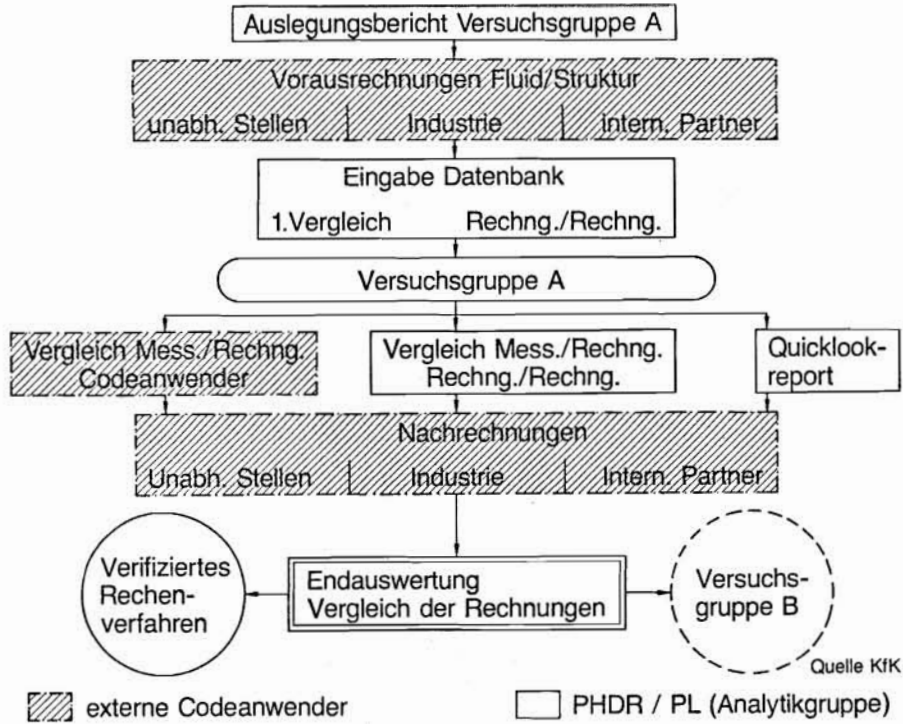
Quelle KfK

ÜBERSICHT HDR-SICHERHEITSPROGRAMM

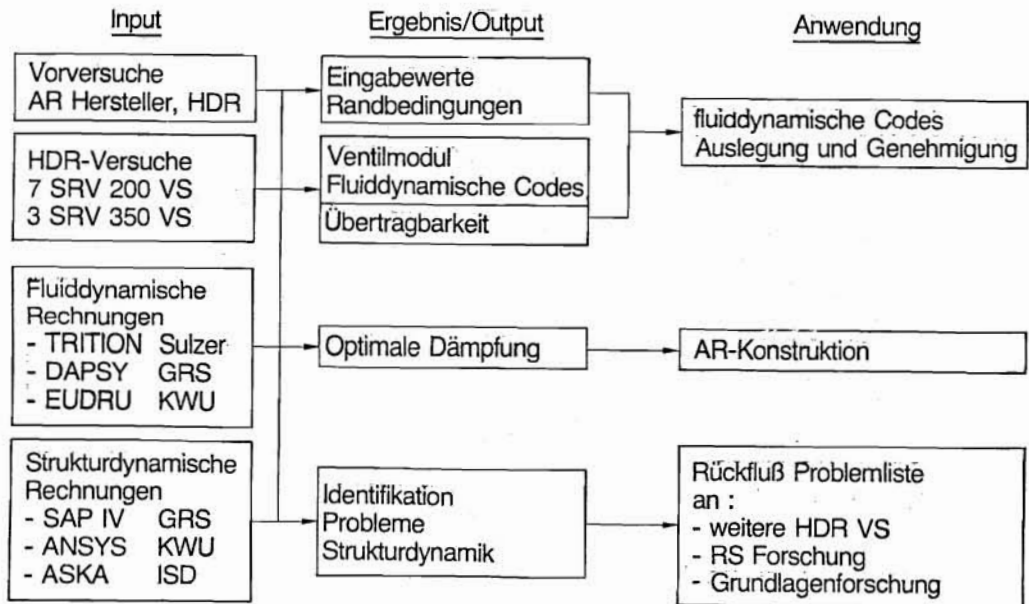
Lastfall	Kenngrößen HDR - Versuche		Kenngrößen KKW - Auslegung		
SWR - Betrieb	70 bar 285°C 220°C				
DWR - Betrieb	110 bar 310°C		160 bar 350°C		
Blow down	RDB-E	Bruch- öffnungs- zeit 3 ms	Stutzen NW 500-800 Länge 0 m	Bruch- öffnungs- zeit 15 ms	
	CONT				NW 450/350
	AR + RL				DIV: NW 500 SRV: NW 200/350
Erdbeben	Simulation: (Shaker, Snapback, Sprengung) b max = 410cm/s ² bei 19 Hz = 12cm/s ² bei 4 Hz		(KNK II/KfK), b = 100 cm/s ²		
Flugzeugabsturz (Reaktorgebäude)	Feststoffbrennkammer: Schub: P max = 4·10 ⁵ N Dauer: 500ms		P max: 12,5·10 ⁷ N Dauer: 70 m/s		
Notkühlung (Thermoschock)	K _I 0 bis K _{IC} (20 - 310°C) Rißg. 0 - 1/4W		K _I < K _{IC} (20 - 310°C) Rißg. 1/4 w		

Quelle KfK

KENNGRÖSSEN HDR-VERSUCH/KKW AUSLEGUNG



VORGEHENSWEISE IM HDR-SICHERHEITSPROGRAMM



ERGEBNISBEISPIEL SRV

1. Ergebnisse der Detailforschung bedürfen eines Mittels zur Übertragung auf KKW
2. Übertragungsmittel ist oft das theoretische Modell
3. Theoretische Modelle werden durch eine Verifikationskette überprüft
4. Integralversuche sind ein wichtiges Glied dieser Kette, dabei müssen sie folgende Voraussetzungen erfüllen:
 - a) Realitätsnähe
 - b) Wechselspiel Messung - Rechnung
 - c) Untersuchungsketten
 - d) Erfahrungsfluß Detailforschung - Integralversuch und umgekehrt
 - e) PL mit Fachkapazität und Projektsteuerungsmittel
 - f) Bereitschaft zur Kooperation im fachlichen und methodischen Bereich

ZUSAMMENFASSUNG

SCHLUßFOLGERUNGEN AUS DEN ERGEBNISSEN DER RISIKOSTUDIE FÜR DIE REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG

A. Birkhofer (GRS)

Bei dieser Veranstaltung darf man sicherlich davon ausgehen, daß Vorgehensweise und wesentliche Ergebnisse der Deutschen Risiko- studie für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor weitgehend be- kannt sind.

Daher möchte ich darauf verzichten, die Studie zusammenfassend vorzustellen und stattdessen gleich zum eigentlichen Thema, den Schlußfolgerungen für die Reaktorsicherheitsforschung, kommen.

Definition und Durchführung von Forschungs- und Entwicklungs- arbeiten zur Reaktorsicherheit erfordern eine Überprüfung, wie eine Fortentwicklung der Sicherheit und eine Verbesserung der Sicherheitsbeurteilung erreicht werden können.

Um einen optimalen Einsatz der verfügbaren Mittel zu ermöglichen, ist außerdem darüber zu entscheiden, welche Vorhaben vorrangig sind.

Risikoanalysen können hier in vielen Punkten als Entscheidungs- hilfe genutzt werden.

Sie stellen eine systematische, zusammenfassende Beurteilung des Sicherheitsniveaus, das durch die Auslegung einer techni- schen Anlage, hier eines Kernkraftwerks, erreicht wird, und lassen damit auch Ansatzpunkte für Verbesserungen erkennen.

Da Risikoanalysen ein system- und disziplinübergreifendes Vor- gehen erfordern, lassen sich sicherheitstechnische Anforderun- gen und Erkenntnisse der Sicherheitsforschung, die zunächst aus dem Blickwinkel einzelner Ingenieurdisziplinen gesehen werden, in einem größeren Zusammenhang beurteilen.

In Risikountersuchungen besteht weitgehend der Zwang zu quanti- tativen Aussagen über den physikalischen Ablauf und über die Häufigkeit bestimmter Ereignisse.

Dies führt auch dazu, daß Wissenslücken erkannt werden und da- mit der Stand der Kenntnis und der Methoden in den verschiede- nen Disziplinen deutlich wird.

Schlußfolgerungen für die Reaktorsicherheitsforschung lassen sich damit unter zwei Aspekten ziehen, die sich gegenseitig na- türlich beeinflussen:

1. Welche Forschungsvorhaben sind geeignet, zu einer Risiko- reduzierung beizutragen,

u n d

2. Durch welche Forschungsarbeiten kann die Risikobeurteilung selbst verbessert werden.

Die beiden Fragestellungen sollen an einem Ergebnis der Risiko- studie verdeutlicht werden (Bild 1).

Das Diagramm enthält die Risikokurve für frühe Todesfälle.

Sie gibt die Häufigkeit an, mit der ein bestimmtes Schadensaus- maß erreicht oder überschritten wird.

Außerdem sind an einem Punkt der Kurve die 90 %-Vertrauensinter- valle eingetragen, so wie sie in der Studie ermittelt worden sind.

Eine Minderung des Risikos kann dann erreicht werden, wenn durch technische Verbesserungen oder sonstige Maßnahmen Schadenshäu- figkeit, Schadensausmaß oder beide Risikokomponenten gleichzei- tig reduziert werden.

Die Risikokurve würde sich dann nach links unten (zu niedrigeren Schadenshäufigkeiten oder geringeren Schadensausmaßen) verschie- ben.

Die ausgewiesene Risikokurve ist allerdings nicht unbedingt iden- tisch mit dem tatsächlichen Risiko.

In einer Reihe von Punkten müssen Kenntnislücken durch verein- fachende Modelle und Expertenschätzungen überbrückt werden.

Die Studie liefert daher keine exakte Risikobeurteilung, sondern lediglich eine Risikoabschätzung.

Dabei wird das in der Reaktorsicherheit allgemein übliche Prin- zip verfolgt, pessimistische Annahmen zu treffen.

Die Ergebnisse dürften daher eher auf der ungünstigen Seite lie- gen, ohne daß dies allerdings definitiv nachweisbar ist.

Ebenso wie sicherheitstechnische Verbesserungen selbst können daher auch verbesserte Analysen zu einer Verschiebung der aus- gewiesenen Risikowerte führen, und zwar häufig in Richtung eines verminderten Risikos.

Die angegebenen Vertrauensintervalle werden von technischen Ver- besserungen und Maßnahmen zur Risikominderung kaum beeinflußt.

Durch verbesserte Analysenmethoden können die Vertrauensinter- valle dann verringert werden, wenn gegenüber den ursprünglichen Modellen der Einfluß ungenau bekannter Parameter abgebaut wird.

Eine unmittelbare Verringerung der Aussageunsicherheiten läßt sich praktisch nur durch eine genauere Kenntnis der Eingangs- daten und der maßgeblichen Einflußgrößen in den verschiedenen Teilschritten der Analyse erreichen.

Bei der Systemanalyse betrifft dies vor allem die Zuverlässig- keitskenngrößen, die zum Teil noch mit sehr großen Streubreiten verbunden sind.

Ähnliches gilt für wichtige Parameter im Unfallfolgemodell, wie die Ablagerungsgeschwindigkeiten für Spaltprodukte, die Ausbrei- tungsparameter und die Dosis-Wirkungs-Beziehungen.

Ich möchte nun einige mir wichtig erscheinende Punkte heraus- greifen und diskutieren, welche Forschungsvorhaben dazu beitra-

gen können, Risiken zu vermindern oder zu einer genaueren Risikoermittlung zu kommen.

Hierzu zwei generelle Bemerkungen:

Es kann hier nicht darum gehen, Anregungen zu geben, die zu einer völlig neuen Bewertung des Forschungsprogramms führen.

Laufende und geplante Forschungsvorhaben werden ohnehin - soweit wie das praktisch möglich ist - ständig am neuesten Stand von Wissenschaft und technischer Erfahrung ausgerichtet.

Man sollte daher nicht erwarten, daß sich aus den Ergebnissen der Risikostudie umwälzende Schlußfolgerungen ergeben.

Vor allem der TMI-Störfall hat zu einer neuen Akzentsetzung in der Reaktorsicherheit und in der Forschung geführt.

Es ist wohl mehr als ein Zufall, daß die Schlußfolgerungen, die aus TMI und die sowohl aus der amerikanischen als auch aus der deutschen Risikostudie gezogen werden können, in mehrfacher Hinsicht sehr ähnlich sind.

Auch von daher ist zu erwarten, daß Konsequenzen, die aus der Risikostudie gezogen werden können, vielfach schon vorweggenommen oder doch in der Diskussion sind.

Die zweite Bemerkung:

Die Erfahrungen aus der Studie zeigen, daß Fortschritte nicht nur durch hochwissenschaftliche Forschung, sondern vielfach nur durch mühsame Kleinarbeit, von der Auflistung von Daten bis Durschsicht von Betriebsprotokollen und -vorschriften, erreicht werden können.

Im folgenden möchte ich zu den Schlußfolgerungen im einzelnen kommen und dabei, entsprechend den wesentlichen Teilschritten der Risikoanalyse, drei Bereiche unterscheiden:

1. Systemtechnik
und Störfallanalyse
2. Kernschmelzunfälle
und Spaltproduktfreisetzung

u n d

3. Unfallfolgen

Der letzte Punkt wurde ja eben bereits ausführlicher behandelt, so daß ich mich hier auf ein paar knappe Bemerkungen beschränken kann.

1. Systemtechnik
und Störfallanalyse

Der erste größere Teilschritt einer Risikoanalyse für Kernkraftwerke besteht darin, die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalls zu bestimmen.

Nach den Ergebnissen der Studie ist Kernschmelzen mit der relativ größten Häufigkeit durch solche nicht beherrschten Störfälle zu erwarten, die durch ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung oder durch Transienten ausgelöst werden.

Dabei sind in 2 von 3 Fällen menschliche Fehler für den Ausfall der Systeme verantwortlich, die zur Störfallbeherrschung erforderlich sind (Bild 2).

Dies weist daraufhin, daß die Untersuchung solcher mehr betriebsnahen Störfälle - stärker als bisher vielleicht eingeschätzt - eine wichtige Aufgabe der Reaktorsicherheitsforschung ist.

1.1 Häufigkeit störfallauslösender Ereignisse

In der Anlagentechnik muß es in erster Linie darum gehen, durch stetige Qualitätsverbesserung die Häufigkeit von Störungen so gering wie möglich zu halten.

Dies wirkt sich unmittelbar in einer Verminderung des Risikos aus.

Es ist aber schwierig, über diese allgemeine - und eher triviale - Feststellung hinaus, spezielle Empfehlungen für Forschungsvorhaben abzugeben, die auf eine Verbesserung der Basissicherheit abzielen.

Dies kommt vor allem daher, daß in der Risikostudie nicht alle denkbaren auslösenden Ereignisse einzeln behandelt, sondern in Klassen zusammengefaßt werden.

Der Einfluß von Einzelkomponenten wird deshalb kaum sichtbar.

Dagegen wird z.B. deutlich, daß für die Auslösung von Transienten die Sekundärseite doch eine erhebliche Rolle spielt.

Die Vorgänge in diesem Bereich sollten daher auch in der Forschung entsprechende Beachtung erfahren.

Für die Risikoermittlung sind die Häufigkeiten von Lecks und Transienten möglichst genau anzugeben.

In der deutschen Studie wurden die Häufigkeiten für Brüche und Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung unverändert aus der amerikanischen Studie übernommen.

Die Häufigkeit der Transienten, von denen ein wesentlicher Risikobeitrag erwartet werden kann, wurden aufgrund deutscher Betriebserfahrungen abgeschätzt.

Mit dem Ziel einer genaueren Risikoermittlung sollten die Betriebserfahrungen noch intensiver ausgewertet werden, um die bisher verwendeten Zahlen zu überprüfen und festzustellen, ob - vor allem bei Transienten - eine stärkere Differenzierung der störfallauslösenden Ereignisse notwendig ist.

1.2 Automatisierung und menschliches Fehlverhalten

Wie wir eben gesehen haben, weisen die Ergebnisse der Studie aus, daß menschliches Fehlverhalten ganz erheblich zur Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen beiträgt.

Dies ist zwar im vorliegenden Fall vor allem auf die spezielle Auslegung der Systeme zur Beherrschung kleiner Lecks in der Referenzanlage zurückzuführen.

Inzwischen konnte dieser Beitrag auch durch verhältnismäßig einfache Änderungen in der Anlage wesentlich reduziert werden.

Trotzdem bleibt aber festzuhalten, daß selbst bei weitgehender Automatisierung, wie sie in deutschen Kernkraftwerken realisiert ist, das Verhalten des Betriebspersonals von großem Einfluß auf das Risiko sein kann.

Hierzu einige Gedanken.

Es ist in vielen Fällen nicht einfach, zu entscheiden, ob Gegenmaßnahmen bei Störungen automatisiert werden sollten.

Der Ablauf der automatischen Schalthandlungen hat sich an dem - vorausgedachten - Ablauf der Störung zu orientieren.

Andererseits ist sehr genau zu analysieren, ob nicht Sequenzen auftreten können, bei denen die Automatik falsch reagiert.

In der Praxis treten dabei zwei Probleme auf.

Zum einen müssen mögliche unerwünschte Rückwirkungen erkannt werden.

Dies erfordert meist sehr tiefgehende Systemanalysen.

Zum zweiten können die notwendigen Systeme unter Umständen so kompliziert werden, daß man aus Sicherheitsgründen auf eine Realisierung verzichten muß.

Der Automatisierung sind mithin natürliche Grenzen gesetzt, Handeingriffe können nicht in beliebigem Umfang ersetzt werden.

Aus diesem Grunde spielt auch das Training des Betriebspersonals eine hervorragende Rolle.

Heute werden weltweit Untersuchungen mit dem Ziel durchgeführt, eine optimale Kombination zwischen den Kommunikationsmitteln und der Aufnahme- und Reaktionsfähigkeit des Operateurs zu finden.

Hierfür eignen sich besonders Untersuchungen des menschlichen Verhaltens mit Hilfe von Simulatoren.

Die Simulatoren müssen jedoch eine höhere Flexibilität besitzen als sie heute erreichbar ist.

Hier sind Weiterentwicklungen erforderlich.

Hinsichtlich der Kommunikationsmittel ist zu bemerken, daß der Operateur nur dann gezielt eingreifen kann, wenn er jederzeit ausreichende Informationen über den Prozeß und den Status der Anlage zur Verfügung hat.

Gerade in komplizierten Fällen muß aber die Information so transparent bleiben, daß die Situation möglichst rasch erfaßt werden kann.

Die Komplexität der Anlage und der sich gegenseitig beeinflussenden Prozesse erfordert aber ein ausgeklügeltes und leider auch sehr umfangreiches Instrumentierungssystem.

Um dem Operateur trotzdem eine überschaubare Informationsmenge darbieten zu können, ist die Zwischenschaltung von Analysesystemen notwendig.

Diese sollen einerseits einen Überblick über den Grundzustand der Anlage geben, andererseits eine rasche und gezielte Fehlersuche ermöglichen.

Zu verweisen ist hier auf die Entwicklung des Störungsanalyse-systems, von dem bei dieser Veranstaltung schon gesprochen wurde.

Außerdem befinden sich z.B. Systeme zur Kernüberwachung und die Verwendung von on-site-Simulatoren in der Entwicklung.

Was hier fehlt, ist ein integrales Konzept für eine Warte, das diesen Entwicklungen Rechnung trägt.

1.3 Störfalluntersuchungen

Ebenso wie die amerikanische Sicherheitsstudie stützt sich auch die deutsche Studie an vielen Stellen auf bereits vorhandene Untersuchungen.

Dies trifft vor allem für die Störfallanalysen zu.

So wurden für die Wirksamkeitsanforderungen an die Sicherheitssysteme die entsprechenden Untersuchungen und Festlegungen aus dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren weitgehend übernommen.

Für weitere Untersuchungen sollte eine realistischere Beschreibung der Störfallabläufe auf der Basis von "best estimate"-Rechnungen, verbunden mit Angaben zur Aussagesicherheit der Ergebnisse, angestrebt werden.

Man kann erwarten, daß dies zu einer genaueren Risikoabschätzung und insgesamt wohl auch zu einer Verminderung des rechnerisch ermittelten Risikos führen wird.

Vertiefte Störfalluntersuchungen sind vor allem für Transienten sowie kleine Lecks erforderlich.

Hier ergeben sich aus der Studie verschiedene Punkte, die sowohl eine Ausweitung der Analysen als auch eine Verbesserung der analytischen Modelle betreffen.

Eine Ausweitung der Analysen erscheint vor allem in folgenden Punkten sinnvoll:

- a) Die Betriebserfahrungen sind daraufhin auszuwerten, unter welchen Umständen aufgetretene Störungen zu schwerwiegenden Ereignisabläufen hätten führen können.

Beispiele, bei denen sich aus betrieblichen Störungen gravierende Abläufe entwickelten, sind die in den Anlagen GKN und KRB aufgetretenen Überspeisungen des Primärsystems.

Aufgrund dieser Auswertung kann dann die Liste der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse ergänzt werden.

- b) Der Einfluß von Systemfunktionen - vor allem aus dem betrieblichen Bereich - auf den Ablauf von Störfällen ist zu berücksichtigen.

Dies betrifft z.B. Steuer- und Regelsysteme, sowie Schutzbegrenzungen.

- c) Teilausfällen und zeitweiliger Ausfall wichtiger Systeme sind zu berücksichtigen.

Dabei ist insbesondere zu prüfen, ob ein Teilausfall oder zeitweiliger Ausfall ungünstiger sein kann als der vollständige Ausfall eines Systems.

In der Studie werden auch solche Vorgänge durch das recht grobe Raster des vollständigen Kernschmelzens miterfaßt.

Damit soll eine Abschätzung des Risikos erreicht werden, ohne Zwischenstufen zwischen ausreichender Kernkühlung und vollständigem Kernversagen eigens behandeln zu müssen.

Dies hat natürlich zur Folge, daß sich auch nur sehr begrenzt Schlußfolgerungen über die bei Teilausfällen und vorübergehenden Ausfällen von Systemen zu behandelnden Phänomene ziehen lassen.

Eine stärkere Differenzierung der untersuchten Abläufe und die konsequente Einbeziehung von Zeitabhängigkeiten würde einen deutlich höheren Aufwand mit sich bringen, sowohl für die probabilistische Analyse als für die Untersuchung der physikalischen Abläufe.

Dies würde vor allem schnelle und flexible Simulationsmodelle voraussetzen, die auch stark gestörte Kernzustände behandeln können.

Auf der Seite der Probabilistik wäre zu überprüfen, ob hier durch neue Formalismen Fortschritte gegenüber den üblichen Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen erreichbar sind.

Was Transientenmodelle betrifft, will ich nur eine Fragestellung aufgreifen:

Bei vielen Transienten hängt der berechnete Störfallverlauf nicht nur von der Qualität der physikalischen Modelle ab, sondern auch wesentlich von der Berücksichtigung der prozeßsteuernden Systeme, d.h. der Regeleinrichtungen und Schutzbegrenzungen.

Die Einflüsse dieser Systeme müssen in der Störfallsimulation noch detaillierter als bisher berücksichtigt werden.

Für Transienten mit funktionierenden Sicherheitssystemen (z.B. Notstromfall, Ausfall der Hauptwärmesenke) ist auf Grund von Vergleichen mit Inbetriebnahmeexperimenten und mit aufgetretenen Störungen eine Überprüfung der Transientenmodelle möglich.

Hier unterstützen bereits laufende Forschungsvorhaben die Auswertung von Inbetriebnahmeversuchen und der besonderen Vorkommnisse während des Betriebs.

Für extreme Anlagenzustände, die sich aus Transienten bei einem unterstellten Ausfall von Sicherheitssystemen ergeben, können die Rechenmodelle im allgemeinen nicht mehr anhand von Betriebserfahrungen überprüft werden.

Hier sind zusätzliche theoretische - und evtl. abstützend experimentelle - Forschungsvorhaben notwendig.

2. Kernschmelzen und Spaltproduktfreisetzung

Der zweite Komplex einer Risikoanalyse befaßt sich mit der Untersuchung von Kernschmelzunfällen und ihren Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter. im einzelnen handelt es sich um folgende Probleme

- das Schmelzen des Reaktorkerns und das Verhalten der Schmelzmasse,
- die Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter bis hin zu einem möglichen Versagen,
- die Spaltproduktfreisetzung aus dem Brennstoff in den Sicherheitsbehälter, das Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter und die Freisetzung in die Umgebung.

Über die laufenden und geplanten Forschungsvorhaben zum Problemkreis "Kernschmelzen" wurde auf dieser Tagung bereits ausführlich berichtet.

Ich möchte daher hier nur einige Probleme und Anregungen diskutieren, die aus der Sicht der Studie besonders wichtig erscheinen.

2.1 Brennstabverhalten und Freisetzungsfaktoren

Die Notwendigkeit, auch Zustände zwischen ausreichender Kernkühlung und vollständigem Schmelzen zu untersuchen, ist im Rahmen der Risikostudie bereits im Zusammenhang mit der Störfallanalyse für kleine Lecks - und nicht erst seit TMI - erkannt worden.

Allerdings hat der TMI-Störfall die Bedeutung derartiger Untersuchungen nachdrücklich unterstrichen.

Nach bisheriger Kenntnis ist im Verlauf des TMI-Störfalls der Reaktorkern zeitweise bis unter Kernmitte freigelegt worden.

Der Kern ist soweit aufgeheizt worden, daß sicher ein größerer Anteil von Brennstabhüllen geborsten und durch Oxidation zumindest im mittleren und oberen Bereich stark versprödet ist.

Weiter muß angenommen werden, daß in einigen Teilbereichen Brennstoffschmelzen eingesetzt hat.

In der Risikostudie wurde für Ereignisabläufe, die dem TMI-Störfall entsprechen, angenommen, daß sie zum vollständigen Schmelzen des Kerns führen.

Der tatsächliche Unfallablauf zeigt aber, daß für eine genauere Risikoermittlung differenziertere Untersuchungen notwendig sind. Hierfür sind Modelle erforderlich, die eine Berechnung des Schadensumfanges am Reaktorkern abhängig von der Entwicklung der Kühlungsverhältnisse im Reaktorkern ermöglichen.

Dabei ist auch das Brennelementverhalten bei relativ langsam ablaufenden Transienten zu untersuchen, die von Betriebstemperaturen ausgehend zu einer steten Aufheizung bis zur Schmelztemperatur der Zirkaloy-Hüllrohre und zur Ausbildung lokaler Schmelzzonen führen können.

Zum anderen ist in diesem Zusammenhang die Spaltproduktfreisetzung im Verlauf eines Kernschmelzunfalles zu bestimmen.

Im allgemeinen erfolgt die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Brennstoff über einen längeren Zeitbereich und in mehreren Phasen.

Dabei können sich die Freisetzungsraten der einzelnen Spaltprodukte aufgrund der verschiedenen physikalischen und chemischen Eigenschaften erheblich unterscheiden.

In der deutschen Risikostudie wurden für die verschiedenen Phasen der Freisetzung die in der amerikanischen Studie angesetzten Freisetzungsraten übernommen.

Aus neueren deutschen Untersuchungen - bisher wurden in mehr als 200 Experimenten die Freisetzungsraten von etwa 20 Spaltprodukten ermittelt - kann der vorläufige Schluß gezogen werden, daß die verwendeten Werte eher zu einer Überschätzung der Freisetzung führen.

Allerdings kann beim gegenwärtigen Stand der experimentellen Ergebnisse noch nicht endgültig belegt werden, wieweit für alle relevanten Isotope die verwendeten Freisetzungsfaktoren realistisch sind.

Auch die Auswertungen des TMI-Störfalles zu diesem Problem sind noch nicht abgeschlossen, sie lassen derzeit noch keine definitiven Aussagen zu.

2.2 Belastungen des Sicherheitsbehälters

Die Ergebnisse der Studie zeigen, daß der Sicherheitsbehälter auch bei einem Kernschmelzunfall die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung in den meisten Fällen stark begrenzt.

Mit großer Wahrscheinlichkeit ist nach einem Kernschmelzen ein Versagen des Sicherheitsbehälters frühestens einen Tag nach Störfalleintritt zu erwarten, wenn die Stahlhülle dem sich aufbauenden Überdruck nicht mehr standhalten kann.

In dieser Zeitspanne wird ein erheblicher Teil der aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre ausgeschieden bzw. abgelagert.

Dazu kommt der radioaktive Zerfall, der bei den kurzlebigen Isotopen zu einer erheblichen Verringerung der Aktivitätskonzentration führt.

Durch diese Effekte wird die Aktivitätsfreisetzung nach außen soweit begrenzt, daß für diesen Unfallablauf - auch bei ungünstigen Wetterbedingungen - keine Frühschäden berechnet wurden.

Eine weitere Verminderung des Risikos durch derartige Unfallabläufe könnte dann erreicht werden, wenn durch entsprechende Vorkehrungen der Druckaufbau begrenzt und damit auch längerfristig ein Versagen des Sicherheitsbehälters verhindert wird.

Hier werden verschiedene Maßnahmen diskutiert, von einer kontrollierten Druckbelastung über Filter über eine Entlastung in ein Druckabbausystem bis zu einem im Ringraum installierten Sprühsystem für die Stahlhülle.

Das letztgenannte Konzept hat den wesentlichen Vorteil, daß der Druck begrenzt werden kann, ohne daß aktivitätsführendes Medium aus dem Sicherheitsbehälter entfernt werden muß.

Hier sind Untersuchungen notwendig über Wirksamkeit und Realisierbarkeit eines solchen Systems.

Zu größeren Aktivitätsfreisetzungen könnte es kommen, wenn der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist, z.B. durch Ausfall des Gebäudeabschlusses, oder in anderer Weise frühzeitig versagt.

Neben der Zuverlässigkeit der Abschlußorgane spielt dabei auch die Frage eine Rolle mit welcher Wahrscheinlichkeit ein Strukturversagen zu erwarten ist. Es sollte überprüft werden, ob die derzeit laufenden Untersuchungen zur Strukturzuverlässigkeit soweit ausgereift sind, daß sie für die Risikoanalyse herangezogen werden können.

Aus der Sicht der Studie sind hier aber auch weitere Untersuchungen zur Dampfexplosion sowie zum Einfluß der Wasserstoffbildung auf die Belastung des Sicherheitsbehälters notwendig.

Eine Dampfexplosion könnte auftreten, wenn der geschmolzene Kern in das Restwasser im unteren Teil des Reaktordruckbehälters abstürzt.

In der Studie wurde angenommen, daß ein solcher Vorgang mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 2 % zum frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führt. Dies entspricht der in der amerikanischen Studie getroffenen Annahme.

Vorläufige Modellrechnungen im Rahmen der deutschen Studie zeigten, daß die bei einer Dampfexplosion freigesetzte Energie mit größter Wahrscheinlichkeit vom Reaktordruckbehälter aufgenommen werden kann.

Eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters infolge einer Dampfexplosion ist daher nicht zu erwarten.

Allerdings kann sie bisher nicht mit absoluter Sicherheit ausgeschlossen werden.

Um diesen Nachweis zu führen, werden noch wesentlich genauere Untersuchungen notwendig sein.

In den Ergebnissen der Studie wurde der Unfallablauf "Dampfexplosion" für eine obere Abschätzung möglicher Unfallfolgen berücksichtigt.

Bild 3 zeigt den Einfluß dieser Annahme auf die Ergebnisse der Studie.

Dargestellt sind hier die Risikokurven für Fröhschäden jeweils mit und ohne Berücksichtigung der Dampfexplosion.

Zusätzlich ist noch eine Parametervariation im Unfallfolgenmodell dargestellt, die hier aber nicht von Interesse ist.

Für den unteren Kurvenverlauf wurde die Dampfexplosion nicht berücksichtigt.

Im Bereich geringerer Schäden ergibt sich damit nur eine geringfügige Verminderung der Eintrittshäufigkeit, da solche Schäden auch aus anderen Unfallabläufen resultieren können.

Andererseits wird das Schadensausmaß, insbesondere der berechnete Maximalschaden, doch deutlich reduziert, wenn die Dampfexplosion ausgeschlossen werden kann.

Dieses Beispiel soll zeigen, wieweit verbesserte Analysemethoden und neuere Ergebnisse der Sicherheitsforschung die Ergebnisse von Risikoanalysen beeinflussen können.

Sie können dazu beitragen, pessimistische Annahmen in den verschiedenen Schritten einer Risikoanalyse abzubauen und damit das ermittelte Risiko zu vermindern.

Kann die Dampfexplosion ausgeschlossen werden, ist allerdings umso sorgfältiger zu prüfen, inwieweit während eines Kernschmelzunfalls andere Belastungen auftreten können, die die Integrität des Sicherheitsbehälters unmittelbar gefährden.

Das bedeutet vor allem, daß dann das Wasserstoffproblem und seine Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter genauer zu untersuchen sind.

Näher zu untersuchen sind auch Belastungen, die nach Kernschmelzen unter Innendruck auftreten können.

2.3 Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter

Wie bereits erwähnt wurde, beruht die schadensmindernde Wirkung des Sicherheitsbehälters nicht zuletzt darauf, daß ein erheblicher Teil der Spaltprodukte, die zunächst in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters gelangen, natürlichen Abscheidungs- und Ablagerungsprozessen unterliegt.

Während Edelgase und organisches Jod praktisch vollständig in der Atmosphäre verbleiben, stellt sich bei elementarem Jod aufgrund von Austauschereffekten zwischen gasförmiger und flüssiger Phase ein Gleichgewichtszustand ein.

Innerhalb mehrerer Stunden sinkt dabei die luftgetragene Konzentration an elementarem Jod auf rund 1 % der ursprünglichen Werte.

Bei den Aerosolen bewirken dagegen Agglomeration, Sedimentation und andere Effekte eine stetige Verminderung der Konzentrationen in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre.

Die Spaltproduktkonzentration zum Zeitpunkt des Versagens des Sicherheitsbehälters ist von entscheidendem Einfluß auf die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung und damit auf das berechnete Schadensausmaß.

Für die Simulation des Spaltproduktverhaltens steht bisher mit dem Rechenprogramm CORRAL nur ein relativ einfaches Modell zur Verfügung.

Zur Zeit laufen bereits Arbeiten, den von der KFK entwickelten Code NAUA in CORRAL zu integrieren, um damit das Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter genauer simulieren zu können.

Dies ist besonders deshalb wichtig, da ein erheblicher Teil der Strahlenbelastung in der Umgebung durch die am Boden abgelagerten Aerosole verursacht wird.

Experimente zum Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter werden bisher nur zur Modellüberprüfung, d.h. im kleineren Maßstab durchgeführt.

Wegen der Bedeutung der Phänomene für die Risikobeurteilung sollte geprüft werden, ob auch Experimente in größerem Maßstab durchzuführen sind.

Dabei sind nach Möglichkeit auch "unruhige" Zustände der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre einzubeziehen, die z.B. durch eine Wasserstoffverpuffung verursacht werden können und die Ablagerungsvorgänge u.U. erheblich beeinflussen.

Daneben sollte auch das Verhalten des elementaren Jod intensiver untersucht werden.

3. Unfallfolgen

Das Kapitel "Berechnung der Unfallfolgen" möchte ich hier nur ganz kurz ansprechen.

Wir hatten heute nachmittag bereits Gelegenheit, uns mit diesem Thema ausführlicher zu befassen.

Die Sicherheitsforschung kann hier Modellverbesserungen bringen, die eine genauere Risikoermittlung erlauben.

Auswirkungen auf das tatsächliche Risiko sind nur sehr begrenzt zu erwarten, etwa durch eine Optimierung der Notfallschutzplanung, möglicherweise auch durch Rückwirkungen auf die Anlagen-gestaltung.

Für die Risikoermittlung wäre es aber sehr wichtig, möglichst realistische Aussagen über die Durchführbarkeit von Notfallschutz- und -gegenmaßnahmen zu erarbeiten.

Es könnte auch nützlich sein, das in der Studie verwendete Unfallfolgenmodell, gegebenenfalls nach Überarbeitung und Erweiterung, für Optimierungsstudien in der Notfallschutzplanung einzusetzen.

Es hat sich in der Studie als besonders schwierig erwiesen, die Schwellenwerte für die Auslösung von Notfallmaßnahmen so festzulegen, daß ein vernünftiger Kompromiß zwischen Aufwand und Effekt der Maßnahmen erreicht wird.

Dabei spielt auch eine Rolle, daß gerade an kritischen Punkten wesentliche, die Strahlenbelastung reduzierende Effekte nicht berücksichtigt werden.

So ist bisher kein Regenablaufmodell enthalten.

Gerade bei Regen über dichtbesiedelten Gebieten, d.h. über Städten, werden relativ große Schäden berechnet.

Das Modell nimmt hier an, daß ausgewaschene Spaltprodukte am Boden liegenbleiben.

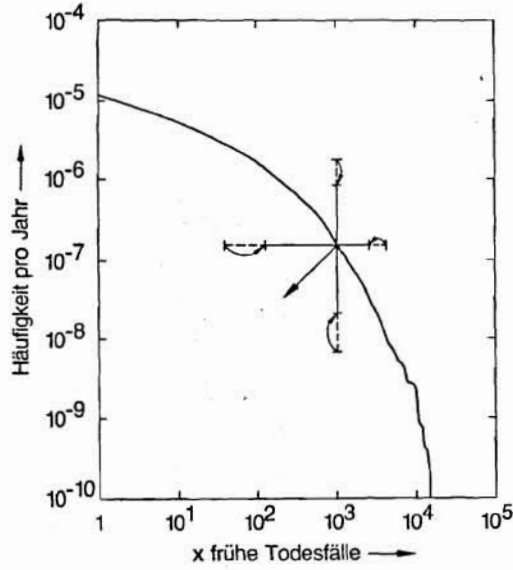
Dies trägt wesentlich zur Strahlenbelastung bei und ist in Gebieten mit Gebäuden, Straßen und einer effektiven Kanalisation sicher nicht realistisch

4. Schlußbemerkung

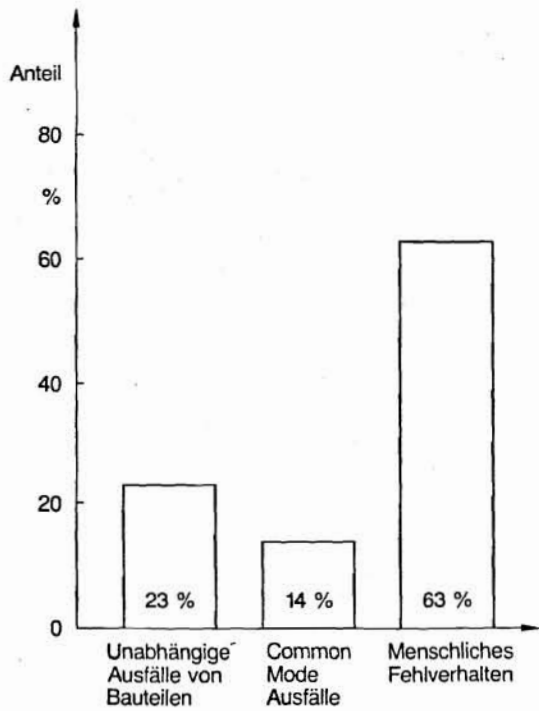
Abschließend möchte ich noch einmal darauf hinweisen, daß ich - dem Thema entsprechend - nur solche Schlußfolgerungen für die Sicherheitsforschung angesprochen habe, die sich ganz speziell aus der Deutschen Risikostudie ergeben.

Auch darüber hinaus stellen die Methoden der Risikostudie ein Instrumentarium dar, das für die Forschungsplanung und Forschungs-

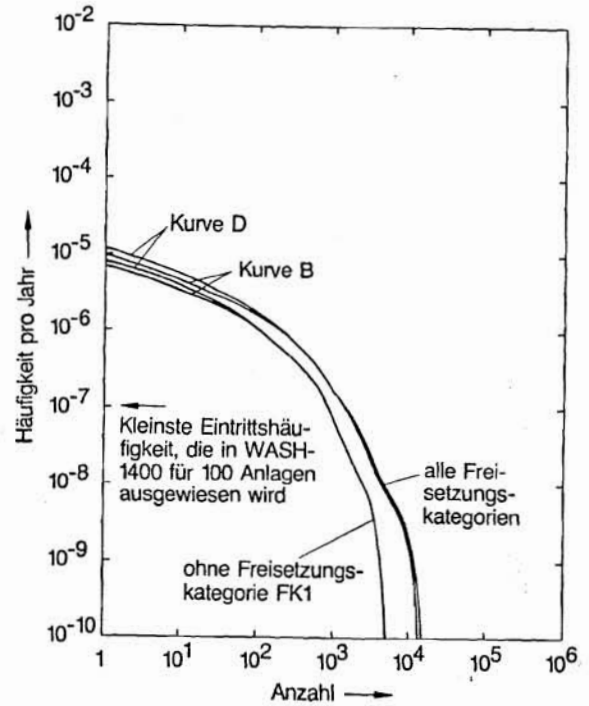
steuerung stärker genutzt werden kann, vor allem, um sinnvolle Prioritäten zu setzen und eine Auffächerung der zu untersuchenden Probleme zu ermöglichen.



KOMPLEMENTÄRE HÄUFIGKEITSVERTEILUNG DER FRÜHEN TODESFÄLLE PRO JAHR FÜR 25 ANLAGEN (BALKEN: 90 % VERTRAUENSBEREICHE)



RELATIVE BEITRÄGE UNTERSCHIEDLICHER AUSFALLARTEN ZUR KERNSCHMELZHÄUFIGKEIT



HÄUFIGKEITSVERTEILUNGEN FÜR FRÜHE TODESFÄLLE (25 ANLAGEN)

DISKUSSION

R. R a t k a (IFEU, Heidelberg):

Herr Professor Birkhofer, Sie haben bereits letztes Jahr im August die Ergebnisse der deutschen Risikostudie vorgestellt.

Warum wurden die dazugehörigen acht Fachbände bis heute nicht veröffentlicht?

Wann werden diese Fachbände veröffentlicht?

A. B i r k h o f e r (GRS):

Aufgrund der knappen Personalsituation bei der GRS und auch bei anderen beteiligten Institutionen war es leider nicht möglich, die angekündigten Fachbände kurzfristig nach Veröffentlichung des Hauptbandes fertigzustellen.

Die Arbeiten sind nunmehr aber soweit fortgeschritten, daß mit der Veröffentlichung ab Sommer dieses Jahres gerechnet werden kann.

6. SCHLUSSWORT

K.-H. Krewer ¹⁾

Wir haben hier in zwei Tagen das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm des Bundesministers für Forschung und Technologie in all seiner Breite, nicht mit dem Tiefgang, den sich vielleicht mancher von uns gewünscht hätte, dafür aber doch wirklich sehr breit vorgetragen bekommen. Es hat eine Reihe von Diskussionen gegeben, nicht nur in diesem Raume und im Anschluß an die Vorträge, sondern auch in den Pausen. Und ich muß sagen, daß ich mit dem Ergebnis, was diese Diskussionen, die Bemerkungen und kritischen Anregungen angeht, sehr zufrieden war. Wir haben eine ganze Reihe interessanter Aspekte zu hören bekommen. Wichtig war in diesem Zusammenhang die Breite der Themen, die hier diskutiert werden konnten. Spezialsitzungen, in denen Teilgebiete vertieft behandelt werden, gibt es ja die Fülle. Die Diskussion, etwas interdisziplinär geführt, bringt sicherlich viele Vorteile für beide Seiten.

Meine Damen und Herren, ich danke Ihnen für Ihre Mitwirkung, für Ihr Interesse, das Sie dieser Tagung entgegengebracht haben. Ein Blick in die Teilnehmerliste hat mir gezeigt, daß doch ein sehr breiter Interessenskreis sich hier zusammengefunden hat. Ich hoffe, daß wir Ihnen mit dieser Tagung das vermitteln konnten, was unsere Absicht war: Einen Eindruck in die Vielfältigkeit dessen, was wir tun, was wir getan haben, einige Tendenzen aufzuzeigen, wie wir uns den weiteren Fortgang der Arbeiten auf dem Reaktorsicherheitsforschungsgebiet vorstellen, aber auch einen gewissen Eindruck von der Fülle der Arbeiten, die noch vor uns liegen, und es wird jedem sehr schnell verständlich sein, daß dies Aufgaben sind, die sehr langfristiger Natur sind, die sehr teuer sind, die sehr viel Kapazität beanspruchen, und dies sind eigentlich alle Gebiete, auf denen wir immer wieder mit Engpässen zu kämpfen haben. Man kann auf diesem Gebiet wie auch auf vielen anderen keine Wunder vollbringen. Wir bemühen uns aber, und die Risikostudie, über die wir zuletzt gesprochen haben, wird uns da sicherlich ein gutes Stück weiterhelfen, prioritäre Dinge mit dem gebotenen Nachdruck anzugeben und dafür zu sorgen, daß die Kernenergienutzung in unserem Lande so sicher wird, wie wir uns das alle erwünschen und erhoffen dürfen.

Ich möchte mich ganz besonders bedanken bei den Rednern und Co-Autoren und bei den Diskussionsleitern, die sich sehr erfolgreich bemüht haben, den Zeitrahmen, der gesetzt war, einzuhalten. Ich möchte dies ganz besonders hervorheben, denn in derartigen Tagungen ist es beinahe die Regel, daß Zeiten überzogen werden. Dies war hier nicht der Fall.

Ich möchte mich zum Schluß auch noch einmal ganz herzlich bedanken bei der GRS, die die viele Kleinarbeit, die zum Gelingen dieser Tagung notwendig war, unternommen hat, und ich glaube, daß sie auch in diesen Vorbereitungen und im Durchführen der Tagung gezeigt hat, daß sie dieser Aufgabe gerecht geworden ist.

1) Ministerialrat K.-H. Krewer, Bundesministerium für Forschung und Technologie, Bonn

