

Jahresbericht 1978  
Gesellschaft  
für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH

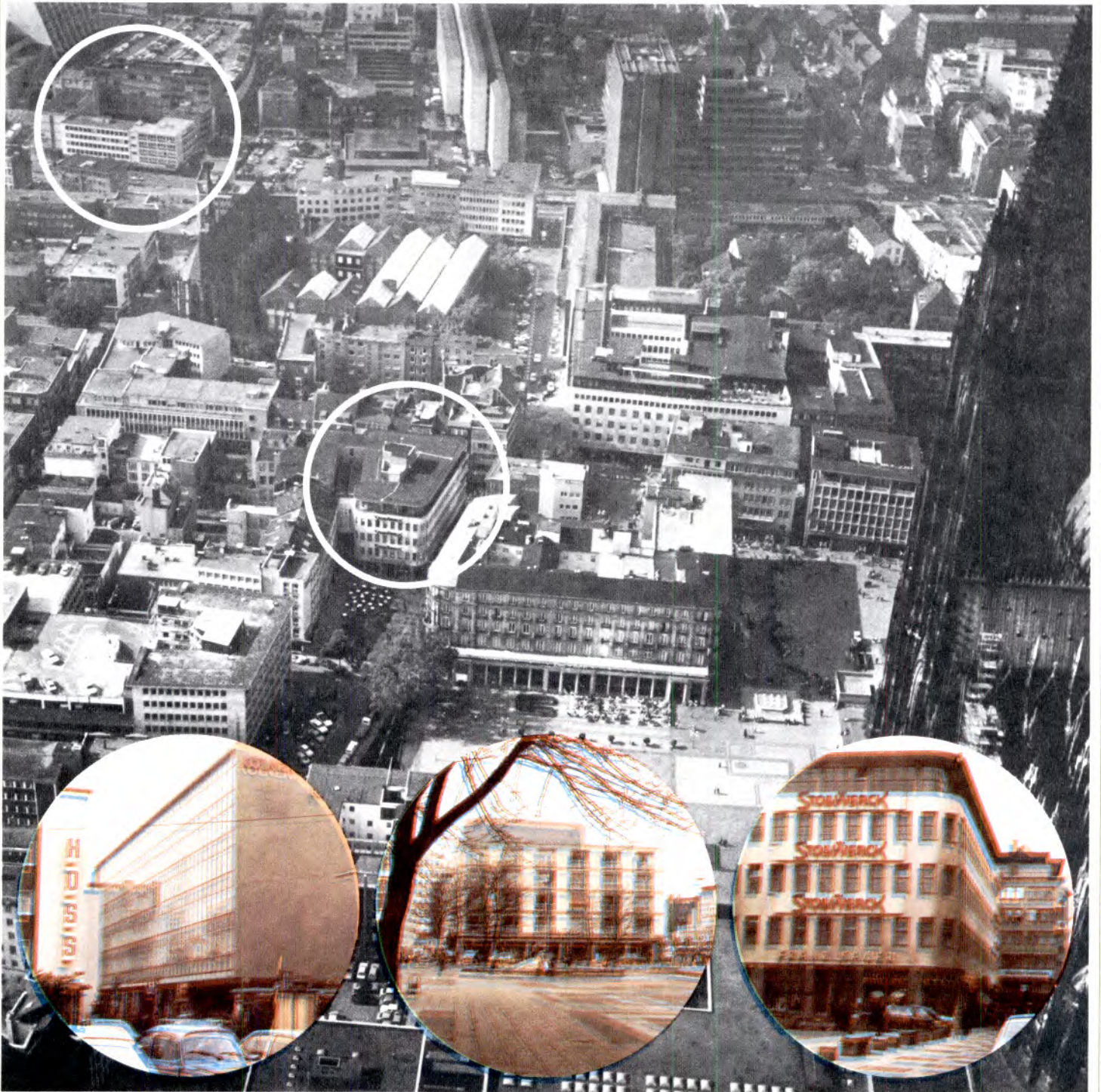




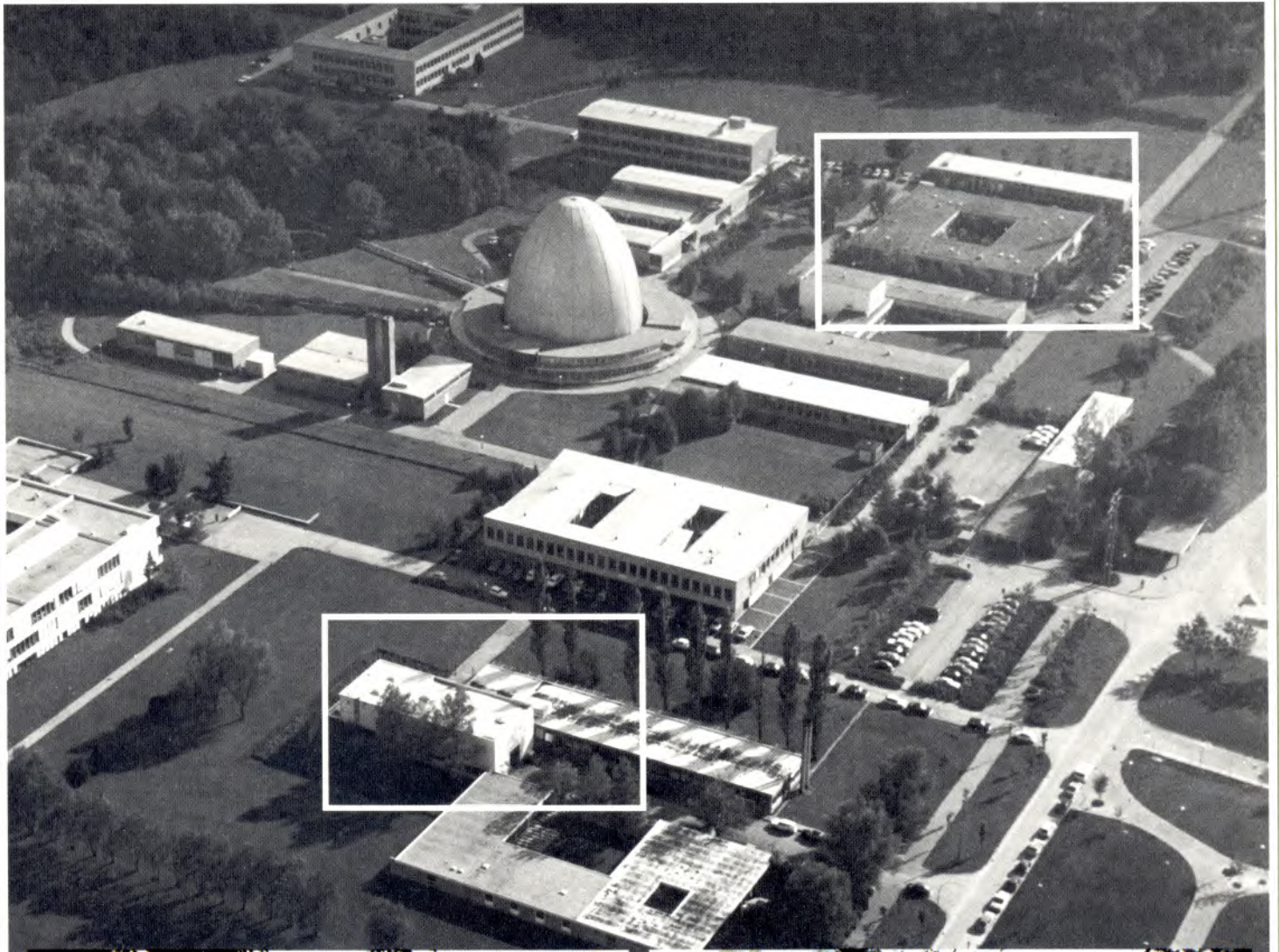
# Jahresbericht 1978

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
Glockengasse 2  
5000 Köln 1  
Telefon (02 21) 2 06 81  
Telex 8881 807 grs d









Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit  
Genehmigung der Gesellschaft für Reaktor-  
sicherheit (GRS) mbH, Glockengasse 2,  
5000 Köln 1



<b>1. Einführung</b>	<b>9</b>
<b>2. Projektbetreuung und ihre Aufgaben</b>	<b>11</b>
<b>3. Datenverarbeitung</b>	<b>19</b>
3.1 Die neue Datenverarbeitungsanlage AMDAHL 470	19
3.2 Programmierung	24
<b>4. Arbeitsschwerpunkte</b>	<b>25</b>
4.1 Berücksichtigung der Wechselwirkung von Struktur und Fluid in fortschrittlichen Rechenmethoden zur Reaktor-Komponenten-Beurteilung	25
4.2 HDR-Versuchsreihe DIV-I	31
4.3 Standardprobleme	35
4.4 Reaktorverhalten bei Betriebsstörungen und Störfällen	38
4.5 Rechnergestützte Störungsanalyse	40
4.6 Zur Erdbebensicherheit: Stochastische Schwingungsanalyse maschinentechnischer Systeme	42
4.7 Einflußgrößen bei der Ermittlung von Gebäudeantwortspektren	45
4.8 Simulation von Dampfexplosionen	49
4.9 Mathematik und Informatik	53
4.10 Strahlenschutzaspekte bei Fusionskraftwerken	56
4.11 Handbuch zur Kritikalität	59
4.12 Forschungsbetreuung	61
4.13 Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren erforderliche Informationen	65
4.14 Kernenergie-Kontroverse	67
4.15 GRS-Einweisungsseminar	69
<b>5. Geschäftsstellen</b>	<b>71</b>
5.1 RSK-Geschäftsstelle	71
5.2 SSK-Geschäftsstelle	76
5.3 KTA-Geschäftsstelle	78
<b>6. Zweites GRS-Fachgespräch »Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken«</b>	<b>83</b>
<b>7. Verwaltung</b>	<b>85</b>
<b>8. Veröffentlichungen und Vorträge</b>	<b>91</b>
8.1 GRS-Berichte	91
8.2 Stellungnahmen zu Kernenergiefragen	91
8.3 Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften	91
8.4 Vorträge	95





# 1. Einführung

Die Gesellschaft für Reaktorsicherheit blickt auf ein arbeitsreiches Jahre 1978 zurück. War das Jahr 1977 stärker von bewußten Entscheidungen im kerntechnischen Bereich und in der GRS geprägt, so schloß sich daran ein Zeitraum verschiedener, vor allem zur Kenntnis zu nehmender Ereignisse und Entwicklungen außerhalb und der Konsolidierung innerhalb der GRS an.

Während westliche und östliche Nachbarn der Bundesrepublik weiterhin – zum Teil ausschließlich – Kernkraftwerke bauen und Mitte der achtziger Jahre bis zu 50 % ihrer Elektrizität nuklear erzeugen wollen, geht die Entwicklung der deutschen Kernkraftprojekte nur zögernd voran. Dabei spielen sachliche Gründe offensichtlich nur eine zweitrangige Rolle, da der technische und wissenschaftliche Standard auch im internationalen Vergleich als gehoben bezeichnet werden muß. Gerade unter diesen Randbedingungen ist es eine besondere Verpflichtung der GRS, als neutrale und besonders sachverständige Institution zu wirken. Die Vorgänge in Österreich haben gezeigt, daß es fraglich ist, sachverständiges Urteil der Verantwortlichen durch Plebiszite ersetzen zu wollen.

Die GRS hat sich auch 1978 bemüht, ihre Neutralität in der Kernenergie-debatte dadurch sicherzustellen, daß sie technisch-wissenschaftliche Sachverhalte und Zusammenhänge vorurteilsfrei dargestellt und unter Nennung der jeweils einschlägigen Kriterien beurteilt hat. Diese Kriterien sind am Schutzzweck des Atomgesetzes orientiert. Ihre Einhaltung – besonders der Wert der Strahlenschutzverordnung – wird über die gutachterliche Beurteilung hinaus häufig einer gerichtlichen Überprüfung unterzogen.

Die Gerichte haben im Berichtsjahr wiederholt bestätigt, daß die Sicherheit der Kernenergieanlagen, der Schutz der Bevölkerung vor den Gefahren durch diese Anlagen und die Rechtsgrundlage des Genehmigungsverfahrens so beschaffen sind, daß keine Veranlassung besteht, die Rechtmäßigkeit der erteilten Genehmigungen zu bezweifeln. In diesem Zusammenhang sei besonders auf die vom Bundesverfassungsgericht am 8. Dezember 1978 verkündeten Leitsätze (zum Beschluß des zweiten Senats vom 8. August 1978) verwiesen, in denen grundsätzliche und klare Aussagen zum Problem der Zumutbarkeit technischer Risiken getroffen wurden.

Von verschiedener Seite wird die Forderung erhoben, sogenannte kritische Wissenschaftler am Beratungs- und Entscheidungsprozeß der kerntechnischen Genehmigungsverfahren zu beteiligen. Damit wird der unrichtige Eindruck erweckt, die

bisher zugezogenen Sachverständigen seien unkritisch und voreingenommen. Wesentliche Voraussetzung für eine kritische Beurteilung aber ist ausgeprägter Sachverstand. Jeder Gutachter ist darin verpflichtet, mit wissenschaftlich fundierten Begründungen den Umfang der notwendigen Sicherheitsmaßnahmen festzulegen. Diese kritische Festlegung kann aber nicht von Wissenschaftlern erwartet werden, die ihre Gegnerschaft zum Ausgangspunkt und zur Begründung ihrer Arbeit machen. Gleiches gilt für unkritische Befürworter. Neutralität im Urteil läßt sich auch durch eine Mischung aus Befürwortern und Gegnern nicht ersetzen, wenn diesen die unabdingbare fachliche Qualifikation fehlt.

Auf verschiedene besondere Vorkommnisse hat es in der Öffentlichkeit ein großes Echo gegeben. Die Ursachen hierfür lagen nicht in einer akuten Gefährdung, sondern zum Teil in der mangelnden Transparenz der zu diesen Vorkommnissen verfaßten Störfallberichte sowie in unzureichender Darstellung in den Medien. Dem kann die in der GRS angesiedelte bundeszentrale Störfallmeldestelle trotz größter Sorgfalt bei ihrer Arbeit nicht entgegenwirken, weil sie ihrem Auftrag gemäß nur die Bundesbehörde unterrichtet. Die im Jahresbericht 1978 enthaltenen Beiträge stellen nur einen Auszug unserer Tätigkeit dar. Die Schwerpunkte der Arbeit lagen auf den Gebieten der theoretischen Ermittlung der Strahlenbelastung, bedingt durch den Betrieb kerntechnischer Anlagen, der Kritikalitätssicherheit bei Lagerung und Handhabung von Kernbrennstoffen und der Programmentwicklung zur Berechnung störfallbedingter Ereignisabläufe. Weiterhin ist die Risikostudie zu nennen, die unter der Federführung und Mitarbeit der GRS erstellt wird. Diese Studie soll zur Beurteilung der mit der Kernenergienutzung verbundenen Risiken dienen und ist in der Phase A, zu der im Berichtszeitraum wesentliche Studien durchgeführt worden sind, praktisch abgeschlossen. Im August 1978 wurde unserer Gesellschaft die Projektträger-

schaft Reaktorsicherheitsforschung vom Bundesminister für Forschung und Technologie übertragen. Dies bedeutet die Vorbereitung und Abwicklung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung und die Betreuung von Vorhaben in fachlicher, sachlicher und verwaltungsmäßiger Hinsicht. Die aktive Mitarbeit in der Reaktor-Sicherheitskommission, in der Strahlenschutzkommission sowie im Kerntechnischen Ausschuß und die Betreuung der Geschäftsstellen für diese Kommissionen runden das von der GRS übernommene Aufgabenspektrum ab. Insgesamt war die GRS 1978 mit Arbeit nicht nur ausgelastet, sondern auf Grund personeller Engpässe überlastet. Wir erwarten aber, daß insbesondere die Ende

dieses Jahres durchgeführte Neuorganisation eine weitere Effizienzsteigerung und somit eine Entlastung bewirken wird. Bei der Neuorganisation wurden im wesentlichen bestehende Abteilungen unter Bereinigung der Aufgabenvielfalt nach fachlichen Gesichtspunkten zu geschlossenen Fachbereichen zusammengefaßt. Dabei wurde bewußt in Kauf genommen, daß auch ortsübergreifende Fachbereiche entstanden. Der Nachteil der räumlichen Trennung wird durch den Vorteil der engeren Verflechtung der beiden Betriebsteile Köln und Garching und den dadurch gegebenen intensiveren Gedankenaustausch mehr als ausgeglichen.

Besonderer Dank gilt den Freunden und Partnern der GRS für ihre immer wieder bereitwillig gezeigte Zusammenarbeit, Hilfe und Verständnis. Das Jahr 1978 hat uns viele große Aufgaben und das notwendige Rüstzeug für die Zukunft gebracht. Wir werden alles daransetzen, daß die GRS diese Chancen für eine sichere Kerntechnik nutzt.



A. Birkhofer  
Geschäftsführer



O. Kellermann  
Geschäftsführer



# 2. Projektbetreuung und ihre Aufgaben

Die Projektbetreuung koordiniert in unserem Unternehmen alle in den Fachbereichen durchzuführenden Vorhaben im Hinblick auf die vertragliche, kosten- und terminmäßige Erfüllung und führt bei übergreifenden Aufgaben die interne und externe fachliche Abstimmung durch. Im Berichtsjahr 1978 wurde das Gesamtaufgabenvolumen in den bestehenden drei Aufgabenschwerpunkten

- Erstellung von Gutachten und Stellungnahmen für kerntechnische Anlagen,
- genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den Bundesminister des Innern (BMI) zu kerntechnischen Einrichtungen,
- Mitarbeit an den Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit, vornehmlich für den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT),

nur in geringem Umfange ausgeweitet. Von den im Mittel eingesetzten 280 Sachverständigen, wissenschaftlichen und technischen Mitarbeitern wurden etwa 375000 Leistungsstunden erbracht. **Tafel 1** zeigt eine Übersicht über den Auftragsumfang. Die **Tafeln 2 und 3** geben einen Überblick über die Bundesverträge zu den durchgeführten Beratungs-, Entwicklungs- und Forschungsvorhaben.

Die Vielzahl der parallelen Einzelvorhaben nach **Tafel 1** bewirkte, daß einige Teilaufgaben in terminlicher Sicht nicht immer gemäß den Wünschen der Auftraggeber erledigt werden konnten. Durch Organisationsanpassung in 1978 an sich abzeichnende Aufgabenschwerpunkte und durch eine gezielte Projektbetreuung wird jedoch unser Bemühen zukünftig noch verstärkt, Arbeitsengpässe flexibel abzufangen.

Die in den Einzelvorhaben erarbeiteten Ergebnisse werden vornehmlich in Auftragsberichten dokumentiert. Mehr als 150 dieser Auftragsberichte wurden im Berichtsjahr erstellt und den Auftraggebern zugeleitet, die über eine Weiterverteilung der Ergebnisse entscheiden.

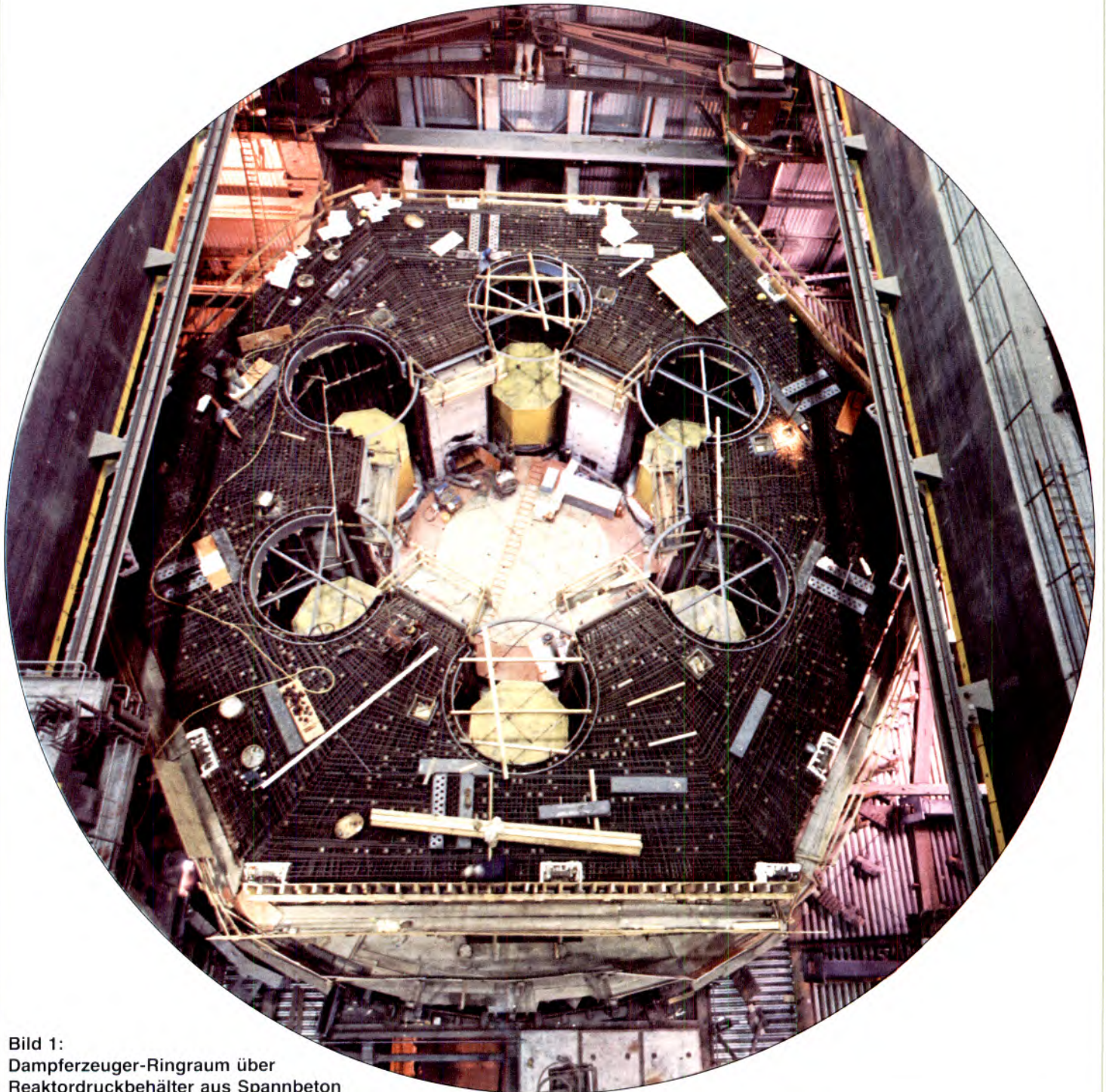
Im Rahmen der Gutachtenstätigkeit waren zwei Schwerpunktthemen vordringlich zu bearbeiten:

- Untersuchungen zur Anlagensicherung (Einwirkungen Dritter): Hier erforderte die Anpassung der in Betrieb befind-

lichen Anlagen an die neuen Sicherheitsanforderungen einen verstärkten Prüfaufwand, wobei eine Konsolidierung ab 1979 abzusehen ist.

- Radiologische Untersuchungen: Durch eine vertiefte Untersuchung spezifischer Belastungspfade in Verbindung mit standortspezifischen Kennwerten konnten hier die Detailaussagen deutlich verfeinert werden. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse bildeten die Grundlagen für die in den Verwaltungsgerichtsverfahren anstehenden Entscheidungen.





**Bild 1:**  
Dampferzeuger-Ringraum über  
Reaktordruckbehälter aus Spannbeton



Aufgabenart	Vorhaben / Verträge	Einzel- aufgaben	Anteil am Auftragsumfang
Gutachen	60	80	22 %
Fachberatung BMI	17	140	35 %
Forschungs- und Entwicklungsaufgaben BMFT und BMI	13	40	43 %
Gesamt:	90	260	100 % ≙ 375 000 h

**Tafel 1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang**

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 57	Restabwicklung früherer Arbeitsprogramme	1977/78
2	SR 67	Internationale Kontakte im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen	1976/78
3	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/78
4	SR 107	Wartungs- und Reparaturregeln für Kernkraftwerke, Vorschläge zur Festlegung zulässiger Reparaturzeiten für Sicherheitssysteme	1977/78
5	SR 115	Sammlung, Auswertung und Verbreitung in- und ausländischer Erkenntnisse über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und über den Strahlenschutz	1978/79
6	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließlich fachlicher Zuarbeit	1977/78
7	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/78
8	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/78
9	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/78
10	SR 120	Unterstützung des BMI in KTA-Angelegenheiten	1977/78
11	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/78
12	SR 122	Unterstützung des BMI im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, in der Auswertung von Sicherheitsforschungsvorhaben und in der Erstellung genehmigungsspezifischer Rechenprogramme	1977/78

Tafel 2: Bundesaufträge 1978 (Verträge mit BMI)



Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
13	SR 129	Durchführung und Koordination des Containment-Standard-Problems Nr. 1	1977/78
14	SR 135	Überprüfung von sicherheitstechnisch wichtigen Steuersystemen am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel	1977/78
15	SR 143	Entwürfe für Komponentenvorfertigungsverordnung und Atomrechtliche Meldepflichtverordnung	1977/78
16	SR 145	Mitarbeit an HTR-Sicherheitsstudie	1978/79
17	St.Sch. 667	SSK-Geschäftsstelle	1977/78
18	St.Sch. 670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/78

**Tafel 2: Bundesaufträge 1978 (Verträge mit BMI) (Fortsetzung)**

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 125	Erstellung eines Programms zur schnellen Übermittlung von Forschungsergebnissen	1974/78
2	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/80
3	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/80
4	RS 201 A	Zuverlässigkeitsbeurteilung für den Sicherheitseinschluß am Beispiel eines DWR	1977/78
5	RS 217	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von KKW mit DWR für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland	1976/78
6	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung	1977/79
7	RS 263	Analytische Tätigkeiten der GRS im Rahmen des BMFT-Sicherheitsprogramms	1977/79
8	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im KKW Biblis-B	1977/80
9	RS 292	Geräuschemessungen an Kernreaktoren im Frequenzbereich 1 KHz – 1 MHz	1977/78
10	RS 311	Best-estimate-Rechnungen für das erweiterte Arbeitsprogramm des Projekts Kernschmelzen	1977/79
11	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/80
12	RS 124	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/78
13	RS 350	Übernahme der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/81

Tafel 3: Bundesaufträge 1978 (Verträge mit BMFT)



Neben diesen Hauptthemen war unsere Gesellschaft an Teilgutachten für das Nukleare Entsorgungszentrum Gorleben, an Störfall- und Sicherheitsanalysen für den Schnellen Natriumgekühlten Reaktor (SNR 300) sowie in besonderem Umfang an den Sicherheitsgutachten für die Kernkraftwerksprojekte Krümmel, Grohnde, Mülheim-Kärlich und Unterweser beteiligt. Im Rahmen der genehmigungs- und aufsichtsspezifischen Fachberatung sind ebenfalls einige Arbeitsthemen von besonderer Bedeutung. Dazu gehören eine Überarbeitung der Maßnahmenkataloge und Lastenhefte zur Anlagensicherung, eine Verifikation verschiedener Analysemethoden durch Vergleichsrechnungen mit Experimenten (Qualifikation an Standardproblemen) und ein Ausbau im Hinblick auf Beratung und Unterstützung bei den Aufsichtsaufgaben, z. B. Sammlung und Auswertung besonderer Vorkommnisse, generelles Angehen von Nachrüstaufgaben.

Im Bereich der Forschungs- und Entwicklungsaufgaben konnten wichtige Programmentwicklungen im Bereich der Kern- und Anlagendynamik von Leichtwasserreaktoren weitgehend abgeschlossen werden.

Für sonstige Reaktortypen wurden und werden international entwickelte sicherheitsspezifische Programmsysteme den deutschen Konzepten angepaßt. Verstärkter Einsatz galt auch den internationalen Notkühlvorhaben 2D/3D zur Nachbildung des Flutvorganges nach einem Kühlmittelverluststörfall. Hier wird unsere Gesellschaft einen wesentlichen Anteil der Analysen übernehmen und hat dazu bereits den TRAC-Code verfügbar gemacht. Große Anstrengungen gelten auch einem neuen Leittechnik-Vorhaben, durch das eine dem Reaktorschutz vorgelagerte Leistungsverteilungsregelung und eine interaktive Störungsanalyse erreicht werden

soll. Langfristig kann der Einsatz dieser Entwicklung dazu dienen, menschliche Eingriffe, d. h. auch menschliches Fehlverhalten, zu minimalisieren. Im Berichtsjahr wurden ebenfalls die wesentlichen Teile der Sicherheitsanalyse zur deutschen Risikostudie durchgeführt, deren Veröffentlichung in Vorbereitung ist.





# 3. Datenverarbeitung

## 3.1 Die neue Datenverarbeitungsanlage AMDAHL 470

Für einen großen Teil der in unserer Gesellschaft zu bearbeitenden Aufgaben ist die Verwendung einer leistungsfähigen Datenverarbeitungsanlage von grundlegender Bedeutung. Die überwiegende Deckung des technisch-wissenschaftlichen Rechenbedarfs auf Fremdanlagen führte in den vergangenen Jahren zu wachsenden Schwierigkeiten, da die steigenden Anforderungen von den stark ausgelasteten, externen Rechenzentren nur noch unzulänglich erfüllt werden konnten. Als sich daher Mitte 1977 neue, außerordentlich rechenintensive Aufgaben im Rahmen des Projekts »Flutprogramm-entwicklung« abzeichneten, wurde ersichtlich, daß diese nur unter Einsatz einer neuen, leistungsfähigen DV-Anlage durchgeführt werden konnten. Vom Bundesminister für Forschung und Technologie, dem Auftraggeber dieses Projekts, wurde daher aus Sonderbetriebsmitteln ein geeigneter Rechner finanziert und damit die veraltete Anlage abgelöst.

### Systemauswahl und -konfiguration

Aus wirtschaftlichen Erwägungen wurde die neue Anlage in ihrer Leistungs- bzw. Ausbaufähigkeit so ausgelegt, daß damit nicht nur der dominierende Rechenbedarf

für das Projekt »Flutprogramm-Entwicklung« in einem Planungszeitraum von fünf Jahren gedeckt werden kann, sondern auch der sonstige, in unserer Gesellschaft anfallende Bedarf an technisch-wissenschaftlicher Datenverarbeitung. Ein weiteres wesentliches Kriterium bei der Systemauswahl war die IBM-Kompatibilität, da auf Grund der bisherigen Entwicklungsarbeiten und Anwendungen in der GRS sowohl der umfangreiche Programmbestand wie die rechtechnische Praxis der Mitarbeiter darauf ausgerichtet waren. Unter Berücksichtigung weiterer Gesichtspunkte wie Einsatzbereitschaft, Verfügbarkeit und Technologie fiel die

Wahl des zentralen Rechners schließlich auf das Modell 470 V/5 der Firma AMDAHL. Die Leistung dieses Modells entspricht der einer IBM 370/168 bzw. 3032 und kann – was als besonderer Vorteil zu werten ist – durch eine relativ einfache Umrüstung bis zu 50 % gesteigert werden. Die Konfiguration der gesamten Anlage, einschließlich Peripherie,



Bild 2:  
Zentraleinheit AMDAHL 470



die den Anforderungen an ein ausgewogenes, leistungsfähiges System entspricht, ist im **Bild 4** dargestellt. Dabei sind die im Laufe des Berichtszeitraumes erfolgten Änderungen und Erweiterungen bereits berücksichtigt. Hauptkriterien für die Auswahl der Systemsoftware, das heißt Betriebssystem, Compiler und sonstige systemnahe Programmprodukte, waren:

- Einsatz eines schnellen und leistungsfähigen Teilnehmersystems,
- effiziente Batch-Verarbeitung parallel zum Dialogbetrieb,
- Verträglichkeit mit bislang an Fremdanlagen benutzten Betriebssystemen und Compiler-Varianten.

Es wurde festgestellt, daß das IBM-Betriebssystem MVS (Multiple Virtual Storage) zusammen mit dem Teilnehmersystem TSO (Time Sharing Option) diesen Vorstellungen am besten entspricht. Das zum Betriebssystem MVS gehörende Auftragssteuerungssystem JES 2 (Job Entry Subsystem 2) bietet vielfache Möglichkeiten zur flexiblen Auftragsverarbei-

tung von lokal und entfernt stehenden Ein-/Ausgabeeinheiten. Die weite Verbreitung und die hohe Betriebssicherheit dieser sehr ausgereiften Systemsoftware garantieren außerdem eine zukunftssichere Lösung der gestellten Anforderungen. Die Datenfernverarbeitung hat für unsere Gesellschaft wegen der räumlichen Trennung ihrer beiden Betriebsteile große Bedeutung. **Bild 5** gibt einen Überblick über diese Möglichkeiten. Der Dialogzugang zu den Datensichtgeräten wird über die Zugriffsmethode TCAM (Telecommunications Access Method) gesteuert. An Sprachübersetzern kommen zum Einsatz:

- FORTRAN IV (H-Extended)
- FORTRAN IV (G 1)
- TSO FORTRAN Prompter
- PL/1 Optimizing

Als wichtigste systemnahe Programmprodukte sind zu erwähnen:

- SPF (Structured Programming Facility) ermöglicht komfortablere Benutzung von TSO
- RACF (Resource Access Control Facility) dient vor allem zum Schutz von System- und Benutzerdateien und anderer Ressourcen (z. B. Bänder)
- JARS (Job Accounting Report System)
- SYSTEM 2000 (Datenbanksystem)

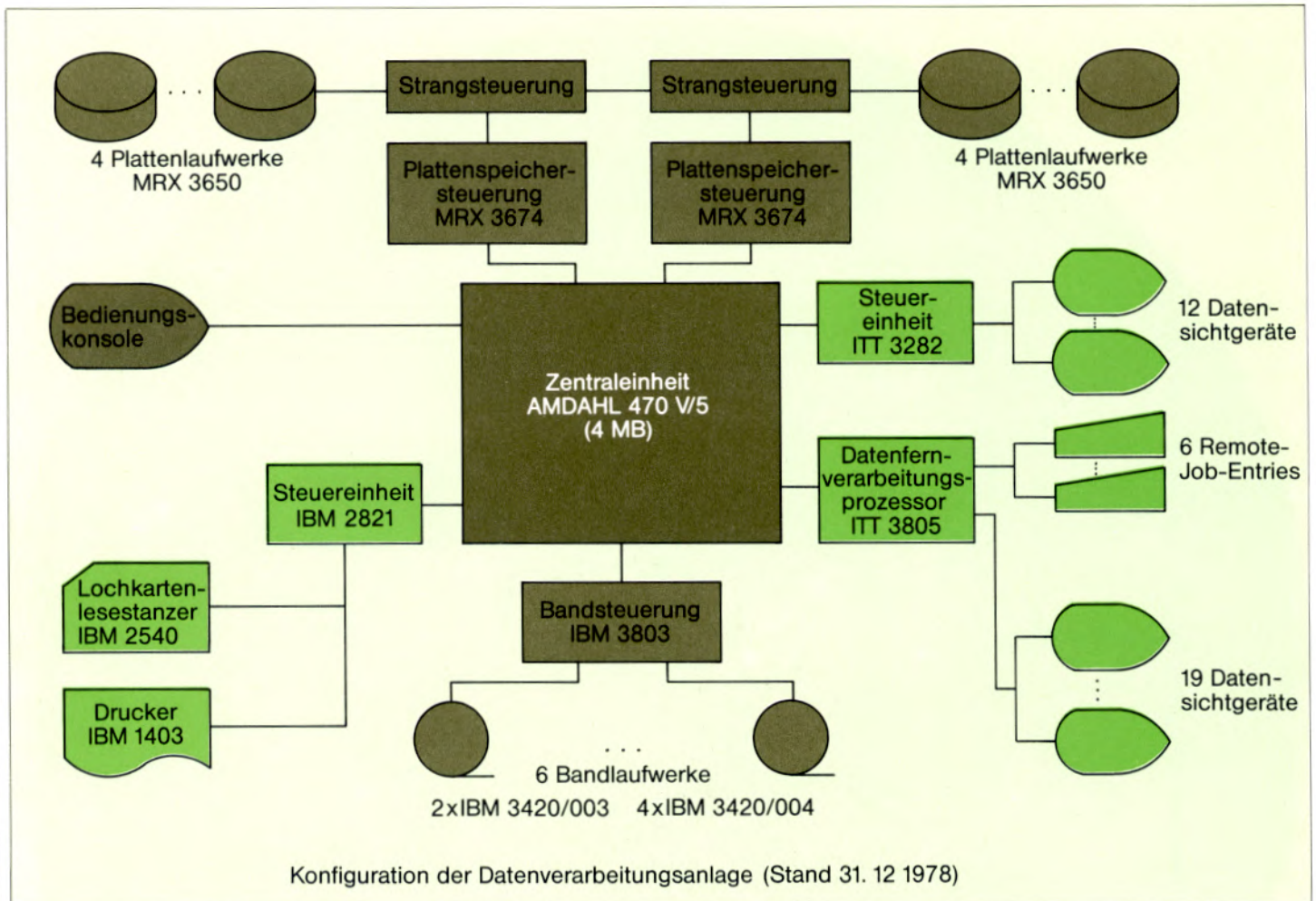
#### **Inbetriebnahme der Datenverarbeitungsanlage**

Aus der Fülle der Maßnahmen und Arbeiten, die vorbereitend für die Inbetriebnahme durchzuführen waren, seien, die wichtigsten herausgegriffen:



**Bild 3: Bedienungskonsole und Magnetband-Peripherie**





**Bild 4: Konfiguration der Datenverarbeitungsanlage**

- Abrüstung der vorhandenen DVA SIEMENS 4004/55
- Erweiterung der bestehenden Klimaanlage und Stromversorgung
- Vorbereitungen auf die Aufgabe der Systemsoftware-Implementierung durch Kursbesuche und Schulungen

- Vorarbeiten und Tests für die Systemgenerierung und die Übernahme der Anwenderprogramme von Fremdanlagen.  
Gerade bei der letztgenannten Aufgabe war die Unterstützung durch das wissenschaftliche Rechenzentrum der DFVLR in Oberpfaffenhofen außerordentlich hilfreich.

Meilensteine im Ablauf der Inbetriebnahme:

- 2. 1. 78 Beginn der Hardwareinstallation,
- 5. 1. 78 technische Betriebsbereitschaft der AMDAHL 470 V/5,
- 26. 1. 78 Beginn der Systemgenerierung und der Implementierung von sonstigen systemnahen Programmprodukten,
- 1. 2. 78 erster Lauf eines Anwenderprogrammes,

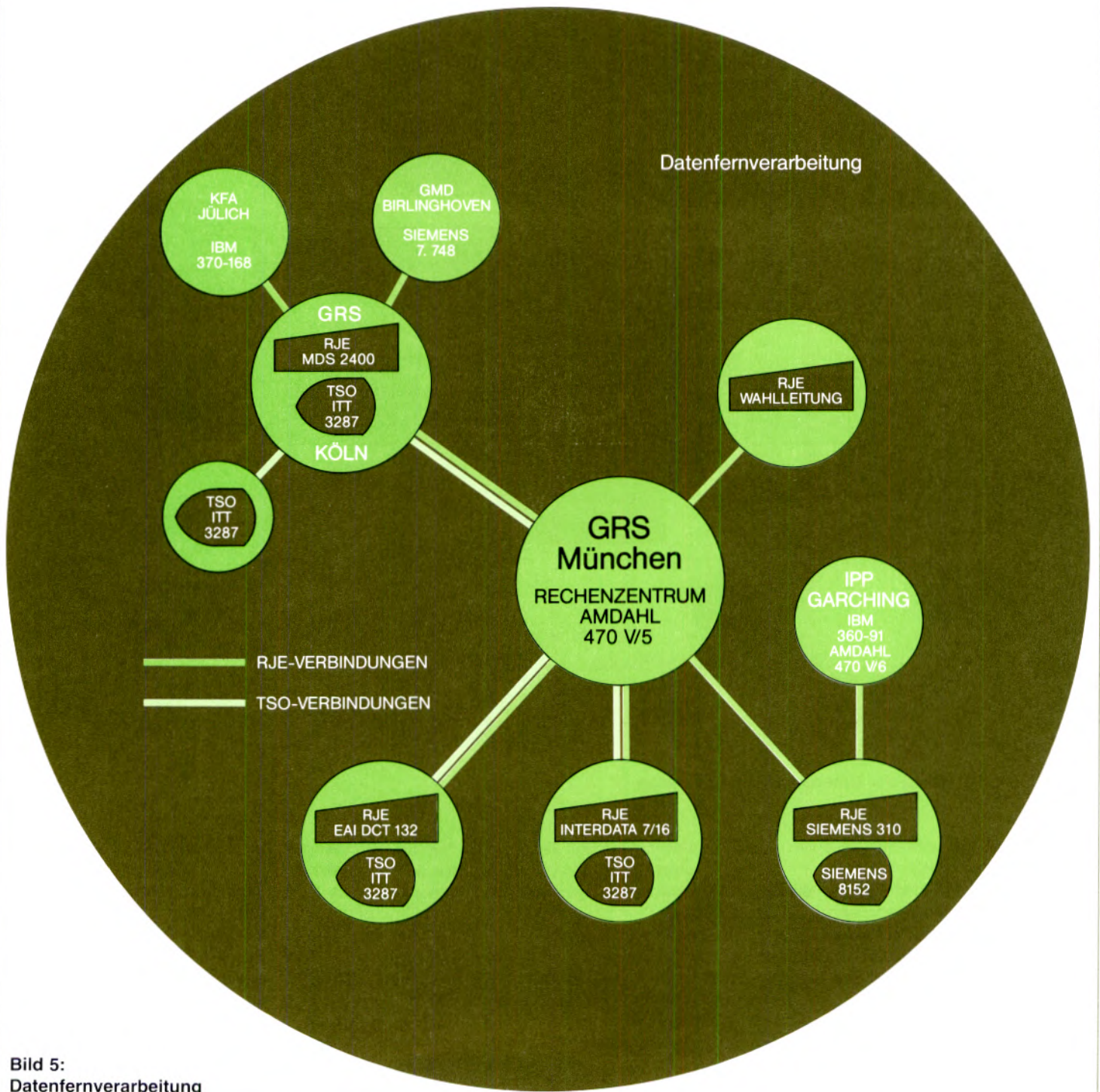


Bild 5:  
Datenfernverarbeitung



- 15. 2. 78 Probebetrieb mit Pilotanwendern,
- 1. 4. 78 Aufnahme des regulären Betriebs in Garching,
- 1. 7. 78 Aufnahme des Betriebs mit Köln über den Datenfernverarbeitungsanschluß.

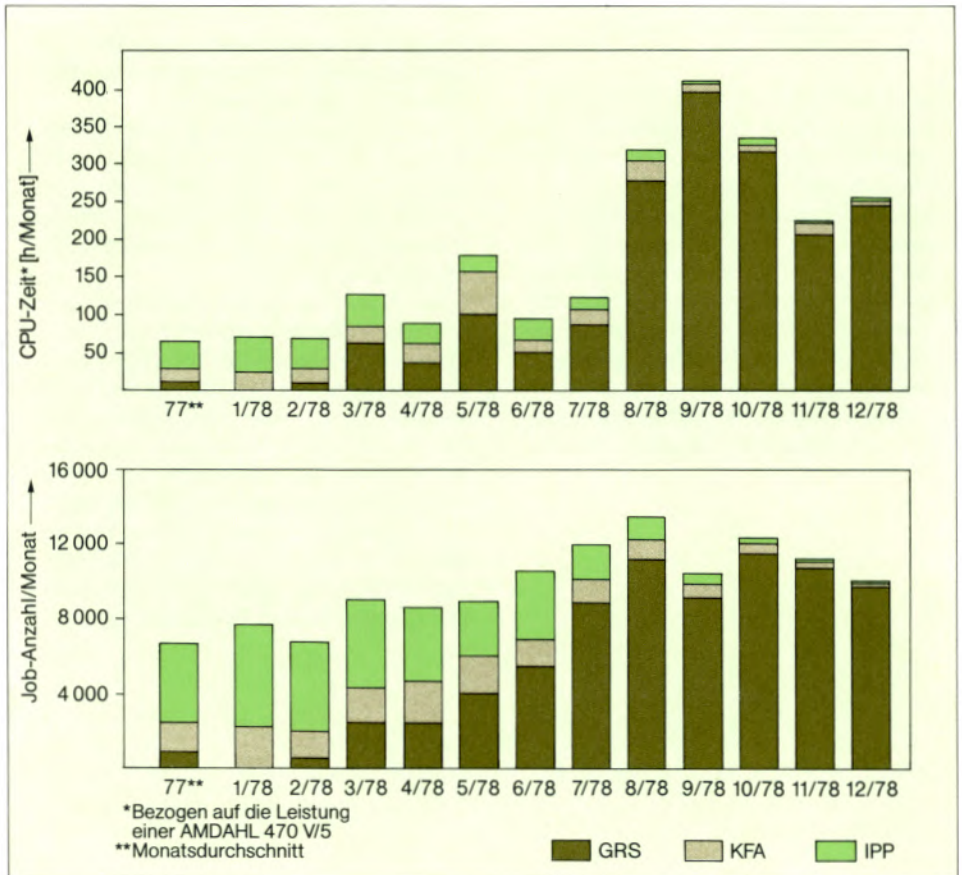
**Entwicklung des Rechenbetriebes**

Das **Bild 6** zeigt deutlich die Entwicklung der Rechnerbelastung im Laufe des ersten Betriebsjahres. Dafür waren im wesentlichen drei Faktoren bestimmend:

- Zunahme der Anzahl von Benutzern in dem Maße, wie sie mit den neuen Verhältnissen – besonders der Dialogverarbeitung mit TSO – vertraut wurden,
- Übernahme der Anwenderprogramme von den externen Rechenzentren,
- Implementierung und Einsatz von TRAC (vgl. Abschnitt »Programmierung«).

Nachdem TRAC im 2. Quartal implementiert worden war, führten die Produktionsläufe Ende des 3. Quartals zu einer Spitzenbelastung der Rechanlage. Der Umfang dieser Anwendung ließ im 4. Quartal etwas nach, da einige Rechnungen bis zum Einsatz einer neuen verbesserten Programmversion zurückgestellt wurden.

In Verbindung mit der starken Zunahme der übrigen Programmanwendungen ergab sich insgesamt eine derartige Steigerung des Rechenvolumens, daß eine Ausdehnung des Betriebes in Nacht- und Wochenendstunden notwendig wurde. Diese unerwartet hohe Belastung der An-



**Bild 6: Entwicklung des DV-Einsatzes**

lage führte zu gravierenden Engpässen, denen mit intensiven Tuning-Maßnahmen begegnet werden mußte.

**Erfahrungen und zukünftige Entwicklung**

Das Rechenzentrum unserer Gesellschaft konnte im ersten Betriebsjahr mit den wachsenden qualitativen und quantitati-

ven Bedürfnissen Schritt halten. Die Erfahrung zeigte jedoch, daß selbst maximale Systemverfügbarkeit, hohe Servicebereitschaft und Streben nach bestmöglicher Systemauslastung allein den steigenden Anforderungen nicht genügen. Zusätzliche Maßnahmen zur Leistungssteigerung sind im Rahmen einer vorausschauenden Planung erforderlich, um der vom Anwendungsprofil bestimmten Intensität der Nutzung unterschiedlicher Betriebsmittel (z. B. CPU, Externspeicher etc.) gerecht zu werden und die Vorteile neuer Anwendungen (z. B. graphische Datenverarbeitung) zu nutzen.

## 3.2 Programmierung

Die GRS-Fachbereiche werden bei der Nutzung der durch die Datenverarbeitung gegebenen Möglichkeiten durch unseren umfangreichen DV-Service unterstützt. Das Hauptgewicht dieser Unterstützung liegt bei der anwendungsbezogenen Programmentwicklung. Neuprogrammierung, Erweiterung und Erprobung der einschlägigen Rechenprogramme werden mit geeigneten fortschrittlichen Programmiermethoden entsprechend den durch die Anwendung bestimmten Vorgaben durchgeführt. Im Zusammenhang mit der neuen

DV-Anlage wurden inzwischen auch die Programme implementiert, die bisher auf den Anlagen der KFA Jülich und des IPP Garching eingesetzt waren.

Die Zusammenarbeit mit anderen Institutionen und Firmen schließt auch einen regen Programmaustausch ein. Auch 1978 wurden zahlreiche in unserer Gesellschaft entwickelte Programme für Außenstehende verfügbar gemacht.

Einen Schwerpunkt unserer Arbeiten an Fremdprogrammen bildete im Berichtszeitraum die Implementierung des Rechenprogramms TRAC (Transient Reactor Analysis Code), die vornehmlich für die Anwendung dieses Codes aus Sonderbetriebsmitteln beschafft wurde. Nach monatelangen Vorarbeiten, die bereits Ende 1977 begannen, wurde TRAC in der Version P1-16.3 vom Los Alamos Scientific Laboratory (LASL) Anfang März 1978 in Los Alamos, N. M., USA, übernommen.

Das Rechenprogramm besteht im Original aus etwa 35000 FORTRAN-Karten und wurde vom LASL für die dortigen Control Data (CD) 7600-Rechenanlagen geschrieben. Die Umstellung auf IBM-FORTRAN wurde selbst von den TRAC-Programmierern bei LASL als sehr schwierig eingeschätzt, da LASL ein Spezial-Betriebssystem LTSS (Livermore Time Sharing System) auf seinen Rechenanlagen benutzt, das nicht dem CD-Standard entspricht und davon stark abweichende Möglichkeiten bietet. Unter LTSS steht in den Programmiersprachen (z. B. FORTRAN) ein wesentlich erweiterter Sprachumfang zur Verfügung, wodurch beispielsweise sehr maschinennah (zeitoptimal) programmiert werden kann. Diese Möglichkeiten werden in TRAC insbesondere bei den Ein-/ Ausgabe- und Steuer-Routinen genutzt. Trotz dieser recht ungünstigen Voraussetzung konnte die Implementierung von TRAC bereits bis 30. Juni 1978 abgeschlossen werden. Bis heute blieb diese Version von TRAC weltweit die einzige auf IBM-Anlagen ablauffähige.



# 4. Arbeitsschwerpunkte

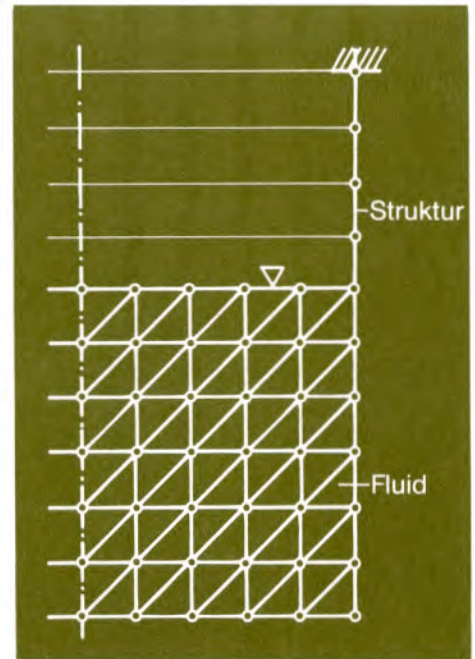
## 4.1 Berücksichtigung der Wechselwirkung von Struktur und Fluid in fortschrittlichen Rechenmethoden zur Reaktor-Komponenten-Beurteilung

Das Zusammenwirken von Strukturen und Flüssigkeiten bei dynamischen Problemen findet weltweit mehr und mehr Aufmerksamkeit. Zum einen geht es darum, den Einfluß der Flüssigkeit als ein mit der umgrenzenden Struktur mitschwingendes Medium zu berücksichtigen, um genauere Kenntnisse über das dynamische Verhalten zu erlangen, z. B. im Kernkraftwerksbau bei der Berechnung der Auswirkungen von postulierten Lastfällen wie Erdbeben und Flugzeugabsturz, zum anderen auch darum, realistische Festigkeitsrechnungen zu ermöglichen, wenn flüssigkeitsbenetzte Strukturen als Folge fluiddynamischer Vorgänge druck- und impulsbelastet werden, z. B. im Kernkraftwerksbau bei der Berechnung des Auslegungsschallfalls. Im ersten Fall ist durch das Zusammenwirken von Struktur und Fluid, hauptsächlich durch das zu beschleunigende Fluid bedingt, ein völlig neues dynamisches Strukturverhalten und damit auch eine andere dynamische Strukturbeanspruchung zu erwarten. Im zweiten Fall werden die fluiddynamischen Ausströmvorgänge durch die Elastizität und die Trägheit der angrenzenden Strukturen so beeinflusst, daß sich ihr zeitlicher Ablauf deutlich anders verhält als bei der vereinfachenden Annahme von starren Strukturen. Zusätzlich ist auch die dynamische Beanspruchung der Struktur wesentlich anders als bei Nichtberücksichtigung der Struktur-Fluid-Wechselwirkung. Im ersten Fall nimmt das Fluid sozusagen »passiv« an den dynamischen Vorgängen teil, da die Störung des Struktur-Fluid-Systems von außen auf die Struktur erfolgt. Im zweiten Fall ist das Fluid auch das Medium, aus dem die Störung des

Struktur-Fluid-Systems herrührt, es nimmt sozusagen »aktiv« an den dynamischen Vorgängen teil.

Will man nun beide prinzipiell unterschiedlichen Phänomene berechnen, so empfehlen sich zwei getrennte Wege der Erfassung der Vorgänge im Fluid bei einer gleichartigen Behandlung der Strukturdynamik:

- Wie bereits angedeutet, wirkt das »passive« Fluid hauptsächlich wie eine zusätzlich zu beschleunigende Masse; der Steifigkeitseinfluß des Fluids kann durch die geringe Kompressibilität insbesondere einer reinen Wasserphase in den meisten Fällen vernachlässigt werden. Nimmt man weiterhin an, daß sowohl die Strukturverschiebungen als auch die Druckfluktuationen als »klein« vorausgesetzt werden können, so bietet sich als Rechenprozedur die Methode der linearen finiten Elemente für Fluid und Struktur an, wobei sich der Fluideinfluß auf eine zusätzliche Massenmatrix in der Schwingungsgleichung der Struktur reduziert. Für sehr genaue Untersuchungen, wie z. B. der Druckausbreitung im Fluid mit angrenzenden elastischen Wänden, muß auch das Fluid durch eine eigene Gleichung dargestellt werden, die mit der des Strukturverhaltens gekoppelt ist. Als Beispiel für den Fall des »passiven« Fluids ist in **Bild 7** ein teilweise mit Wasser gefüllter, elastischer zylindrischer Behälter dargestellt, dessen rotationssymmetrisches Verhalten erstens durch Betrachtung des Eigenverhaltens im Zeit- und Frequenzbereich für die Fälle »ohne Wasser«, »inkompressibles Wasser« und »kompressibles Wasser« untersucht worden ist<sup>1)</sup>.



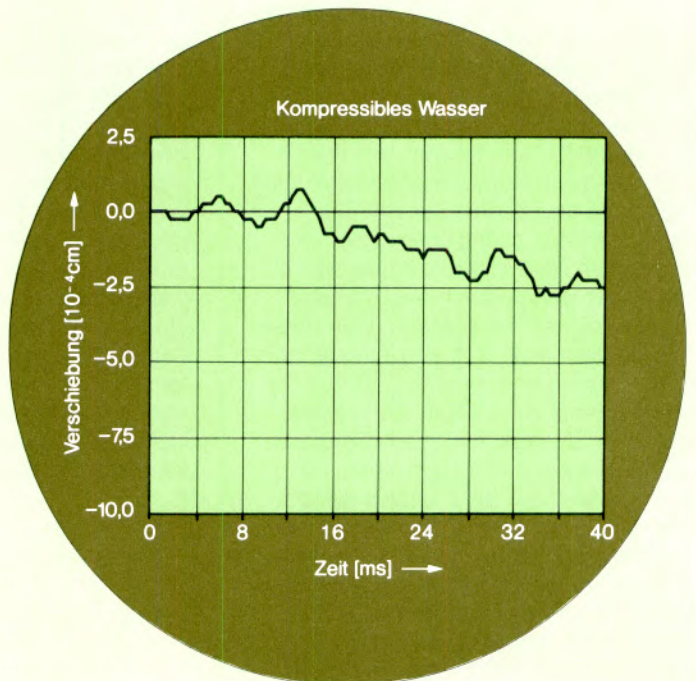
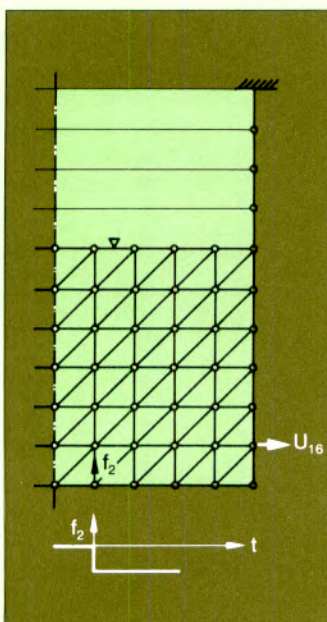
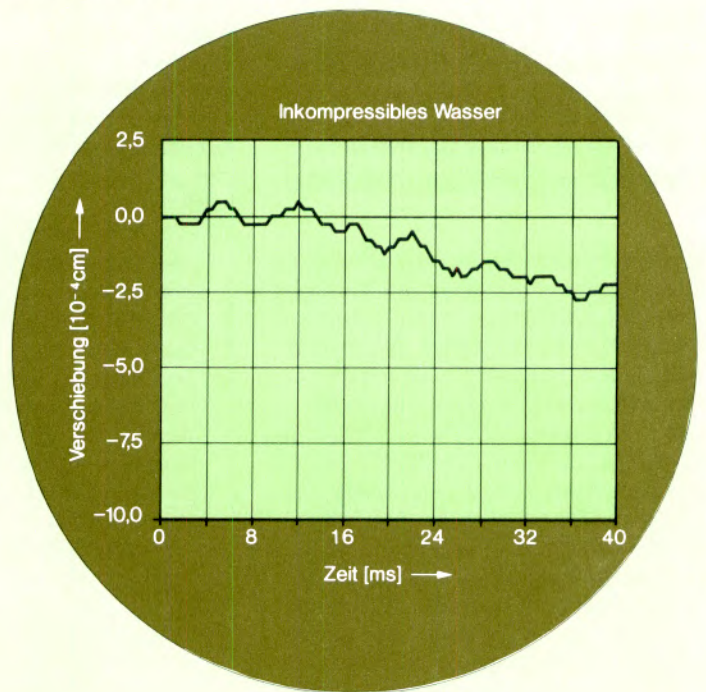
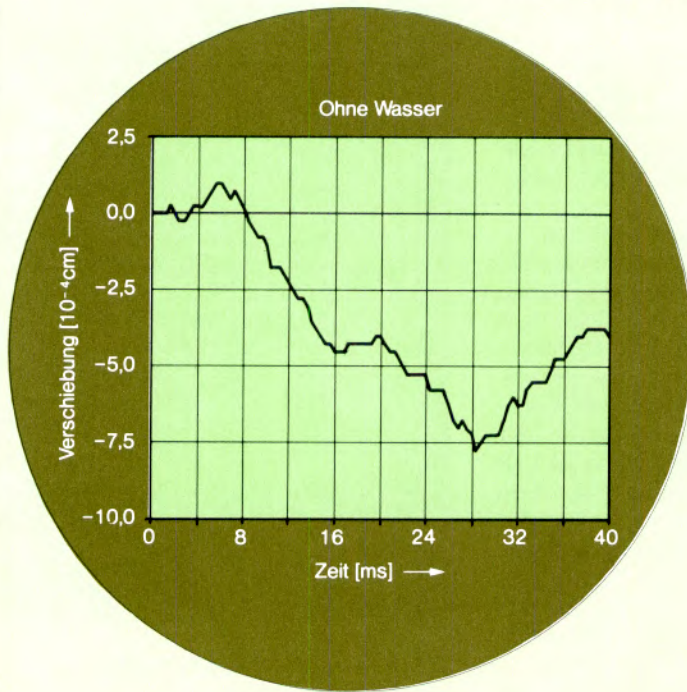
**Bild 7: Finite-Elemente-Modell des Testbeispiels**

In **Tafel 4** sind die Eigenwerte für die geschilderten Fälle angeschrieben. Man erkennt, daß insbesondere die niedrigen Eigenwerte bei Fluidberücksichtigung stark zurückgehen, ein Indiz für die zusätzliche Massenwirkung

<sup>1)</sup> Osterle, B., und W. Ch. Müller: Koppelung von Fluid- und Strukturdynamik mit der Methode der Finiten Elemente Finite Elemente Congress, 13–14 November 1978, Baden-Baden



## Knotenpunkte-Verschiebungen ohne und mit Wassereinfluß



**Bild 8**



# Amplituden – Frequenzgang der Knotenpunkts-Verschiebungen ohne und mit Wassereinfluß

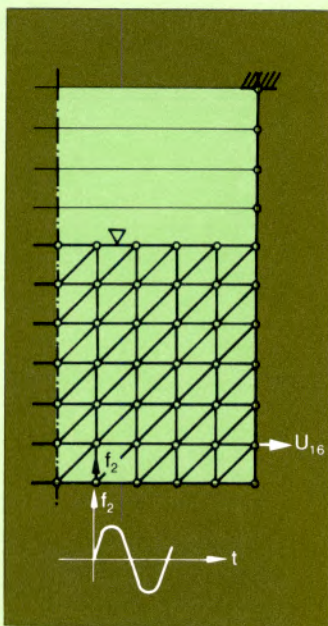
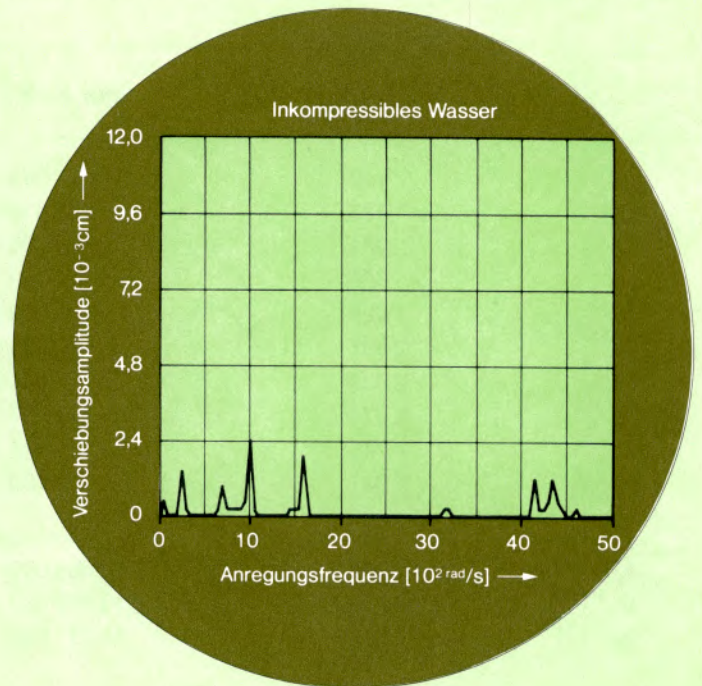
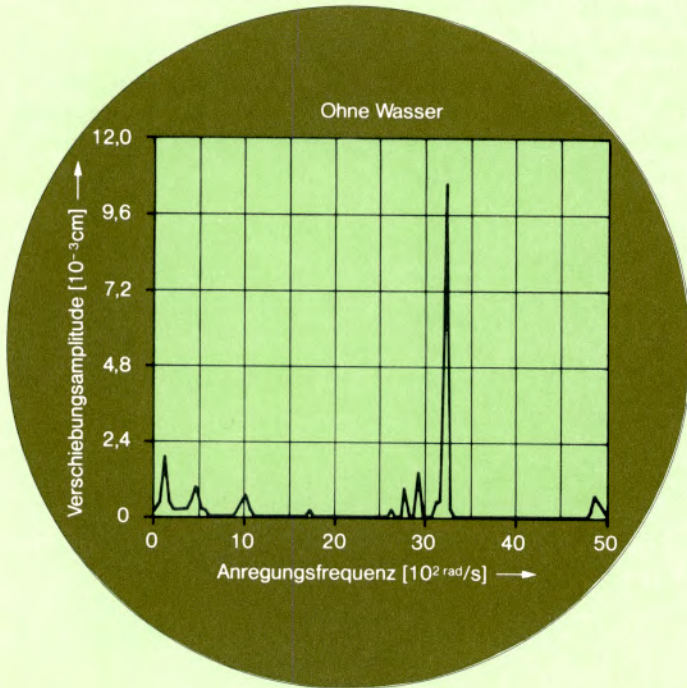
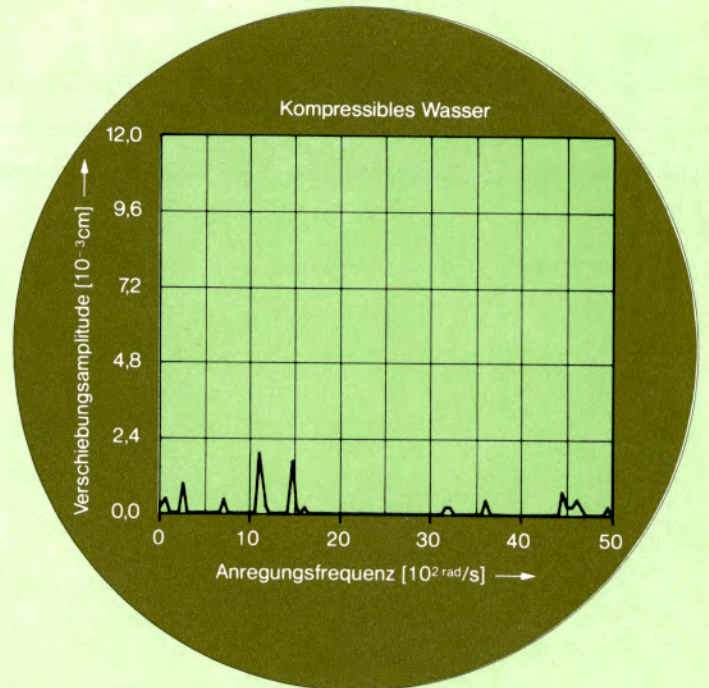


Bild 9



Eigenwerte  $\left[ \frac{\text{rad}}{\text{s}} \right]$

Nr.	Eigenwerte $\left[ \frac{\text{rad}}{\text{s}} \right]$			
	nur Struktur	nur Fluid	Struktur mit inkompressiblem Fluid	Struktur mit kompressiblem Fluid
1	110	985	40	40
2	433	3 018	253	253
3	984	3 105	718	709
4	1 688	4 392	1 107	993
5	1 925	5 255	1 446	1 422
6	2 597	5 705	1 642	1 602
7	2 630	6 301	1 898	1 885
8	2 674	6 867	2 043	2 004
9	2 746	7 774	2 464	2 441
10	2 841	8 280	2 716	2 597
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
40	42 869	12 864 000	42 622	10 834
41	46 249	13 438 000	46 114	11 211
42	51 305	15 771 000	51 191	11 361
⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
82	–	–	–	12 864 000
83	–	–	–	13 438 000
84	–	–	–	15 771 000

Tafel 4: Eigenwerte bei verschiedenartiger Fluid-Berücksichtigung



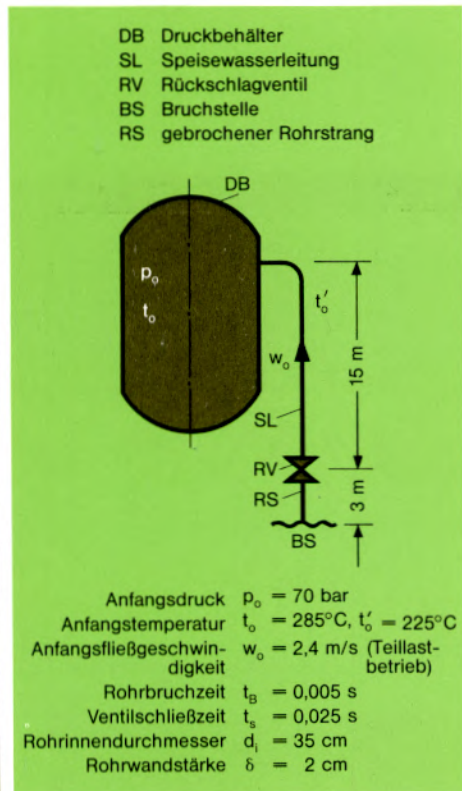
des Fluids. Der Unterschied zwischen der kompressiblen und der inkompressiblen Fluidberücksichtigung ist verhältnismäßig gering. In **Bild 8** wird dasselbe Testbeispiel durch eine kreisförmig wirkend gedachte, sprungförmige Kraft  $f_2$  angeregt. Unter den vielen Reaktionen an den Strukturknoten ist als Beispiel die Radialverschiebung  $U_{16}$  dargestellt, wiederum für die drei oben genannten Fälle. Man erkennt, daß bei Berücksichtigung des Wassers der Verschiebungsverlauf sehr viel langsamer seinem Maximalwert zustrebt, was auf die tieferen Eigenwerte zurückzuführen ist. Die maximale Amplitude stellt sich zwar später ein,

bleibt aber in ihrer Größe zumindest bei der Sprunganregung unverändert. In **Bild 9** ist das Verhalten bei einer äquivalenten periodischen Belastung über der Störfrequenz aufgetragen. Der Peak bei ca. 32 Hz ist nahezu völlig verschwunden, hingegen kommen nun tieferfrequente Anteile bei ca. 10 und 16 Hz zum Tragen. Zusammengefaßt kann gesagt werden, daß das Verhalten mit Wasser tieferfrequent erfolgt, eine gleichzeitige Abnahme der Amplitude kann aber im allgemeinen nicht vorausgesetzt werden.

- Als Beispiel für die Struktur-Fluid-Wechselwirkung bei Ausströmvorgängen wurden die Vorgänge in einem Siedewasserreaktor-Speisewasserrohr nach dem angenommenen Bruch der Rohrleitung vor dem Rückschlagventil betrachtet, (siehe **Bild 10**<sup>2)</sup>). Zum Vergleich der Vorgänge mit und ohne Berücksichtigung des Fluids, das hier

durch die starken Störungen nicht mehr als linear anzusehen ist, wird der Differenzdruck am Ventil und die Rohrlängsbewegung am Ventil betrachtet. Man erkennt in **Bild 11**, daß die Druckfrequenz deutlich abgenommen hat, was auf eine Abnahme der Schallgeschwindigkeit im Fluid mit elastischen Wänden zurückzuführen ist, daß

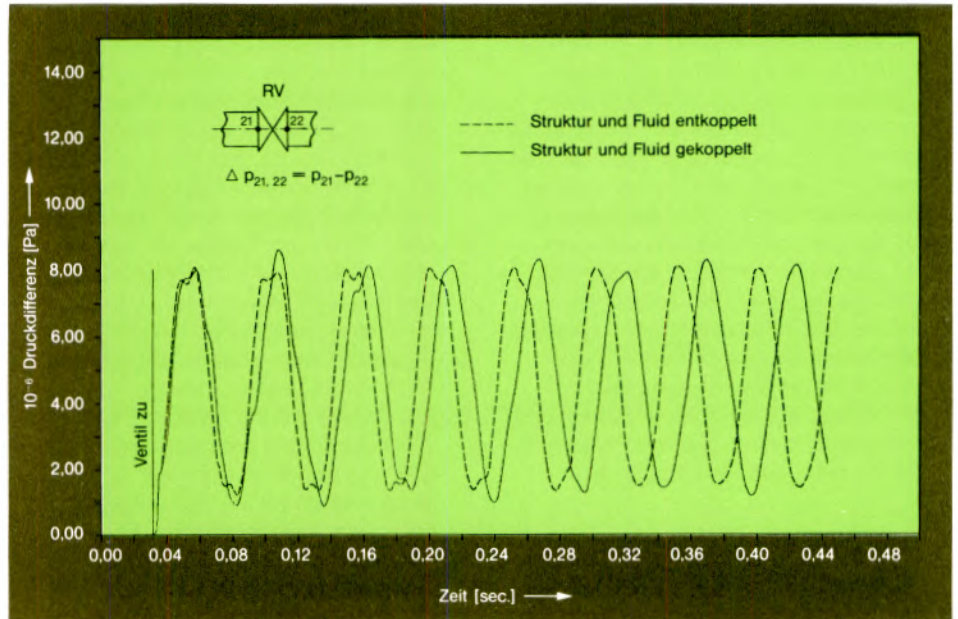
**Bild 10:**  
**Schema des Testbeispiels**



<sup>2)</sup> Osterle, B.:  
 Strukturdynamische Aspekte bei der Berechnung  
 von gekoppelten Struktur-Fluid-Problemen  
 Dissertation, TU München, Februar 1978

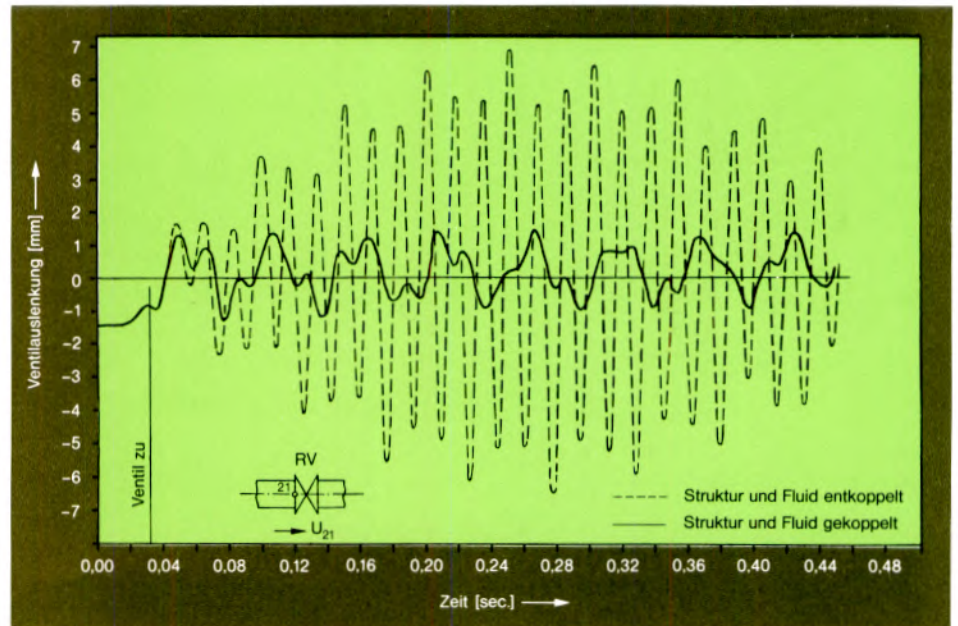
die Amplitude aber nahezu gleichgeblieben ist. In **Bild 12** erkennt man eine wesentliche Verringerung der Amplitude der Rohrlängsbewegung trotz nahezu gleichgebliebenem Druckverlauf, dies ist ein Indiz dafür, daß das Fluid nicht nur als zusätzlich zu beschleunigende Masse wirkt, sondern daß es auch ganz wesentlich durch seine Steifigkeit (Kompressibilität) die Bewegung des geschlossenen Rohres beeinflusst.

Aus den Ergebnissen der beiden gezeigten Beispiele erkennt man die Wichtigkeit der Berücksichtigung der Fluid-Struktur-Wechselwirkung und ihre unterschiedlichen Erscheinungsformen. Obwohl die bisherigen Berechnungen noch nicht an Versuchsergebnissen verifiziert werden konnten, läßt sich doch sagen, daß eine problemangepaßte gekoppelte Struktur-Fluid-Rechnung zu einer realistischen Beurteilung von dynamischen Vorgängen speziell bei den damit verbundenen Festigkeitsrechnungen unumgänglich ist; führt sie doch nicht nur zu einem besseren Verständnis der physikalischen Vorgänge, sondern in vielen Fällen auch zu einem Abbau unnötiger Konservatismen.



**Bild 11: Differenzdruck am Ventil**

**Bild 12: Ventil-Längsbewegung**





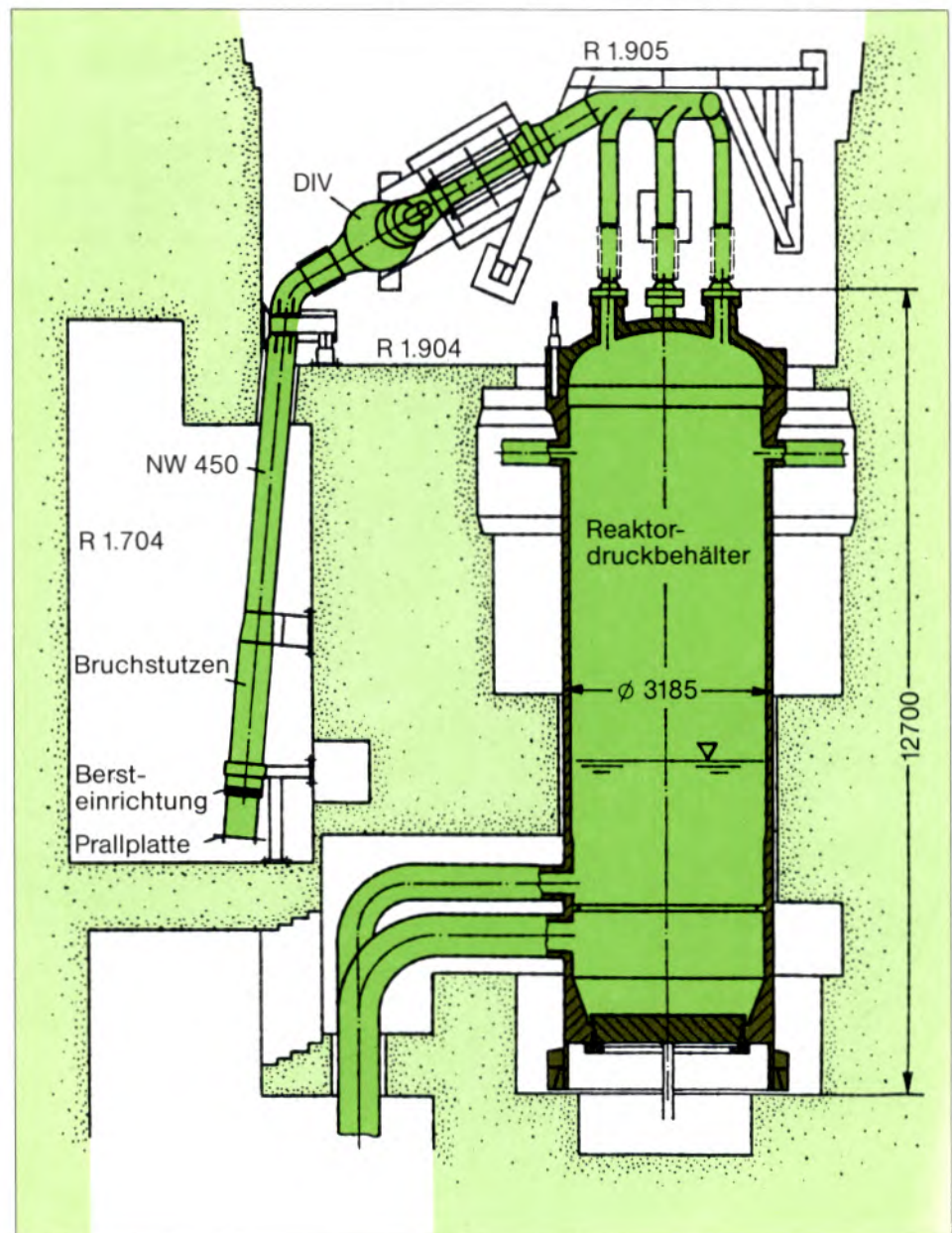
## 4.2 HDR-Versuchsreihe DIV-I

An dem stillgelegten Heißdampfreaktor (HDR) in Karlstein werden seit Mitte 1977 experimentelle Untersuchungen zur Reaktorsicherheit durchgeführt. Das gesamte HDR-Programm erstreckt sich auf sicherheitstechnisch wichtige Reaktorsysteme und -komponenten wie Sicherheitseinschluß, Reaktordruckbehälter, Rohrleitungen und Armaturen. Die Experimente am HDR bieten den Vorteil, daß die Größenordnung der Versuchsanlage mit der von Kernkraftwerken weitgehend übereinstimmt. Auch die am HDR eingesetzten Werkstoffe und verwendeten Konstruktionen, auf die sich die Versuche beziehen, sind vergleichbar denen derzeitiger Leichtwasserreaktoren. Damit bietet sich der HDR für die Simulation von Belastungen an, wie sie bei sicherheitstechnisch relevanten Störfällen in kommerziellen Kernkraftwerken auftreten können. Ein Einzelvorhaben des HDR-Gesamtprogramms dient der Ermittlung von fluiddynamischen Belastungen und den daraus resultierenden strukturdynamischen Beanspruchungen bei Kühlmittelverluststörfällen. Als erstes Teilprogramm wurden Versuche zur Untersuchung eines Dampfisolierventils (DIV) durchgeführt, das in der Frischdampfleitung einiger neuerer Kernkraftwerke als Durchdringungsabschluß eingesetzt ist. Dabei sollten die Funktion der Armatur unter Blowdownbedingungen, ihr dynamisches Verhalten sowie dessen Einfluß auf die fluiddynamischen Vorgänge und auf die Belastungen der Ausströmleitung getestet werden. Diese Versuche sowie alle weiteren Armaturexperimente werden von unserer

Gesellschaft betreut, wobei die dabei anfallenden Arbeiten von der Auslegung des Versuchsstands über Voraus- und versuchsbegleitende Rechnungen bis hin zur Versuchsauswertung und Mitarbeit an der Dokumentation der Ergebnisse reichen.

### Versuchsordnung

Um für das DIV die Versuchsbedingungen, die einem angenommenen Frischdampfleitungsbruch entsprechen, einstellen zu können, wurde eine etwa 20 m lange Ausströmleitung montiert (**Bild 13**), in der auf halber Länge das Ventil einge-



**Bild 13: Versuchsanordnung für DIV-Versuche**



baut ist. Diese Versuchsrohrleitung (NW 450) mündet 3 m über dem Reaktor-druckbehälter (RDB) in einen Sammler, der durch vier Rohre (NW 250) mit den RDB-Deckelstutzen verbunden ist. Zur Begrenzung des Austrittsmassenstroms können diese Rohre am RDB-Stutzen verschlossen oder Blenden eingebaut werden, durch die der maximale Durchsatz einstellbar ist. Am anderen Ende der Versuchsrohrleitung befindet sich der so-

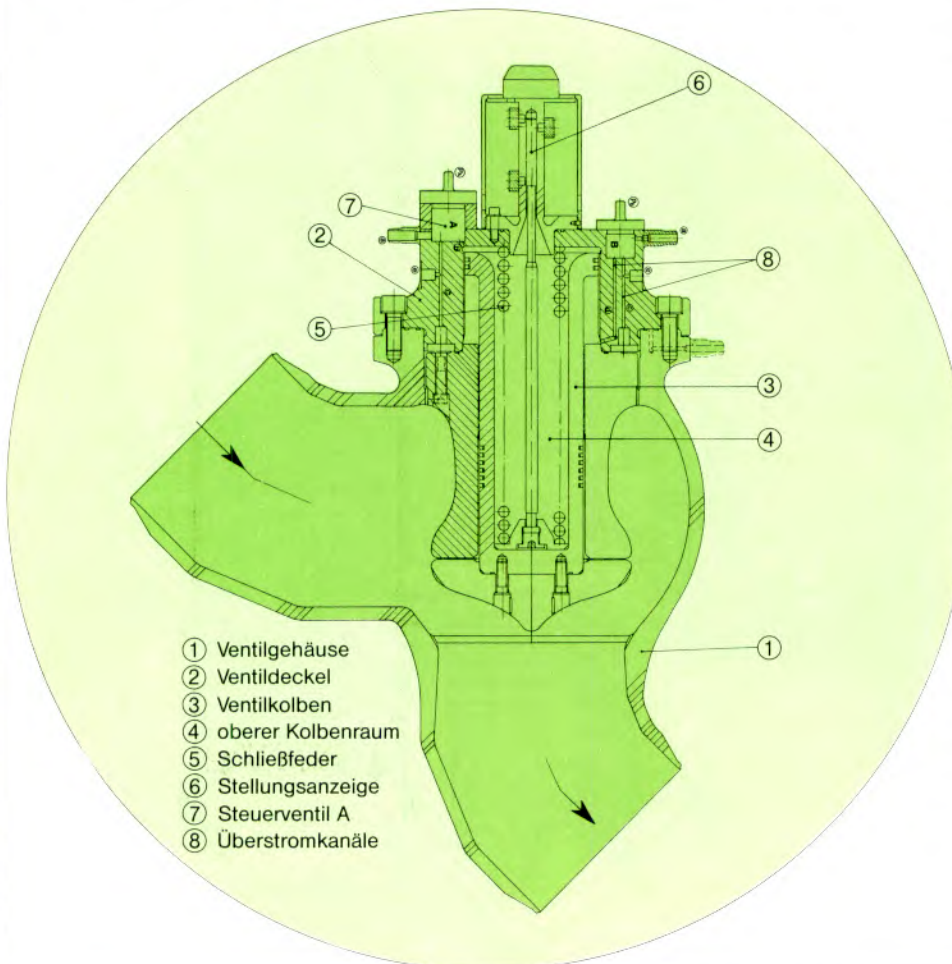
genannte Bruchstutzen, der eine Massenstrommeßeinrichtung trägt und mit einer Berstscheibe versehen ist. Mit dieser Versuchseinrichtung können die gewünschten Versuchsparameter eingestellt und der Bruch einer Frischdampfleitung simuliert werden.

#### Dampfisolierventil

Die untersuchte Armatur (Sulzer, Typ DAS 500) hat eine Nennweite von 500 mm. Zur Erläuterung der Funktionsweise dient eine Schnittzeichnung (**Bild 14**). Das Ventil ist gesteuert, aber eigenmediumbetätigt. Im Ventilgehäuse befindet sich ein Kolben, an dem der

Ventilteller befestigt ist. Dieser Kolben dient als Stellmotor. Trotz einer Federlast bewegt sich das Ventil nicht, solange in den beiden Räumen oberhalb und unterhalb des Kolbens gleicher Druck herrscht. Vor der Ansteuerung sind beide Kolbenräume drucklos bzw. wegen Leckagen an den Kolbenringen herrscht ein Druck von etwa 2 bar. Nach einer vorgeählten Totzeit wird das Steuerventil A geöffnet. Dadurch wird das Einströmen des Fluids aus der Rohrleitung in den oberen Kolbenraum möglich. Nach der erforderlichen Füllzeit wird der Auslösedruck erreicht, bei dem sich das Ventil in Bewegung setzt. Für den Schließvorgang wird noch die Hubzeit benötigt. Die gesamte Schließzeit setzt sich aus diesen drei Anteilen zusammen. Solange das Steuerventil A offen ist, bleibt das DIV geschlossen. Erst ein Umschalten der Steuerventile ermöglicht ein erneutes Öffnen.

**Bild 14:**  
Dampfisolierventil Typ DAS 500



#### Versuchsprogramm DIV-I

Als Anfangszustand im HDR-Druckbehälter wurden bei dieser Versuchsgruppe stets SWR-Bedingungen simuliert, d. h., es wurde ein Druck von 70 bar bei 285 °C eingestellt. Der Füllstand betrug etwa 4 m. Im ersten Versuch (V22.1)<sup>1)</sup> wurden abgeschwächte Störfallbedingungen simuliert, d. h., es wurde nur etwa der Nenndurchsatz als stationäre Ausströmung zugelassen (100 %-Fall). Im nächsten Versuch (V23.1) wurde der Auslegungsfall untersucht, bei dem der Massenstrom auf das Zweifache des Nenndurchsatzes begrenzt ist (200 %-Fall). Im letzten Versuch (V24.1) wurde keinerlei Strömungsbegrenzung am RDB-Deckel vorgesehen, so daß ein wesentlich höherer Massenstrom als in der Realität möglich wurde. Damit sollten verschärfte Störfallbedingungen für das DIV simuliert werden.

<sup>1)</sup> V22.1 = Bezeichnung gemäß Versuchsprogramm



### Versuchsablauf

Zum besseren Verständnis der Vorgänge sollen im folgenden die wesentlichen Phasen der Versuche geschildert werden:

Nach Bruch der Berstscheibe läuft eine Druckabsenkungswelle in der Rohrleitung zum RDB. Dadurch wird das ruhende Fluid beschleunigt, was anfangs zu einem Austrittsmassenstrom von 900 kg/s führt. Nachdem diese Welle den Deckelstutzen des RDB erreicht hat und dort reflektiert wird, stellt sich der Massenstrom auf den stationären Wert ein, der ja nach Versuch zwischen ca. 400 und 1000 kg/s liegt.

Nach einer Totzeit von 0,2 s wird das Steuerventil A geöffnet und das Fluid beginnt in den Kolbenraum des Ventils einzuströmen. Wird der Auslösedruck, bei dem alle am Ventil angreifenden Kräfte gerade im Gleichgewicht sind, erreicht, setzt sich der Ventilteller in Bewegung und schließt in etwa 80 ms. Die Höhe des Auslösedrucks ist abhängig vom Durchsatz, er beträgt beim Versuch V22.1 etwa 7 bar, bei V24.1 dagegen etwa 17 bar. Die Zeit bis zum Erreichen dieses Drucks liegt zwischen 0,2 s und 0,4 s. Nach dem Schließen des Ventils sinkt der Druck in der Rohrleitung hinter dem Ventil auf Sicherheitsbehälterdruck ab, während vor dem Ventil Druckwellen mit abnehmender Amplitude zwischen RDB und Ventil hin- und herlaufen.

### Vergleich Rechnung/Experiment

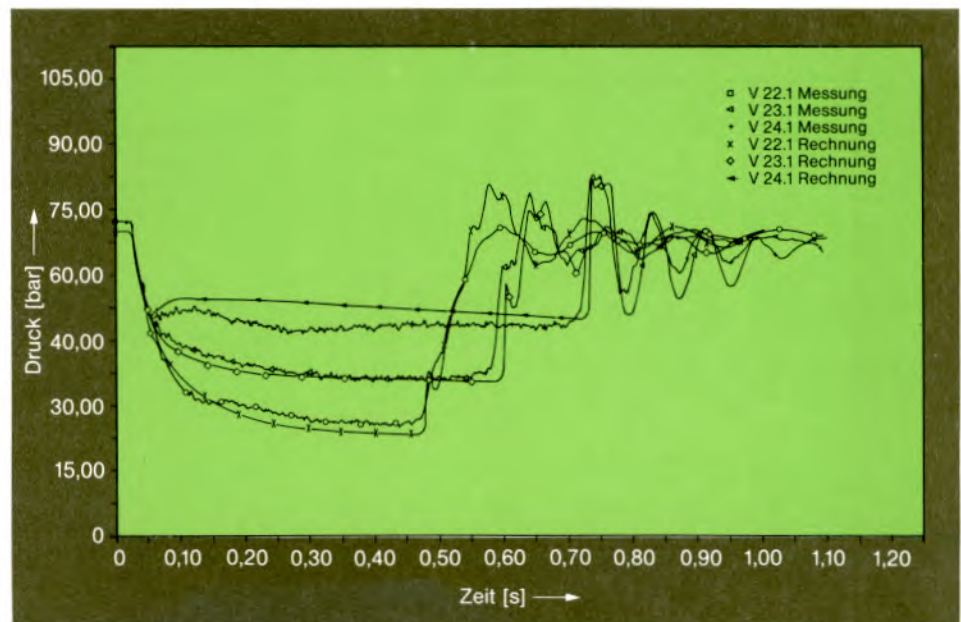
Die Versuche V22.1, V23.1 und V24.1 sind allesamt Dampf-Blowdowns mit unterschiedlichem Durchsatz. Auf Grund der physikalischen Ähnlichkeit ist ein direkter Vergleich dieser drei Versuche sinnvoll. Bei zweimaliger Verdopplung des Strömungsquerschnittes von Versuch V22.1

über V23.1 zu V24.1 (Freigabe von 1, 2 bzw. 4 Rohren zwischen RDB und Sammler) steigt der Druck vor dem Ventil um jeweils etwa 15 bar, hinter dem Ventil um ca. 10 bar, d.h., der Druckverlust im Ventil wächst mit steigendem Durchsatz. Der allgemeine Druckanstieg in der Leitung erklärt sich dadurch, daß die Strömung beim 100%-Fall und beim 200%-Fall durch eine Blende am Übergang Druckbehälter-Rohrleitung begrenzt wird. Die Strömungsgeschwindigkeit im Ventil bleibt bei allen Versuchen etwa gleich, der unterschiedliche Druckverlust beruht auf der höheren Dichte des Fluids bei höherem Druckniveau. Zur Vorbereitung und analytischen Begleitung der Versuche wurden Rechnungen mit dem Programm DAPSY durchgeführt, das die fluiddynamischen Vorgänge im Kühlmittelkreislauf simuliert. Dabei wurde mit fest vorgegebenen Schließfunktionen für das Ventil gearbeitet. Außerdem wurde ein für dieses Programm neu entwickelter Ventilmodul für schnell-schließende Armaturen erstmals erprobt. Da dieses Unterprogramm weder ausgetestet war noch Erfahrungen über die

Größe einiger benötigter Ventildaten vorlagen, sind die ersten Rechnungen, die nach den Versuchen durchgeführt wurden, in etwa Vorausschätzungen gleichzusetzen.

Im Rahmen der Versuchsauswertung wurden weitere Nachrechnungen mit DAPSY durchgeführt, um durch Variation von Parametern und detaillierte Untersuchung einzelner Effekte möglichst genaue Aussagen über den Versuchsablauf machen zu können. Dabei zeigt sich, daß für eine genaue Berechnung des Druckaufbaus im oberen Kolbenraum neben dem Einstromvorgang auch der Wärmeübergang von der Struktur an das Fluid berücksichtigt werden muß. Damit wird der allgemeine Druckverlauf und die Druckanstiegsgeschwindigkeit wesentlich besser ermittelt.

Bild 15:  
Druckverlauf vor dem Ventil





Durch diese Modifikationen des Rechenprogramms wurde gute Übereinstimmung zwischen errechnetem und experimentell bestimmtem Ventilverhalten erzielt.

**Bild 15** zeigt die gemessenen und berechneten Zeitverläufe des Drucks vor der Armatur, **Bild 16** die entsprechenden Kurven für die Ventildynamik.

#### Notwendigkeit genauer Simulation

Nach dem ersten Überblick über die Versuchsergebnisse konnte der Eindruck entstehen, daß eine genaue Berechnung der Ventildynamik nicht nötig sei, sondern vielmehr eine Vorgabe der Schließfunktion nach der ungefähr bekannten Verzö-

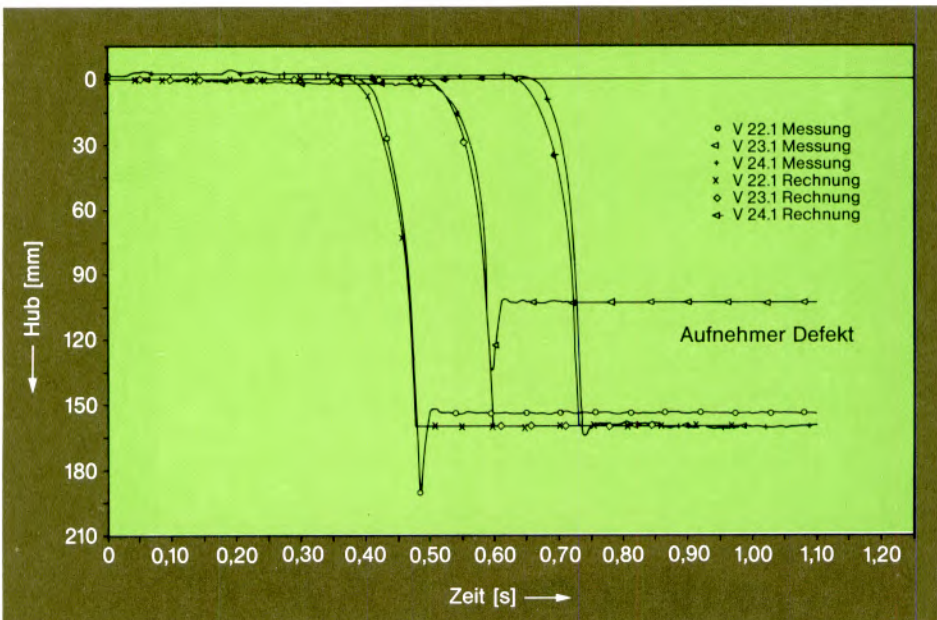
gerungszeit ausreichende, um die Auswirkungen des Ventilschließens auf die Fluidodynamik und damit auf die Belastung der Struktur zu bestimmen. Jedoch darf nicht übersehen werden, daß in realen Anlagen das DIV keineswegs als einzelne Abschlußarmatur eingebaut ist, sondern sich mehrere eventuell unterschiedliche Ventile in der Frischdampfleitung befinden. Dadurch ist eine gegenseitige Beeinflussung ihres dynamischen Verhaltens zu erwarten. Die gesamte Anordnung ist als gekoppeltes schwingungsfähiges System zu betrachten. Für solche Effekte gibt es Beispiele aus Inbetriebnahmeversuchen von Entlastungsventilen. Deshalb kommt der genauen Simulation des dynamischen Verhaltens der einzelnen Komponenten, also des Fluids in der Rohrleitung und auch der einzelnen Ventile, große Bedeutung zu.

#### Ergebnisse der DIV-I-Versuche

Die DIV-I-Versuche haben eine Reihe wichtiger Erkenntnisse gebracht, von denen hier nur die wichtigsten genannt werden sollen:

Generell wurde die Möglichkeit, die Ventildynamik und ihre Kopplung mit der Fluidodynamik analytisch zu erfassen, bestätigt. Ferner zeigten die Versuche, daß das Ventilverhalten und die auftretenden Belastungen der Struktur den Erwartungen bei der Konzeption der Versuche entsprachen.

Die Versuchsergebnisse konnten hinsichtlich einiger Einzeleffekte zur Verbesserung des neuentwickelten Ventilmoduls im Rechenprogramm DAPSY herangezogen werden. Darüber hinaus wurden Ventildaten, die vorher nicht bekannt waren, aus den experimentell gewonnenen Informationen bestimmt, so daß sie für zukünftige Rechnungen zugrunde gelegt werden können.



**Bild 16:**  
Verlauf der Ventilstellung



### 4.3 Standardprobleme

Zur Verbesserung der Analyseverfahren, wie sie im Zusammenhang mit den atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke stehen, hat sich die Untersuchung von »Standardproblemen« als nützlich erwiesen. Hierbei werden die Ergebnisse sorgfältig ausgewählter Versuche mit den Ergebnissen von Berechnungen analytischer Simulationen, z. B. mit Hilfe von Rechenprogrammen, verglichen. Dabei finden Rechenprogramme (für Integralversuche) oder Programmteile (für Versuche zu Einzelphänomenen) Verwendung, die von der Industrie für die Auslegung von Kernreaktoren und von den im Auftrag der Genehmigungsbehörden tätigen Gutachtern für die sicherheitstechnische Beurteilung dieser Auslegung eingesetzt werden. Die Berechnungen werden als möglichst wirklichkeitsnahe, nicht im Sinne des Genehmigungsverfahrens »konservative« Vorausberechnungen (ohne vorherige Kenntnis der experimentellen Ergebnisse, sog. »blinde« Probleme) oder Nachrechnungen (nach Veröffentlichung der Versuchsergebnisse, sog. »offene« Probleme) durchgeführt. Die intensive Analyse der Vergleichsergebnisse läßt Rückschlüsse auf die Anwendbarkeit und Güte der verschiedenen Rechenprogramme zu. Die gewonnenen Erkenntnisse, etwa über die Zuverlässigkeit (Sicherheitsabstände, rechnerische Fehlerbandbreiten) berechneter Abläufe von Störfällen oder Betriebsstörungen bei Kernreaktoren, sind auch geeignete Mittel, das Vertrauen der Öffentlichkeit in die Sicherheitsanalysen zu erhöhen.

Untersuchungen der Standardprobleme werden seit 1973 in den USA, seit 1975 auf internationaler Ebene im Rahmen der OECD-CSNI<sup>1)</sup>) und seit 1977 in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt. Nachfolgende Zusammenstellung soll einen kurzen Überblick über durchgeführte, laufende und geplante Untersuchungen von Standardproblemen geben. Die angegebenen Jahreszahlen geben den Abgabetermin für die Rechnungen wieder. Hervorzuheben ist, daß beim Deutschen Standardproblem Nr. 3 den Teilnehmern erstmals auch nicht die Ergebnisse anderer Versuche an der Versuchsanlage vor Abgabe der Vorausrechnungen bekannt sind. Bei den OECD-CSNI-Standardpro-

blemen ist in Klammern das jeweils ausrichtende Land vermerkt. (**Tafel 5**). Wie aus der Zusammenstellung ersichtlich, wurden überwiegend Probleme aus dem Gebiet der Notkühlung, aber auch des Containments behandelt. An eine Erweiterung auf andere Gebiete, wie z. B. Störfälle ohne Kühlmittelverlust, Flugzeugabsturz, ist gedacht.

<sup>1)</sup> OECD = Organization for Economic Co-operation and Development  
CSNI = Committee of the Safety of Nuclear Installations

### STANDARD-PROBLEME

der USNRC	der OECD-CSNI	des BMFT/BMI
Nr. 1: Versuch von Edwards; unterkühlter Blowdown eines Rohres, 1973, o	Nr. 1: = USNRC Nr. 1, 1975, o (GB)	Nr. 1: Versuch D 15 am Battelle-Containment; Dampfleitungsbruch in einer Raumkette, 1978, b
Nr. 2: Semiscale-Versuch Nr. 1011; isothermer Blowdown, 1974, b	Nr. 2: = USNRC Nr. 2, 1975, o (USA)	Nr. 2: Versuch K 13 an der PKL-Anlage der KWU; Wiederauffüllen und Fluten eines Stabbündelbehälters mit Primärkreisläufen, 1979, b
Nr. 3: Semiscale-Versuch Nr. 1009; isothermer Blowdown mit Notkühl-einspeisung	Nr. 3: Versuch an der IETI-Anlage; unterkühlter Blowdown mit Wärmezufuhr, 1976, o (Ital./Can.)	Nr. 3: Blowdownversuch an der LOBI-Anlage, 1979, b
Nr. 4: Versuch 6 am TLTA von GE; Siedewasserblowdown mit Wärmeübergang	Nr. 4: = USNRC Nr. 6, b (USA)	Nr. 4: Containment-Versuch an der HDR-Anlage, 1979, b
Nr. 5: Semiscale-Versuch S-02-8; Blowdown mit elektrischer Heizung, 1976, b	Nr. 5: = USNRC Nr. 7, b und o (USA)	
Nr. 6: Semiscale-Versuch S-02-6; kalter 6 %-Bruch, 1976, b	Nr. 6: Druckbehälter-Versuch bei Battelle; Blowdown unter Siedewasserbedingungen, 1977, o (D)	
Nr. 7: LOFT-Versuch L 1–4, isothermer Blowdown mit Hochdruck- und Akkueinspeisung, 1977, b	Nr. 7: Versuch an ERSEC-Anlage; Fluten in einem Rohr, 1978, b (F)	
Nr. 8: Semiscale-Versuch S-06-3; Blowdown mit Wiederauffüllen und Fluten, 1978, b	Nr. 8: USNRC Nr. 8, o (USA)	
Nr. 9: 2 Flutversuche aus dem FLECHT-SEASET-Programm mit elektrisch beheiztem Bündel, 1979, b	Containment-SP Nr. 1: = Deutsches SP Nr. 1, 1979, o (D)	
Nr. 10: LOFT-Versuch L 2–3, Gegenstück zu Semiscale-Versuch S-06-3 (Nr. 8), 1979, b		

**Tafel 5: Standard-Probleme**

o = »offenes Problem«, b = »blindes« Problem

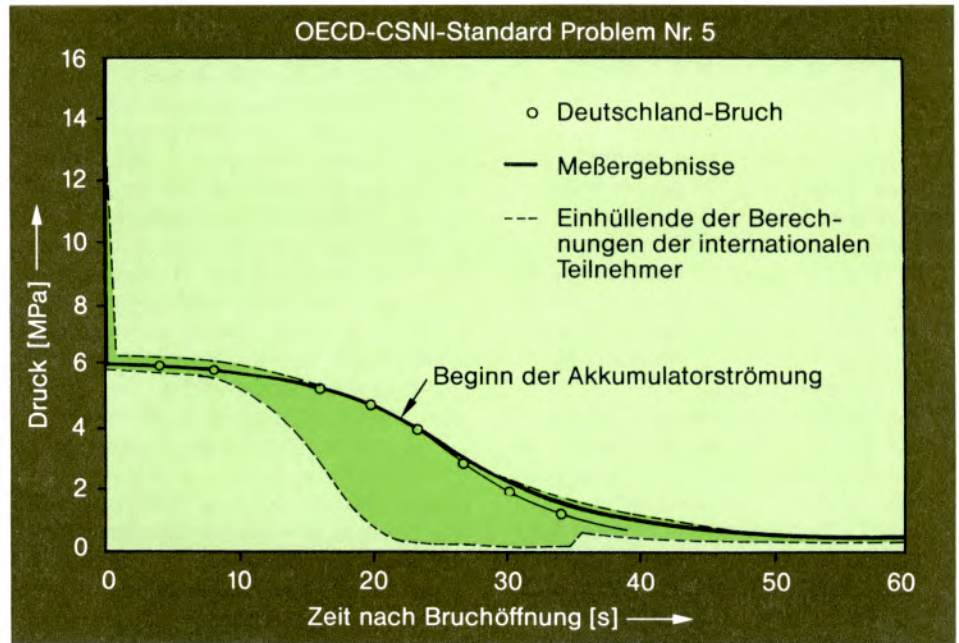


Unsere Gesellschaft beteiligte sich im Berichtsjahr an allen OECD-CSNI-Standardproblemen, den Standardproblemen in Deutschland und einigen USNRC-Standardproblemen, soweit sie nicht schon OECD-CSNI-Standardprobleme sind, mit Voraus- bzw. Nachrechnungen je nach Charakter des Problems. Außerdem wurde unsere Gesellschaft vom BMI beauftragt, die deutschen Standardprobleme zu koordinieren und Untersuchungen durchzuführen. Ebenso erfolgt die Abwicklung zu OECD-CSNI-SP<sup>1)</sup> Nr. 6 und OECD-CSNI-Containment-SP Nr. 1 durch die GRS.

Als Beispiele für diese Aktivität seien Ergebnisse von zwei im Jahr 1978 abgeschlossenen OECD-CSNI-SP herausgegriffen. Zum einen handelt es sich um den Verlauf des Druckes im Kernbereich bei OECD-CSNI-SP Nr. 5, einer Größe, die als repräsentativ für das Systemverhalten gelten kann (siehe **Bild 17**). Bei der allgemein zu beobachtenden Divergenz der Rechenergebnisse können die Ergebnisse des von der GRS eingesetzten Codes BRUCH-D als sehr gut bezeichnet werden.

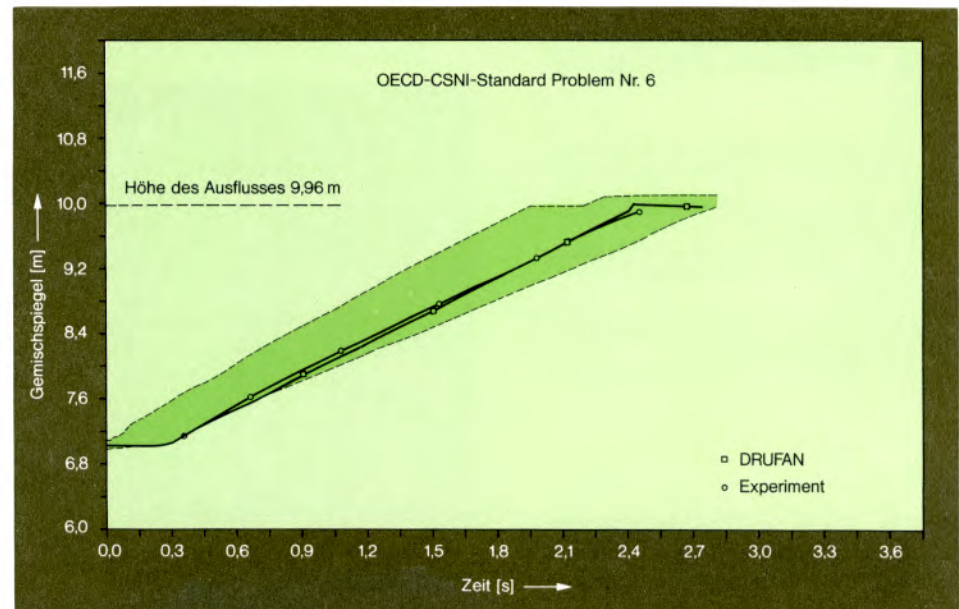
Zum anderen sei der Gemischspiegelverlauf bei OECD-CSNI-SP Nr. 6 dargestellt, der für die sicherheitstechnische Beurteilung von Störfällen an Siedewasserreaktoren wichtig ist (**Bild 18**). Mit dem Nichtgleichgewichtscode DRUFAN konnte im Vergleich zu den anderen Teilnehmern (schattierte Fläche) die beste Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment erzielt werden.

<sup>1)</sup> SP = Standard-Problem



**Bild 17: Druck im Kernsimulator**

**Bild 18: Einhüllende der Gemischspiegelberechnungen**





## 4.4 Reaktorverhalten bei Betriebsstörungen und Störfällen

Die Programmentwicklung auf dem Gebiet der Reaktordynamik für Leichtwasserreaktoren hat zwei Schwerpunkte:

- die Entwicklung der 3D-Kernmodelle zur Beschreibung der neutronendynamischen und thermo-fluiddynamischen Vorgänge im Reaktorkern zur Bestimmung der orts- und zeitabhängigen Leistungsverteilung;
- die Entwicklung der Anlagenmodelle<sup>1)</sup> zur Beschreibung des gesamten Anlagenverhaltens eines Siedewasserreaktors (SWR) oder Druckwasserreaktors (DWR), insbesondere in Hinsicht auf das Störfallverhalten unter ATWS<sup>2)</sup>-Bedingungen<sup>3)</sup> oder das Verhalten unter Fehlerbedingungen als Voraussetzung für Risikobetrachtungen.

Aus diesem Arbeitsgebiet wird beispielhaft der Einsatz des 3D-Kernmodells in einer Untersuchung des Kernverhaltens nach einem Frischdampfleitungsbruch in einem DWR dargestellt. Dieses aktuelle Problem aus dem Genehmigungsverfahren ist gleichzeitig ein gutes Beispiel, um die Aussagekraft und auch die Notwendigkeit der 3D-Kernmodelle zu demonstrieren.

- 1) Frisch, W., und R. Meißner: The Significance of Extended PWR Plant Models in Transient Analysis  
ANS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Idaho Falls, July 1977
- 2) ATWS = Anticipated Transients Without Scram (Betriebsstörungen bei Versagen der Schnellabschaltung)
- 3) Frisch, W., und W. Ullrich: Investigations of Anticipated Transients Without Reactor Scram and Other Selected Safety Devices  
Nuclear Technology, Vol. 41, No 2, Dec. 1978

**Bild 19: Variation der Massenstromdichte, Erhöhung von 60 kg/m<sup>2</sup>s auf 450 kg/m<sup>2</sup>s, Kerneintrittstemperatur 147,5 ° C**

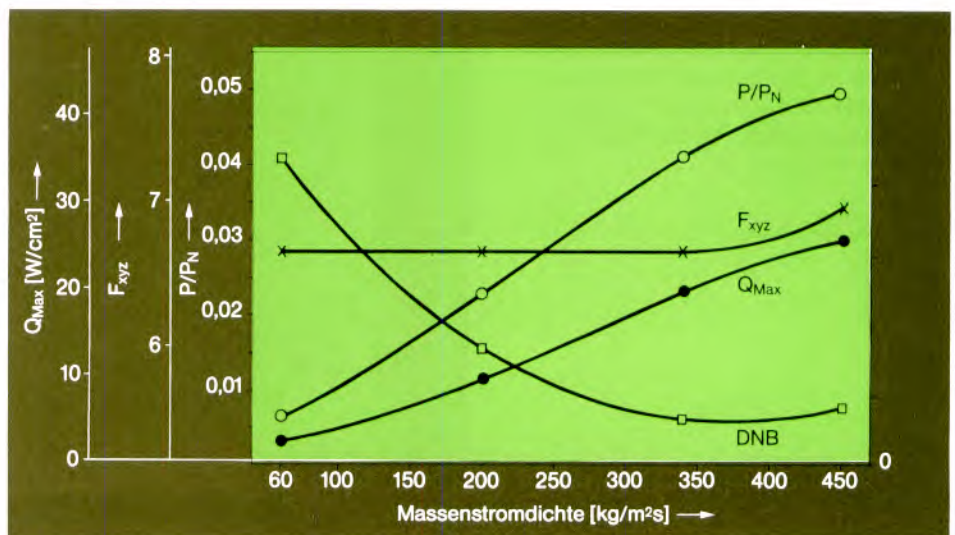
In unserer Gesellschaft wurden die 3D-Neutronenkinetik-Programme der Reihe QUABOX/CUBBOX entwickelt<sup>4)</sup><sup>5)</sup>. Hierin werden die Neutronendifusionsgleichungen nach einem Grobgitterverfahren gelöst. Zur Beschreibung der Rückwirkungseffekte von Brennstofftemperatur und Kühlmittelzustand (Moderatorwirkung) auf die Neutronendynamik wurde nun ein Modell für die Wärmeleitung im Brennstab und ein Modell für die Kühlmittelströmung in parallelen Kanälen integriert. Durch die Annahme der parallelen Kühlkanäle, d. h. kein Queraustausch zwischen den einzelnen Kanälen, ist eine eindimensionale Lösung der fluiddynamischen Gleichungen möglich. Damit ist zunächst die numerische Lösung wesentlich erleichtert, was bei dem Umfang des gestellten Problems nur wünschenswert ist. Es wird jedoch bereits an der Entwicklung von mathematischen Verfahren zur Lösung

der vollen dreidimensionalen Fluidgleichungen gearbeitet. Die Modellannahme der parallelen Kühlkanäle ist nur im Siedewasserreaktor wirklich erfüllt, sie kann jedoch für den Druckwasserreaktor mit seinem offenen Kernaufbau als erste Näherung angesehen werden. Weitere Modelleigenschaften sind in einer zusammenfassenden Beschreibung<sup>6)</sup> gegeben.

Für einen Siedewasserreaktor ergaben die Vergleiche der berechneten räumlichen Leistungsverteilung mit gemessenen axialen Leistungsprofilen gute Übereinstimmung. Das entwickelte 3D-Kernmodell wurde auch eingesetzt zur Analyse des Kernverhaltens nach einem Frischdampfleitungsbruch in einem DWR. Der Bruch einer Frischdampfleitung nahe dem Dampferzeuger führt zu einer erhöhten und unkontrollierten Dampfabgabe

<sup>6)</sup> Langenbuch, S.: Das dreidimensionale LWR-Kernmodell QUABOX-HYCA mit parallelen Kühlkanälen  
Reaktortagung Hannover, April 1978, S. 15/8

- 4) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner: Coarse-mesh flux-expansion method for the analysis of spacetime effects in large LWR cores  
Nuclear Science and Engineering 64 (1977), S. 437/56
- 5) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner: High-order schemes for neutron kinetics calculations, based on local polynomial approximation  
Nuclear Science and Engineering 64 (1977), S. 508/16





des Sekundärkreises. Damit verbunden ist eine erhöhte Energieabgabe aus dem Primärkreis, wodurch die Kerneintrittstemperatur stark zurückgeht. Dies wiederum hat eine Reaktivitätszufuhr zur Folge, die am Ende eines Zyklus ihren größten Wert erreicht, da dann bei geringem Borgehalt der Moderatortemperaturkoeffizient seinen größten Wert erreicht hat. Trotz Schnellabschaltung nach Eintritt des Bruches kann unter der Voraussetzung, daß der effektivste Steuerstab versagt, ein Wiederkritischwerden des Reaktors nicht ausgeschlossen werden, wenn die Kerneintrittstemperatur entsprechend tief absinkt. Für das Verhalten des Reaktorkerns sind folgende Fragen zu beantworten: Wann

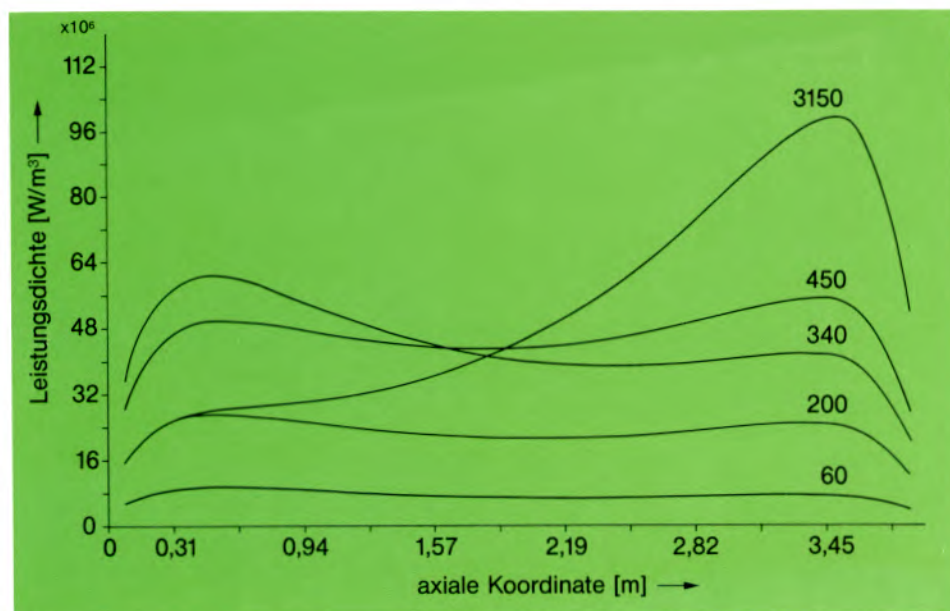
<sup>1)</sup> DNB: Departure from Nucleate Boiling (DNB-Wert: Das Verhältnis der kritischen zur tatsächlichen Heizflächenbelastung ist ein Maß für die Sicherheit einer ausreichenden Brennstabkühlung.)

ist die Eintrittstemperatur für die erneute Kritikalität erreicht? Welche mittlere Leistungsdichte stellt sich ein? Welche maximalen lokalen Leistungsdichten und entsprechenden lokalen Kühlmittelzustände sowie DNB<sup>1)</sup>-Werte ergeben sich? Da die Randbedingungen des Kerns von Annahmen des speziellen Anlageverhaltens abhängen, wurde eine Parametervariation durchgeführt, dabei konnte auch die Wirksamkeit der verschiedenen Einflußgrößen genauer bestimmt werden.

Bei einer Kerneintrittstemperatur von 195°C wird der Reaktor erneut kritisch. Die Ergebnisse für die mittlere Leistung, den maximalen Formfaktor, sowie für das DNB-Verhältnis sind in **Bild 19** in Abhängigkeit der Massenstromdichte dargestellt, die sich als bedeutsamer Parameter für das Kernverhalten erwiesen hat. Als Kerneintrittstemperatur sind ca. 150°C angenommen, da hierfür der DNB-Wert sein Minimum erreicht. Die hohen Leistungsformfaktoren ergeben sich im »Stuck-Rod«-Bereich, also an der Stelle des ausgefahrenen Steuerstabes. Damit

ist eine starke Störung der Leistungsverteilung in der XY-Ebene gegeben. Die Konstanz des Formfaktors für kleine Werte des Massendurchsatzes folgt aus den axialen Profilverschiebungen in Abhängigkeit der Kühlmitteldichterrückwirkung. Dieser Zusammenhang wird aus **Bild 20** deutlich, hier ist das axiale Leistungsprofil im Stuck-Rod-Bereich in Abhängigkeit der Massenstromdichte dargestellt. Dabei wird auch der Übergang von einem Leistungsprofil mit dem Maximum im unteren Kernbereich zu einem Leistungsprofil mit ausgeprägtem Maximum im oberen Kernbereich sichtbar.

In Hinsicht auf den möglichen minimalen DNB-Wert zeigt sich in allen Fällen ein hinreichend großer Sicherheitsabstand. Dies ist jedoch eine Folge der Umverteilungen in der räumlichen Leistungsverteilung. Der rechnerische Nachweis des Kernverhaltens in diesem angenommenen Störfall, der in dieser Form nur unter Annahme des ungünstigsten Ausgangszustandes und bei teilweisem Versagen der Schnellabschaltung ablaufen kann, ist allein mit einem 3D-Kernmodell möglich, in dem vollständig das räumliche Verhalten der Neutronendynamik unter dem Einfluß der Rückwirkungseffekte simuliert wird.



**Bild 20:** Axialer Verlauf der Leistungsdichte im Stuck-Rod-Bereich, Parameter: Massenstromdichte in kg/m²s, Kerneintrittstemperatur 147,5° C

## 4.5 Rechnergestützte Störungsanalyse

In Zusammenarbeit mit dem Institut für Atomenergie in Halden, Norwegen, der Kraftwerk Union und der Vereinigung deutscher Kraftwerksbetreiber wird unter Federführung unserer Gesellschaft ein System entwickelt, das bereits bei beginnenden Betriebsstörungen eines Kernkraftwerks die Operateure auf mögliche Ursachen und Auswirkungen der Störungen hinweist.

Ausgangspunkt für die Störungsanalyse ist ein Ereignisablauf-Modell des zu analysierenden Prozesses oder wesentlicher Teile davon. Dieses Ereignisablauf-Modell besteht aus zwei Schichten. Die erste Schicht enthält die von Systemanalytikern erstellten Aussagen über Ablauffolgen von möglichen (sinnvoll ausgewählten) Ereignissen. Soweit entspricht das Ereignisablauf-Modell einem Kraftwerkssimulator mit der Einschränkung, daß nur diskrete Ereignisse Verwendung finden. Da es nicht möglich ist, den ausgewählten Ereignissen Eintrittswahrscheinlichkeiten so zuzuordnen, daß während des Betriebs zuverlässige Voraussagen gemacht werden können, muß auf andere Informationsquellen zurückgegriffen werden. Diese Informationsquellen stellen die zweite Schicht des Modells dar. Sie werden durch die umfangreiche Instrumentierung gebildet, mit der ein Kernkraftwerk ausgestattet ist.

Die Daten, die der Prozeß zu jedem Zeitpunkt liefert, werden dem Ereignisablauf-Modell überlagert. Damit ist zunächst der augenblickliche Zustand des Prozesses festgehalten. Von diesem Zustand aus kann das Ereignisablauf-Modell (chronologisch gesehen) nach vorn und hinten analysiert werden, wobei mögliche Auswirkungen und Ursachen des augenblicklichen Zustands erkannt werden können.

Um diese Analyse schnell und dauernd (on-line) durchführen zu können, wurde eine Rechnerkonfiguration entworfen, die für diese Aufgabe geeignet ist. Sie ist zur Zeit bei unserer Gesellschaft installiert und wird Mitte 1979 im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld eingebaut und unter realen Bedingungen erprobt werden. Um die vorgesehene Störungsanalyse vornehmen zu können, sind drei Schritte erforderlich:

- Systemanalyse und Erstellung des Ereignisablauf-Modells,
- Akquisition der anfallenden Prozeßdaten und entsprechende Analyse des (aktuellen) Ereignisablauf-Modells,
- Aufbereitung und Darstellung der Analyseergebnisse auf Farbbildschirmen in operateurgerechter Form nach modernen ergonomischen Erkenntnissen.

Da weder Systemanalytiker noch Operateure Rechnerspezialisten sind, wurde darauf geachtet, das gesamte System so anzulegen, daß Reaktoringenieure und Operateure in einer ihnen angepaßten Weise mit dem Störungsanalyzesystem kommunizieren können<sup>1)</sup>. Dazu wurde

<sup>1)</sup> Netland, K., J. Ø. Hol und G. Øhira: Operator Communication in a Computer Based Control Environment, in: Proceedings to Enlarged Halden Programme Group Meeting, Fredrikstad, Norway, 6.-10. 6. 1977, HPR 214

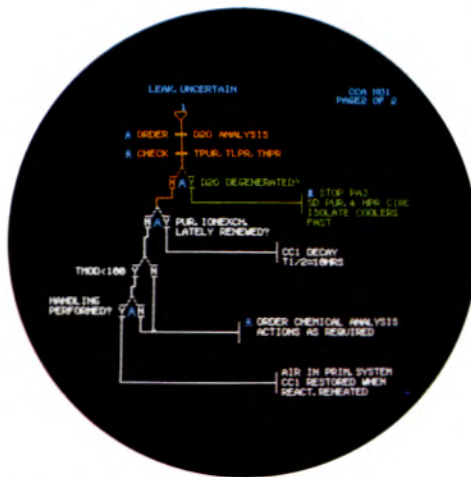


Bild 21: Modell-Warte





**Bild 22:**  
Darstellung der Alarmmeldungen auf dem Bildschirm



**Bild 23:** Ereignisablaufdiagramm

eine einfache formale Sprache entwickelt, die es dem Systemanalytiker erlaubt, einerseits das Ereignisablauf-Modell in seiner Terminologie zu beschreiben, andererseits von einem Programm (dem Modellgeneratorprogramm MOGEN<sup>2)</sup> automatisch in die vom Störungsanalyse-system benötigte Form übersetzen zu lassen. Außerdem ist es damit möglich, in dieser Sprache gewisse Reaktionen, die das Störungsanalyzesystem auf spezielle Zustände zeigen soll, unter Miteinbeziehung der Kenntnisse des Systemanalytikers einzuprogrammieren. Von besonderer Bedeutung ist der Modellgenerator auch deshalb, weil Modifikationen am Er-

<sup>2)</sup> Felkel, L., und R. Grumbach: Rechnergestützter Aufbau von Störungsablauf-Modellen, in: Automatisierungstechnik im Wandel durch Mikroprozessoren, Fachberichte MSR, Springer, Heidelberg, 1977, Vol. 1

ignisablauf-Modell sehr einfach werden. Bei früheren Ansätzen, beispielsweise dem ersten derartigen System im Kernkraftwerk Oldbury, England, wurde durch kleine Unstimmigkeiten des Modells mit dem wirklichen Prozeßablauf das gesamte System in Frage gestellt, da es nicht möglich war, das Modell (auf einfache Weise) zu ändern.

Das eigentliche Störungsanalyseprogramm ist das Programm ALSAN<sup>3)</sup>. Dieses Programm enthält das (von MOGEN erzeugte) Ereignisablauf-Modell. Etwa alle fünf Sekunden werden die Prozeßdaten (das sog. Prozeßabbild) gelesen und diese anhand des Ereignisablauf-Modells analysiert. Dabei wird vor allem versucht, wichtige Informationen von unwichtigen zu trennen, damit die Operateure nicht überlastet werden. Es werden vor allem Störungen modelliert, deren Ausbreitungszeit zwischen 30 Sekunden und 30 Minuten beträgt. Somit werden vor allem die Störungen betrachtet, die den Operateuren noch Eingriffsmöglichkeiten erlauben, z. B. Störungen, die zum Ausfall einer Speisewasserpumpe führen können. Das Speisewassersystem hat sich für die Störungsanalyse in dieser Hinsicht als besonders geeignet erwiesen (zu diesem Ergebnis ist man auch bei einem ähnlichen amerikanischen System gekommen).

Nach der Analyse werden die Resultate an das Kommunikationssystem, das Programm ALKOM<sup>3)</sup>, gegeben. Sie werden dort in lesbare Form aufbereitet. Zwei Farbsichtgeräte ermöglichen es den Operateuren, auf die Analyseergebnisse zuzugreifen. Dabei fungiert ein Sichtgerät als Übersichtsdarstellung der verfügbaren Analyseergebnisse. Mit einer Funktionstastatur mit Rollkugel können die Operateure detaillierte Analyseresultate auf dem zweiten Farbsichtgerät darstellen.

<sup>3)</sup> Oewre, F., und L. Felkel: Functional Description of the Disturbance Analysis System for the Grafenrheinfeld Nuclear Power Plant Enlarged Halden Program Group Meeting, Loen, Norway, 5.-9. 6. 1978



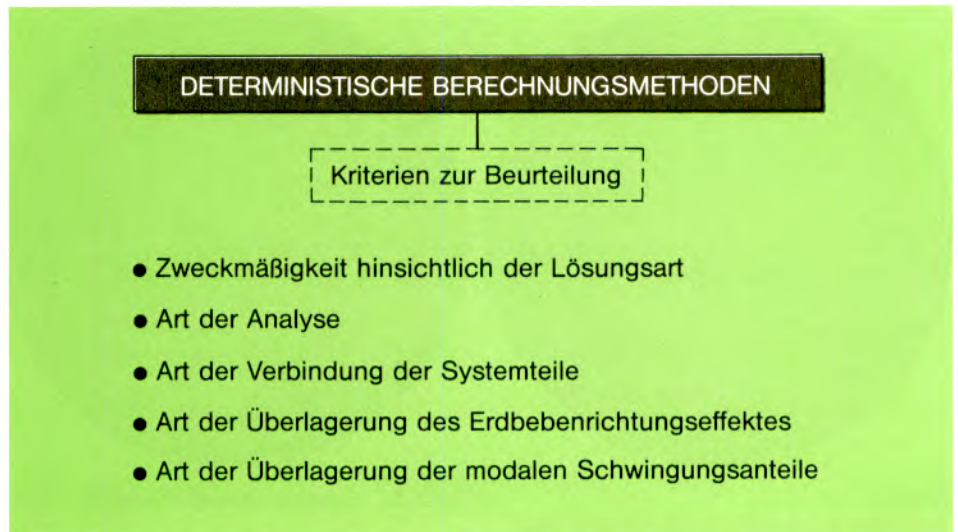
## 4.6 Zur Erdbebensicherheit: Stochastische Schwingungsanalyse maschinentechnischer Systeme

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke spielt der Nachweis ausreichender Erdbebensicherheit der Anlagen, insbesondere der sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke, Systeme und Komponenten, eine wichtige Rolle. Bisher wurden die dynamischen Analysen von maschinentechnischen Systemen ausschließlich mit Hilfe deterministischer Verfahren vorgenommen. Neuerdings gewinnen bei der Beurteilung der Systemantworten stochastische Methoden zunehmend an Bedeutung.

Unsere Gesellschaft hat im Rahmen ihrer beratenden Tätigkeit u. a. Kriterien für die Beurteilung der unterschiedlichen Verfahren, sowohl deterministischer als auch stochastischer Art, für die Analyse des Schwingungsverhaltens bei seismischer Einwirkung auf leichte sekundäre Systeme erarbeitet<sup>1)</sup>.

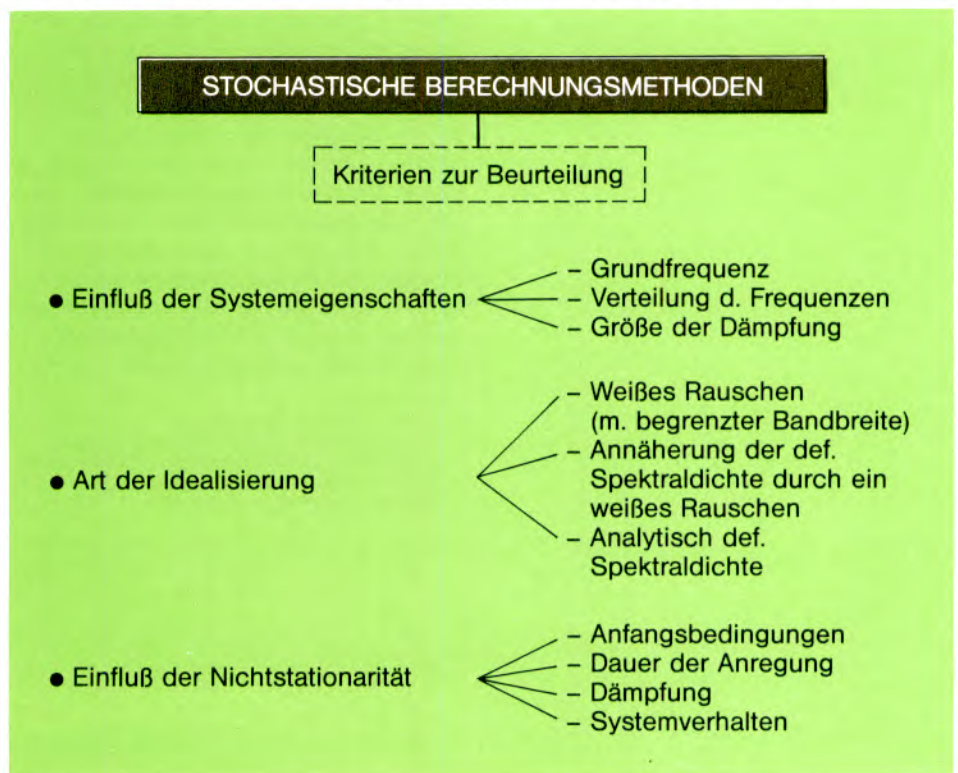
Anhand dieser Kriterien läßt sich auf theoretischem Wege und bei Hinzunahme von Rechenergebnissen zeigen, welche Arten von Methoden und welche Auslegungsansätze – bei definierten Systemeigenschaften und spezifizierten Merkmalen der Anregung – hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Ergebnisse zu bevorzugen sind. Bei der Gegenüberstellung der unterschiedlichen Auslegungsansätze wurde zwischen der Genauigkeit der Rechenergebnisse und der Konservativität der Berechnungsverfahren unterschieden. Einige der wichtigsten Kriterien zur Beurteilung der Berechnungsmethoden deterministischer bzw. stochastischer Art zeigen die **Bilder 24 und 25**.

<sup>1)</sup> Jonczyk, J.:  
Bewertende Übersicht über verschiedenartige Verfahren zur Analyse des seismischen Verhaltens leichter schwingungsfähiger Systeme  
VDI-Berichte Nr. 320, 1978, S. 173/86



**Bild 24:** Kriterien zur Beurteilung deterministischer Berechnungsmethoden

**Bild 25:** Kriterien zur Beurteilung stochastischer Berechnungsmethoden





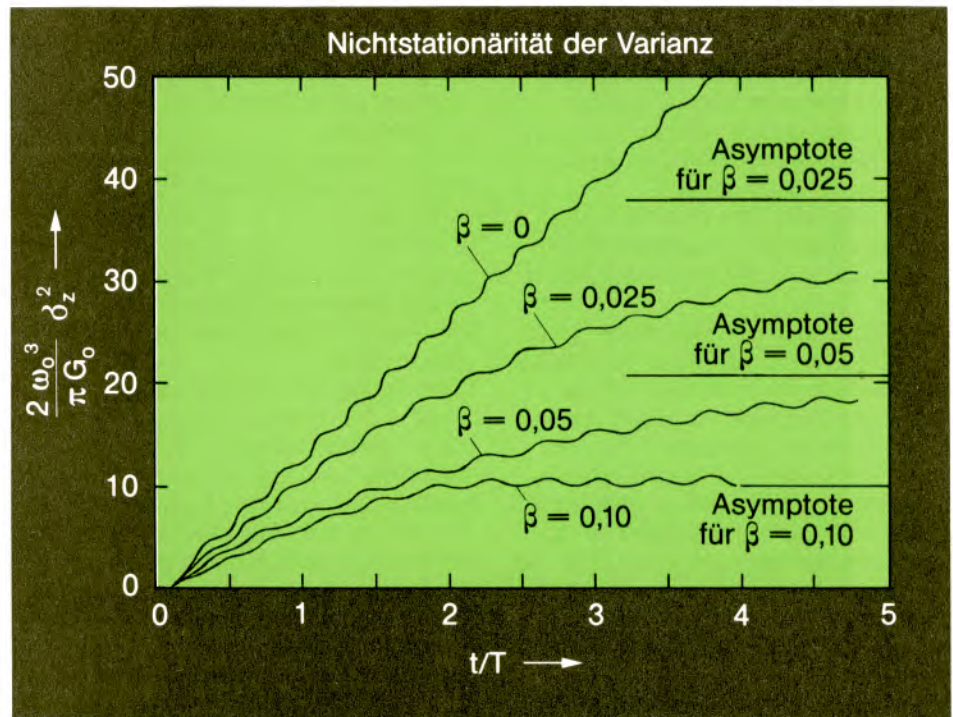
Bei der stochastischen Analyse des dynamischen Verhaltens von leichten schwingungsfähigen Systemen bei seismischer Einwirkung ist zwischen zwei Arten von Rechenansätzen zu unterscheiden:

- Nur der stationäre Vorgang wird in Betracht gezogen.
- Es wird der allgemein nichtstationäre Vorgang untersucht.

Für die stochastischen Verfahren in **Bild 25** zusammengestellten Merkmale führen zu folgenden Schlußfolgerungen: Der Einfluß der Grundfrequenz und der Dämpfung des Systems wirkt sich auf die Systemantwort derart aus, daß sich diese – wenn die genannten Parameter relativ groß sind – sehr stark dem stationären Zustand nähert. Dies ist oft der Fall bei Bautragwerken mit mittlerer und kleinerer Schwingungsperiode bei Dämpfungswerten über 5%. Wenn aber maschinentechnische Komponenten betrachtet werden – insbesondere solche, die relativ weich sind – und die Dämpfungswerte sehr klein sind (<1%), dann wird eine transiente Analyse im allgemeinen erforderlich sein (**Bild 26**). Die allgemeine Lösung ist auch erforderlich für die Ermittlung der Antwortspektren bei allen Perioden und Dämpfungswerten.

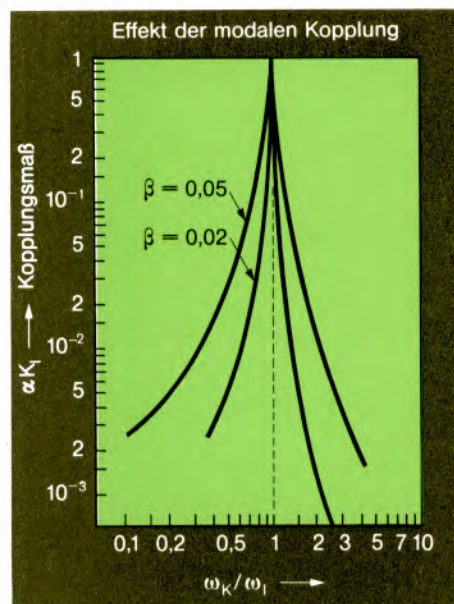
Die Verteilung der Eigenfrequenzen im System ist bei der Berechnung der Systemantwort ebenfalls von Bedeutung. Bei dicht beieinanderliegenden Eigenformen und erhöhten Dämpfungswerten findet eine modale Kopplung statt (**Bild 27**), deren Auswirkung durch einen vollständigen Rechenansatz bei der Bestimmung der Systemantwortvarianz berücksichtigt werden muß. Die Spektraldichteverteilung wird dabei in der analytisch spezifizierten Form definiert. Insbesondere höhere Frequenzen weisen die Tendenz auf, dicht beieinander zu liegen, so daß jeweils von Fall zu Fall beurteilt werden muß, ob diese einen maßgeblichen Einfluß auf die Systemantwort haben können.

Zeigen die maßgeblichen Eigenfrequenzen eine gute Spreizung, dann läßt sich die Bestimmung der Antwortvarianz derart



**Bild 26:**  
Nichtstationarität der Varianz

vereinfachen, daß man die Erdbebenerregung unter Umständen mit einer Spektraldichte begrenzter Bandbreite bzw. mit einer Spektraldichteverteilung allgemeiner Art – unter Hinzunahme von diskreten Funktionswerten – und ohne Kopplungsterme im Rechenansatz ansetzen kann.



**Bild 27:**  
Effekt der modalen Kopplung



In diesem Fall ist jedoch zu beachten, daß

- die Spektraldichte der Anregung nur relativ schwache Funktionswertschwankungen bei Änderung von  $\omega$  in der Nachbarschaft der Eigenfrequenzen des Systems zeigt,
- der hauptsächliche Anteil der Funktionsverteilung der Spektraldichte im Bereich der Eigenwerte des Systems liegt.

Aus den aufgeführten Merkmalen – und den sich daraus ergebenden Schlußfolgerungen – läßt sich erkennen, daß die Vielfalt und Zweckgebundenheit der Ansätze bei der stochastischen Methode unter Umständen zu unzuverlässigen Ergebnissen führen können, wenn bei der Anwendung wichtige physikalische Zusammenhänge, die in der Form einer mathematischen Beschreibung angegeben sind, nicht in sinnvoller Art, der jeweiligen Aufgabenstellung entsprechend, gewählt werden.

Dies hängt einerseits von den Systemeigenschaften des mathematisch-mechanischen Modells und vom Verlauf der Spektraldichte der Anregung ab und des weiteren davon, welche Rechenvorschrift zur Ermittlung der Varianz der Systemantwort zugrunde gelegt wird.

Die Auswirkung der Nichtstationarität auf die Antwort eines leichten sekundären Systems kann unter Umständen – je nach Systemeigenschaften des primären und sekundären Systems, dem Typ der stochastischen Anregung (Spektraldichte allgemeiner Art bzw. weißes Rauschen mit begrenzter Bandbreite), den Anfangsbedingungen der Anregung usw. – von Bedeutung sein, deren Nichtberücksichtigung zu unrealistischen Ergebnissen führt. Dies muß besonders bei Systemen, die weich und schwach gedämpft und einer relativ kurz andauernden plötzlichen Anregung ausgesetzt sind, beachtet wer-

den. Der Effekt der Nichtstationarität nimmt sehr schnell bei höherer Dämpfung, relativ starren Systemen und ausreichend langer Einwirkung der Erregung ab (**Bild 26**).

Bei Anwendung der stochastischen Methoden auf die Erdbebenproblematik muß daher hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Ergebnisse, dem Charakter der Anregung und den Systemeigenschaften entsprechend, jeweils entschieden werden, welche Art von Rechenansatz angewendet werden soll.

Sind die Eigenfrequenzen gut gespreizt und die Dämpfung sehr klein, dann liefern die deterministischen Methoden – bei stationärer genügend lang andauernder Anregung – vergleichbar gute Ergebnisse wie die stochastischen Methoden. In allen anderen bereits erwähnten Fällen sind die stochastischen Verfahren zu bevorzugen, da sie eine realistischere Erfassung der Systemantwort erlauben.

Es läßt sich keinesfalls die Schlußfolgerung ziehen, daß mit den deterministischen Methoden unbrauchbare Ergebnis-

se erzielt werden, da diese in den meisten Fällen konservativ sind. Die stochastischen Verfahren erlauben aber zusätzliche Angaben über die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Strukturantwort und die Einschätzung der Überschreitungswahrscheinlichkeit eines bestimmten als unzulässig erachteten Grenzwertes der Systemantwort, was bei einer deterministischen Vorgehensweise naturgemäß nicht möglich ist.



## 4.7 Einflußgrößen bei der Ermittlung von Gebäudeantwortspektr

Sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile von Kernkraftwerken (KKW), zu denen eine Vielzahl der maschinen- und elektrotechnischen Komponenten und Systeme gehört, müssen nach den vom BMI herausgegebenen »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« gegen Einwirkungen von außen (EVA) ausgelegt werden. Die Auslegung erfolgt heute in der Regel anhand von sogenannten Gebäudeantwortspektr. Ein Antwortspektrum ist ein Diagramm, in dem die maximalen Antworten von Schwingungssystemen (Einmassenschwinger) auf eine dynamische Anregung über der Frequenz aufgetragen sind. Antwortspektr können nach verschiedenen Verfahren berechnet werden. Die Problematik bei der Ermittlung von Antwortspektr liegt heute allerdings weniger in den Rechenverfahren als in der Aufbereitung des betrachteten Systems in ein berechenbares Modell.

Das mathematische Modell des Gesamtsystems dient zunächst als Hilfsmittel bei der Lösung des Eigenwertproblems (Bestimmung von Eigenfrequenzen und Eigenvektoren). Die Eigenwerte sind durch Steifigkeits- und Massenverteilung des Modells bestimmt. Ausgehend von den Eigenwerten, können unter Berücksichtigung der Dämpfung die Antwortspektr des Systems auf eine Anregung berechnet werden. Die Antwortspektr werden also durch

- Massen,
- Steifigkeiten,
- Dämpfungen,
- Anregungen

des Modells festgelegt. Auf einige dieser maßgeblichen Parameter und Eigenschaften von Rechenmodellen für Kernkraftwerksgebäude sowie ihre Auswirkungen auf die Rechenergebnisse in Form von Gebäudeantwortspektr wird im folgenden eingegangen.

Das Gesamtmodell des abzubildenden Systems (Kernkraftwerksgebäude), an dem die dynamischen Berechnungen durchgeführt werden, gliedert sich in 3 Teilsysteme:

- Bodenmodell,
- Bauwerkmodell,
- Komponentenmodell.

Auf das Komponentenmodell (z. B. Rückwirkung von Schwerkomponenten auf das Gebäude) wird hier nicht näher eingegangen, da sein Einfluß auf die Gebäudeantwortspektr von den 3 Teilmodellen am geringsten ist.

### Bodenmodell

Mit dem Bodenmodell sollen die Eigenschaften des Bodens am Standort des Bauwerkes, die für die dynamische Berechnung des Gebäudes bedeutsam sind, beschrieben werden. An das Bodenmodell wird das Bauwerkmodell angekoppelt. Diese beiden Modellteile des Gesamtsystems Boden-Bauwerk beschreiben in ihrem Zusammenwirken die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung, die bei der Ermittlung von Spektr einen großen Einfluß auf die Ergebnisse ausübt. Nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik resultieren die größten Unsicherheiten bei der Ermittlung von Gebäudeantwortspektr aus den Bodenmodellen. Dies liegt zum einen daran, daß die benötigten Bodenkennwerte nur mit großen Ungenauigkeiten angegeben werden können, zum anderen können mit den verfügbaren modelltheoretischen Ansätzen die Bodeneigenschaften nur unvollkommen dargestellt werden. Die zur Modellabbildung des Bodens entwickelten Verfahren lassen sich in 2 Methoden einteilen: die Halbraummethode und die Finite-Elementemethode (FE-Methode). Bei der Halbraummethode wird die Kopplung von Bauwerk und Boden durch ein System von Federn und Dämpfern dargestellt. Bei einfachem Bodenaufbau können die Feder- und Dämpferkonstanten aus analytischen Lösungen (Halbraumtheorie) gewonnen werden. Ein Vorteil der Halbraummethode ist der im allgemeinen erheblich geringere Rechenaufwand im Vergleich zur FE-Methode. Bei der FE-Methode wird ein bestimmter Bodenbereich zusammen mit dem Gebäude durch ein gekoppeltes FE-Modell abgebildet. Die FE-Methode ist ein aufwendiges Verfahren zur Abbildung des Bodens und wird deshalb vorwiegend bei kompliziertem Bodenaufbau (z. B. Bodenschichtungen) oder besonderen Problemstellungen (z. B. Berücksichtigung der Einbettung des Bauwerkes in den Boden, unterirdische Bauweise von KKW usw.) angewendet. Bei gleichen Rand-



bedingungen der Bodenmodelle führen FE-Methode und Halbraummethode zu vergleichbaren Ergebnissen.

Die für die Modellbeschreibung benötigten Materialkennwerte des Bodens (z.B. dynamischer Schubmodul, Bodendichte) sind abhängig von der Frequenz der Bodenerregung und der Beanspruchungshöhe des Bodens. Diese Abhängigkeit der Bodenkennwerte wird jedoch in den heute verwendeten Rechenverfahren meist nicht berücksichtigt, weil der Einfluß vergleichsweise gering gegenüber den üblichen Streuungen der gemessenen Bodenkennwerte ist. Streuungen von ca.  $\pm 50\%$  um einen Mittelwert müssen bei heutigen Messungen im Feld als normal angesehen werden. Zur Abdeckung der Unsicherheiten müssen daher die Bodenkennwerte bei der Spektrenermittlung in einem angemessenen Streubereich variiert werden.

Wie sich aus dem Zusammenwirken der einzelnen Teilsysteme leicht ableiten läßt, übt die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung einen entscheidenden Einfluß auf die Lage der Resonanz-Spitzen in den Gebäudeantwortspektren aus, da die Wurzel aus dem Bodenschubmodul die Lage bestimmter Eigenfrequenzen des Gesamtsystems (»Starrkörpermoden«) festgelegt.

### **Bauwerkmodell**

Bei der Abbildung von Bauwerken auf ein Modell geht es im wesentlichen darum, die Massen- und Steifigkeitsverteilung der wirklichen Baustruktur durch eine geeignete Beschreibung mathematisch zu erfassen. Bei Stahlbetonkonstruktionen ist die Erfassung dieser Bauwerkseigenschaften normalerweise mit ausreichender Genauigkeit möglich. Die heute verwendeten Bauwerkmodelle lassen sich grundsätzlich in 2 unterschiedliche Gruppen einteilen: die Stab- oder Balkenmodelle und die dreidimensionalen Schalenmodelle.

Ein Balkenmodell ist ein FE-Modell, bei dem ein System – hier: Bauwerk oder Teilbereiche desselben – auf ein oder

mehrere Balkenelemente abgebildet wird. Die dynamischen Eigenschaften der einzelnen Balkenelemente werden beschrieben durch Geometriedaten (z. B. Querschnittsflächen und Trägheitsmomente), durch Werkstoffdaten (z. B. E-Modul und Poissonsche Zahl), durch Daten zur Massenbelegung der Balken und durch die Knotenpunktkoordinaten. Das Problem besteht darin, durch die relativ wenigen Parameter, durch die ein Balkenelement charakterisiert wird, den zugehörigen Gebäudebereich zutreffend zu beschreiben. Je mehr Balkenelemente in das Balkenmodell aufgenommen werden, eine desto größere Genauigkeit der Balkenmodelle kann erreicht werden. Balkenmodelle sind naturgemäß bei Bauwerken von schlanker, annähernd rotationssymmetrischer Form zur Modellabbildung am besten geeignet. Auf der anderen Seite kann selbst ein idealer Zylinder von einem Balkenelement nur unvollkommen beschrieben werden, da das Balkenelement beispielsweise nicht in der Lage ist, Querschnittsformänderungen des Zylinders, die bei Biegeschwingungen auftreten, wirklichkeitsgetreu nachzuvollziehen. Für ein komplexes Bauwerk mit Unsymmetrien und Exzentrizitäten in den Massen- und Steifigkeitsverteilungen, wie z. B. ein Reaktorgebäude, kann ein Balkenmodell nur ein relativ grobes Modell für die Spektrenermittlung sein. Im Einzelfall kann das Balkenmodell gut geeignet sein, das globale Schwingungsverhalten von Bauwerken, d. h. die Grundformen von möglichen Balkenschwingungen der idealisierten Struktur, anschaulich und zutreffend darzustellen. Höhere Schwingungsformen, die lokal

entscheidenden Einfluß auf die dynamischen Beanspruchungen des Bauwerkes und damit auch auf die Gebäudeantwortspektren haben können, sind mit einfachen Balkenmodellen nicht erfaßbar. Ein dreidimensionales Schalenmodell (3 D-Modell) eines Bauwerkes ist ein FE-Modell, das aus einer Vielzahl von gleichen oder unterschiedlichen finiten Elementen, die zu beliebigen Formen und Unterstrukturen im Raum zusammengefügt sind, aufgebaut ist. In den verfügbaren FE-Programmsystemen werden umfangreiche Bibliotheken mit verschiedenen finiten Elementen zum Aufbau von 3 D-Modellen angeboten. Das 3 D-Modell wird mathematisch beschrieben durch die Knotenpunktkoordinaten, Geometriedaten der verwendeten Elemente (z. B. Wanddicke bei Plattenelementen), Werkstoffdaten für jedes Element und Daten zur Massenbelegung.

Abgesehen von Rechnerkapazität und sonstigen negativen Begleiterscheinungen (z. B. Kosten, Instabilitäten in der Numerik) wäre es theoretisch möglich, die Modelltreue eines 3 D-Modells durch eine immer feinere Diskretisierung unter Verwendung einer größeren Anzahl von im Durchschnitt kleineren Elementen nahezu



beliebig zu steigern. Mit einem 3 D-Modell können demnach auch komplexe Bauwerke mit großer Genauigkeit nahezu wirklichkeitsgetreu abgebildet werden. Die in komplexen Bauwerken auftretenden Unsymmetrien und Exzentrizitäten sind im 3 D-Modell realistisch erfassbar und können damit in ihren Auswirkungen auf die Spektren berücksichtigt werden. Ebenso können das dynamische Eigenverhalten von massiven inneren

Strukturen, wie sie z.B. in Reaktor-gebäuden vorzufinden sind, sowie die oben angegebenen Querschnittsformänderungen von Teilstrukturen nur vom 3 D-Modell erfaßt werden. Die Beschreibung des allgemeinen räumlichen Schwingungsverhaltens von Bauwerken ist mit 3 D-Modellen in einer umfassenderen Weise möglich als mit Balkenmodellen. Allein schon durch den höheren Diskretisierungsgrad ist mit 3 D-Modellen von Bauwerken eine erheblich größere Anzahl von Eigenformen bis hinauf zu Frequenzen von einigen Hundert Hertz darstellbar. Eine Vielzahl dieser Eigenformen, die nicht nur im

hochfrequenten Bereich liegen müssen, können mit Balkenmodellen nicht beschrieben werden. Es hat sich gezeigt, daß gerade diese Eigenformen, die oft durch besondere lokale Verhältnisse geprägt sind, bei bestimmten EVA-Lastfällen einen erheblichen Einfluß auf den Funktionsverlauf der Gebäudeantwortspektren haben.

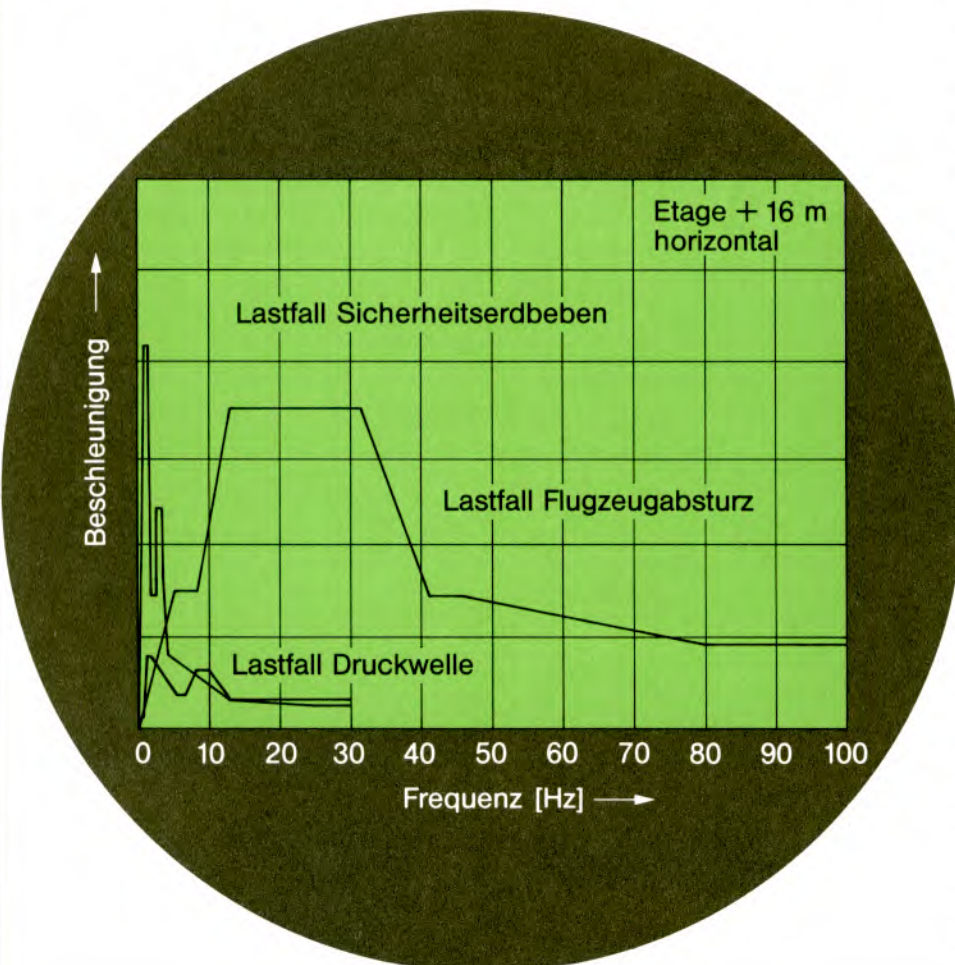
**Bild 28: Druckwasserreaktorgebäude Lastfälle Einwirkungen von außen, Auslegungsspektren**

**Lastfälle Erdbeben, Flugzeugabsturz, Druckwelle (EVA)**

Neben einer möglichst wirklichkeitsgetreuen Abbildung eines Systems auf ein Modell ist entsprechend der Problemstellung die jeweilige Anregung des Modells mit dynamischen Lastfunktionen von entscheidendem Einfluß auf die Spektren. Für die Berechnung von Gebäudeantwortspektren der Lastfälle EVA werden diese Lastfunktionen in der Regel vorgegeben, so daß sie hier nicht ausführlich diskutiert zu werden brauchen. Die Anregung beim Lastfall Erdbeben wird heute meist vom seismologischen Gutachter in Form eines Bodenantwortspektrums für den Standort des KKW vorgegeben. Auch mit natürlichen oder künstlichen (spektrumkompatiblen) Erdbebenzeitverläufen können Erdbebenanalysen von Bauwerken zur Ermittlung von Gebäudeantwortspektren durchgeführt werden; hier besteht ein Problem in der Vorgabe einer ausreichenden Anzahl von geeigneten Zeitverläufen, da ein Erdbeben von Natur aus eine stochastische Erregung darstellt.

Im Unterschied zum Lastfall Erdbeben ist in Deutschland für die Lastfälle Flugzeugabsturz und Druckwelle jeweils eine deterministische Lastfunktion in Form eines Last-Zeit-Diagramms vorgegeben. Bei dem für den Flugzeugabsturz vorgegebenen Stoßlast-Zeit-Diagramm handelt es sich um eine geglättete Hüllkurve, die eine Vielzahl möglicher Abstürze von Militär- und Zivilmaschinen abdeckt.

**Bild 28** zeigt beispielhaft typische Gebäudeantwortspektren eines Druckwasserreaktorgebäudes für die Lastfälle





EVA. Es handelt sich um geglättete Antwortspektren für eine bestimmte Etage des Gebäudes, die als sogenannte Auslegungsspektren der Auslegung der Komponenten auf dieser Etage zugrunde gelegt werden. Die berechneten Gebäudeantwortspektren werden in konservativer Weise geglättet, um Unsicherheiten in den Modellannahmen, wie sie teilweise erläutert wurden, abzudecken.

Wie Bild 28 zeigt, treten hier die Resonanzspitzen des Auslegungsspektrums für den Lastfall Erdbeben bei Frequenzen  $< 5$  Hz auf, wobei das Spektrum bei Frequenzen oberhalb 10 Hz bereits auf die niedrige Starrkörperbeschleunigung abfällt. Das Auslegungsspektrum für den Lastfall Druckwelle ist demgegenüber etwas höherfrequenter, hat aber auf Grund seiner geringen Maximalamplituden nur untergeordnete Bedeutung. Beim Lastfall Flugzeugabsturz reicht das durch die Glättung entstandene Resonanz-Plateau des Auslegungsspektrums bis 30 Hz, die Resonanzüberhöhung ist bei etwa 40 Hz abgeklungen und erst bei 80 Hz wird ein relativ hohes Starrkörperbeschleunigungsniveau erreicht. Die Spektren des Lastfalls Flugzeugabsturz unterscheiden sich demnach von den übrigen EVA-Spektren insbesondere dadurch, daß sie auch bei hohen Frequenzen noch große Beschleunigungswerte aufweisen. Sie führen bei den gegebenen seismischen Verhältnissen in Deutschland häufig zu den größten Auswirkungen bei der Komponentenauslegung innerhalb der betrachteten Lastfälle EVA. Mit der Auslegung eines Kernkraftwerks gegen den Lastfall Flugzeugabsturz sind gleichzeitig die Risiken anderer möglicher äußerer Einwirkungen weitgehend abgedeckt (siehe auch Bild 28).

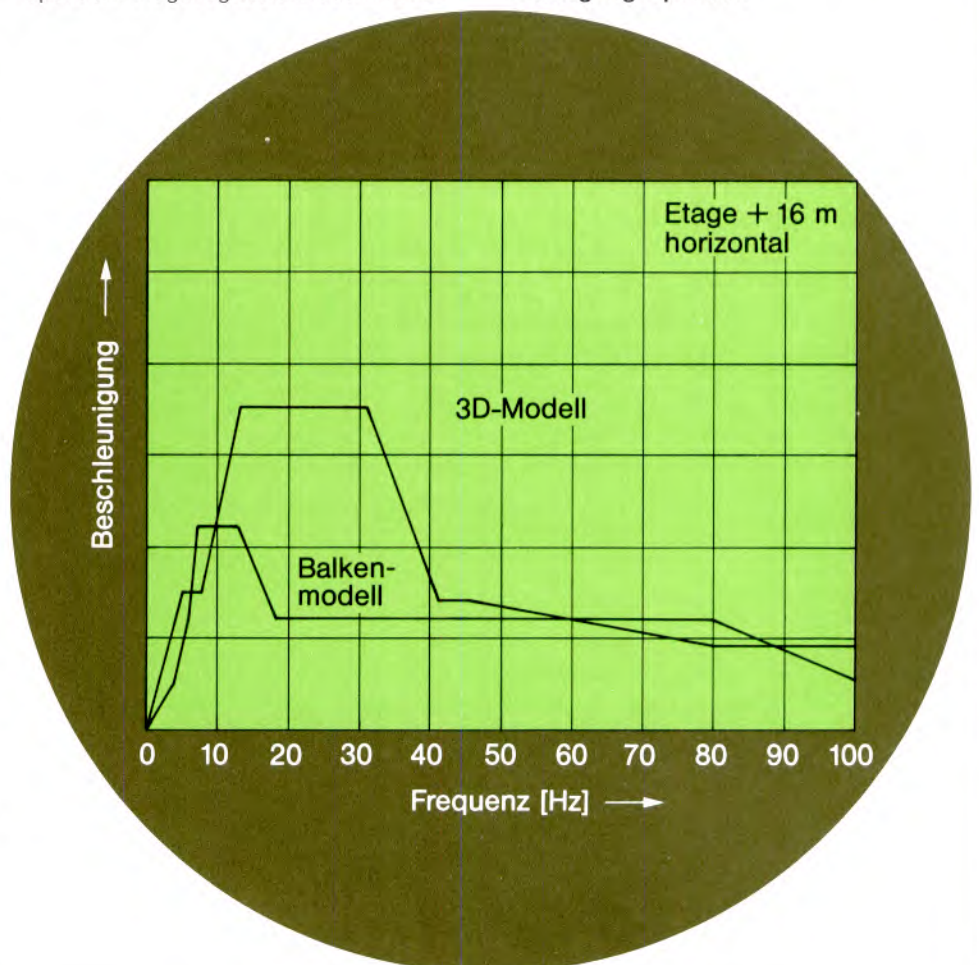
Da bei den EVA-Lastfällen Erdbeben und Druckwelle auf Grund der niederfrequenten Anregung globale Schwingungsformen der Gebäude im Vordergrund stehen, genügt es hier in vielen Fällen, Balkenmodelle zur Ermittlung der

Gebäudeantwortspektren einzusetzen. Beim Lastfall Flugzeugabsturz kann hingegen auf Grund des lokalen Auftreffpunktes und der hochfrequenten Anteile in der Anregungsfunktion eine Vielzahl von Schwingungsformen angeregt werden, die in einfachen Balkenmodellen nicht enthalten sind. Zur Berücksichtigung der einflußreichen lokalen (hochfrequenten) Effekte im Schwingungsverhalten von komplexen Gebäuden sollte für die Ermittlung der Gebäudeantwortspektren beim Lastfall Flugzeugabsturz von einem 3 D-Modell des Bauwerks ausgegangen werden.

In Bild 29 ist zunächst das Auslegungsspektrum Flugzeugabsturz aus Bild 28

(3 D-Modell) dargestellt und zusätzlich das mit einem Balkenmodell desselben Reaktor Gebäudes errechnete Spektrum Flugzeugabsturz eingetragen. Man sieht, daß im Spektrum des Balkenmodells die hochfrequenten Anteile oberhalb ca. 15 Hz fehlen, die für das Spektrum des 3 D-Modells charakteristisch sind. Ferner zeigt das Spektrum des 3 D-Modells erheblich größere Amplituden als das

**Bild 29: Druckwasserreaktor Gebäude Lastfall Flugzeugabsturz, Auslegungsspektren**





Spektrum des Balkenmodells, die sich nach Bild 29 im Resonanzbereich nahezu um einen Faktor 2 unterscheiden. Diese Amplitudenerhöhungen in den mit 3 D-Modellen ermittelten Spektren resultieren aus der Vielzahl von angeregten hochfrequenten Eigenformen, deren modale Antworten sich zu der hohen Gesamtantwort summieren und die in entsprechenden Balkenmodellen nicht enthalten sind.

#### **Ausblick**

Die Spektren für den Lastfall Flugzeugabsturz nach Bild 29 wurden mit Rechenmodellen ermittelt, bei denen ein linear-elastisches Materialverhalten vorausgesetzt wurde. Bei Berücksichtigung des nichtlinearen Materialverhaltens im Auftreffbereich des Flugkörpers ist eine Abminderung der sich bei linearer Berechnung mit 3 D-Modellen ergebenden Beschleunigungsamplituden zu erwarten. Zur Zeit stößt die geschlossene Lösung eines derartigen Problems auf große Schwierigkeiten, da eine nichtlineare dynamische Berechnung mit einem 3 D-Bauwerkmodell, gekoppelt mit einem gleichwertigen FE-Bodenmodell, an die Grenzen heute verfügbarer Rechnerkapazitäten stößt. Gegenwärtig wird versucht, durch Entkopplung der nichtlinearen von der linearen Berechnung den abmindernden Einfluß auf die Gebäudeantwortspektren zu erfassen.

## 4.8 Simulation von Dampfexplosionen

Störfallanalysen für schnelle Reaktoren beinhalten eine sehr detaillierte Behandlung der Auswirkungen von hypothetischen Unfällen. So wurde für das Genehmigungsverfahren des SNR 300 zur Ermittlung der Belastungen von Tank und Einbauten bei unkontrollierten Leistungsexkursionen von der gemeinsamen Forschungsstelle EURATOM, Ispra, das Rechenprogramm SEURBNUK übernommen. Es konnte in der Vergangenheit an einer Reihe von Experimenten der COVA-Serie mit Erfolg getestet werden. Darüber hinaus eignet sich das Programm aber auch zur Anwendung auf andere Probleme, bei denen zweckmäßigerweise Fluid und Struktur gekoppelt behandelt werden, insbesondere bei der Simulation von Dampfexplosionen in Leichtwasserreaktoren.

Eine Dampfexplosion kann auftreten, wenn große Mengen geschmolzenen Kernmaterials plötzlich mit dem umgebenden Wasser thermisch reagieren. Die da-

bei auftretenden Druckstöße belasten die Wände des Druckbehälters.

Bei der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie<sup>1)</sup> spielten die Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung bei einer Dampfexplosion eine wesentliche Rolle. Daher wurden auch von unserer Gesellschaft die Folgen einer Dampfexplosion mit dem Rechenprogramm SEURBNUK in einer Studie simuliert. In unserer ersten Untersuchung zum Problem Dampfexplosion wurde das in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie benutzte Verfahren kritisch durchleuchtet und versucht, erkannte Schwachstellen

<sup>1)</sup> Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants WASH-1400, Oktober 1975

gezielt zu verbessern. Die amerikanischen Autoren hatten bei der Untersuchung der Auswirkungen einer Dampfexplosion verhältnismäßig großen Wert auf die Erfassung der thermodynamischen Vorgänge und der Phänomene gelegt, die zur quantitativen energetischen Abschätzung beitragen. Trotz dieser aufwendigen Berechnung der Energiefreisetzung und Belastung des Druckbehälters ist die Lastabtragung und die Modellierung der fluiddynamischen Vorgänge etwas zu kurz gekommen. Die Dampfexplosion wird vereinfacht eindimensional (axial) behandelt, was zwangsläufig zum Versagen des Deckels des Reaktordruckbehälters bei kleinen Energiefreisetzungsraten führen muß. Eine etwas detailliertere Untersuchung der fluid- und auch der strukturdynamischen Abläufe hätte ergeben, daß die Auswirkungen auf den RDB-Deckel in großem Maße von der Energiefreisetzung unabhängig sind. Unter diesem Aspekt ist es gerechtfertigt, die thermodynamischen Vorgänge, die zur Dispersion der Schmelze und zur Freisetzung von mechanischer Energie führen, global zu betrachten.

In der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie wird der Reaktordruckbehälter durch einen volumengleichen Zylinder mit flachem Boden und Deckel nachgebildet. Im Inneren des Zylinders befindet sich auf dem Boden eine expandierende Reaktionszone, deren Druck zeitabhängig von dem gewählten thermodynamischen Modell bestimmt wird. Darüber befindet sich eine Wasserschicht entsprechend dem vorhandenen Restwasser, die wiederum von einer Wasserdampfschicht überlagert wird. Die Reaktionsschicht expandiert, beschleunigt das Wasser kolbenförmig nach oben gegen den Deckel, wobei der Dampf komprimiert wird. Dieser kann durch vorhandene Bruchöffnungen entweichen. Der Wasserkolben schlägt auf den flachen Deckel auf, wobei durch die plötzliche Umwandlung von kinetischer in potentielle Energie kurzzeitig sehr hohe Druckspitzen auftreten. Bei der

Berechnung der elastischen Spannungen werden dynamische Effekte vernachlässigt und es wird die Fließgrenze des Wandmaterials mit der Versagensgrenze gleichgesetzt. Dieses Modell enthält zwei unzulässige Vereinfachungen, die zu einem ungünstigen Ergebnis führen müssen: Die eindimensionale Behandlung der Fluiddynamik, deren zwangsläufige Folge der Wasserhammer ist, läßt zusammen mit dem Gleichsetzen von kurzzeitigem Spitzendruck mit stationärem Innendruck und der Fließgrenze als Versagenskriterium den Reaktordruckbehälter und den Deckel zu früh versagen.



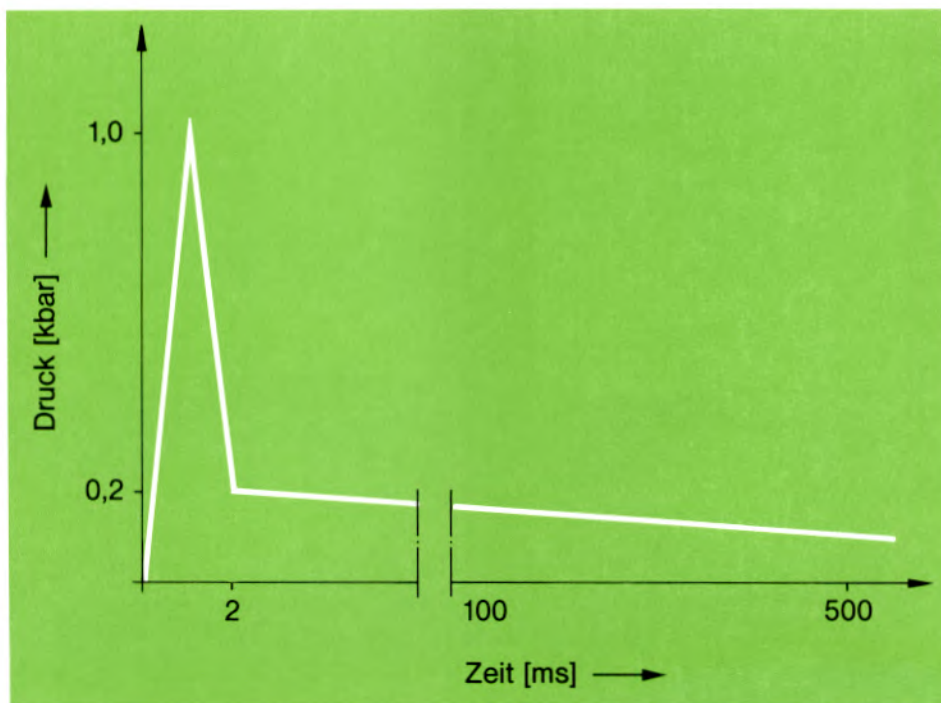
Um die aufgezeigten Schwächen zu vermeiden, hat unsere Gesellschaft gezielt an den genannten Stellen das Modell realistischer gestaltet. Danach wird der Reaktordruckbehälter zweidimensional (R-Z-Geometrie) mit Halbkugelboden modelliert. Die kugelförmige Reaktionsblase befindet sich im unteren Teil des Halbkugelbodens. Das verwendete Rechenprogramm SEURBNUK löst die kompressible Eulergleichung für das Fluid, gekoppelt mit den Schalengleichungen für die Struktur unter Berücksichtigung des elasto-plastischen Materialverhaltens. Erste Rechnungen sollten speziell die Belastung des Deckels untersuchen, der in

der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie als eine Schwachstelle erkannt wurde. Dazu wurde der in **Bild 30** gezeigte und für eine Dampfexplosion charakteristische Druck-Zeitverlauf für die Reaktionsblase gewählt.

Das **Bild 31** zu den Zeiten  $t = 0$ ,  $t = 8$  und  $t = 12$  ms gibt einen Eindruck von der Blasenausdehnung während der Dampfexplosion.

Unter der Annahme einer begrenzten Blasengröße zum Zeitpunkt Null, die bei einer Dampfexplosion als realistisch angesehen wird, kommt es durch die Expansion der Dampfblase im Wasser zur seitlichen und hauptsächlich nach oben gerichteten Verdrängung des Fluids. Da nur relativ wenig Wasser vorhanden ist, durchbricht die Dampfblase nach kurzer Zeit die Wasseroberfläche und vermischt sich mit dem darüber befindlichen Wasserdampf. Zu diesem Zeitpunkt muß die

Rechnung abgebrochen werden, da das Rechenprogramm eine Vermischung von Dampf und Blase zur Zeit nicht erlaubt. Das Wasser bewegt sich nach dem Durchbrechen der Wasseroberfläche in Form einer Ringströmung (siehe Richtung und Größe der Geschwindigkeitsvektoren) weiter gegen den Deckel. Dort wird es an dem kugelförmigen Deckel umgelenkt und trifft in der Mitte zusammen. Es bildet sich bei der nochmaligen Umlenkung nach unten ein örtlicher Staudruck, während das Wasser wieder nach unten strömt. Der Deckel wird als Folge der Dampfexplosion zeitlich nacheinander zweimal belastet. Zunächst läuft eine Druckwelle, ausgehend von der Dampfblase, im vorhandenen Restwasser bis zur Wasseroberfläche. Auf Grund des Dichteunterschiedes von Wasser und Wasserdampf wird die Druckwelle an der freien Oberfläche reflektiert und läuft größtenteils als Verdünnungswelle in das Wasser zurück, während der energetisch kleinere Teil als Druckwelle im Wasserdampf in Richtung Deckel weiterläuft. Auf dem Weg dorthin verliert die Druckwelle an Druck und Energie und wird dann am Deckel oder schon vorher an vorhandenen Einbauten reflektiert. Durch diese Belastung wird der Deckel nicht gefährdet, zumal die äquivalente Wandstärke größer als die des Behälterbodens ist.

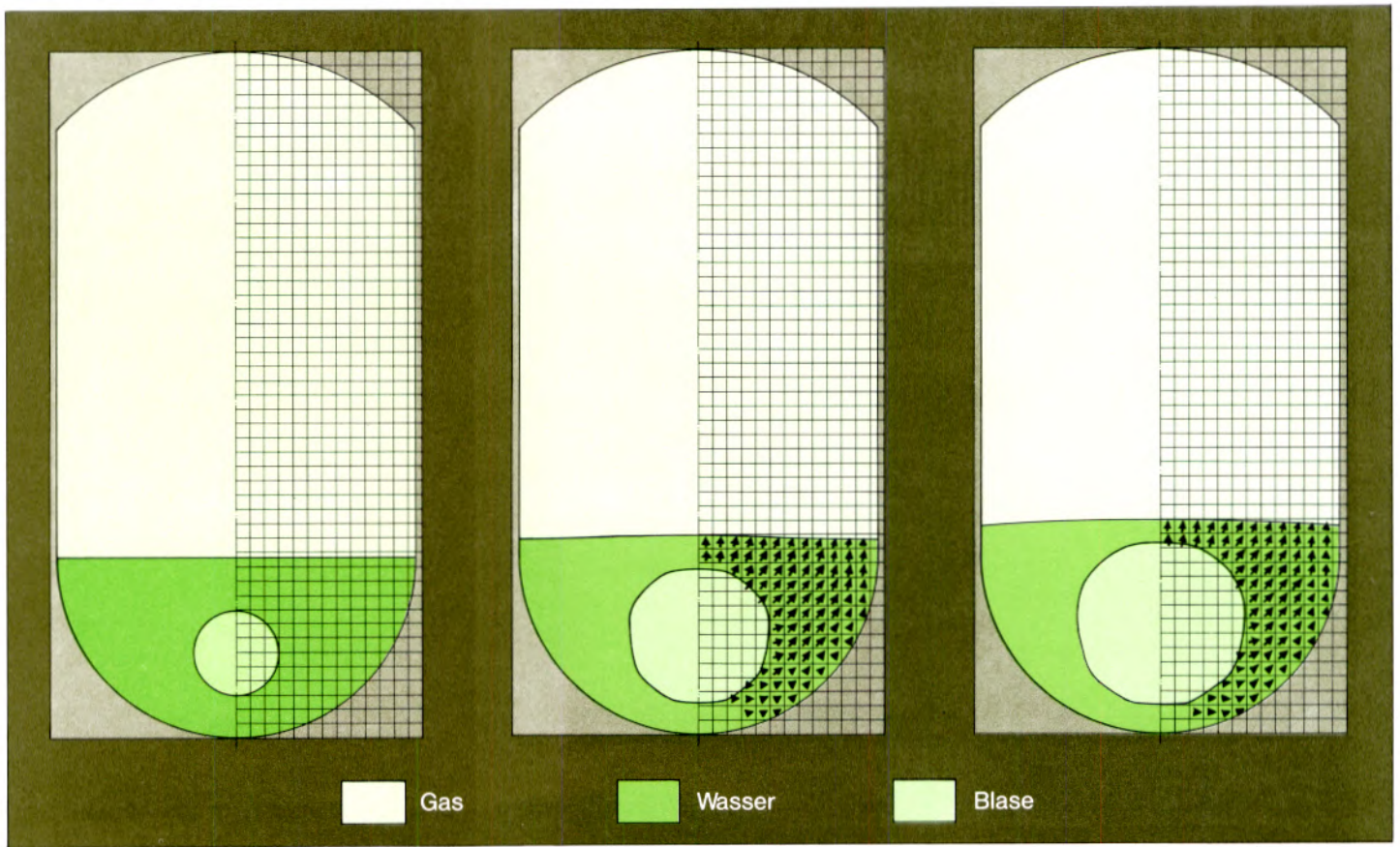


**Bild 30:** Charakteristischer Druckverlauf in der Reaktionsblase

Die zweite, zeitlich verschobene Belastung rührt von dem zuvor beschriebenen Aufschießen des Wassers in Form einer Ringströmung her, nachdem die Reaktionsblase die Wasseroberfläche durchbrochen hat. Dabei tritt kein Wasserhammer am Deckel auf, da das Wasser Platz zum Ausweichen hat. Die dabei auftretenden Staudrücke liegen unter 200 bar, so daß auch durch diese Druckbelastung der Deckel nicht gefährdet wird. Die schon in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie aufgezeigte Gefährdung des Reaktordruckbehälterbodens wird zur Zeit untersucht. Es ist vorgese-

hen, das Problem der Bodenbelastung und Lastabtragung durch Plastifizierung der Behälterwand in Abhängigkeit von der Freisetzung der mechanisch wirksamen Energie durch eine verfeinerte Modellierung besser zu erfassen.

**Bild 31: Anordnung von Reaktionsblase und Fluid im Reaktordruckbehälter während einer Dampfexplosion**





## 4.9. Mathematik und Informatik

Zur Unterstützung der Fachabteilungen der GRS stehen im Bereich »Datenverarbeitung« Mathematiker und Informatiker mit Spezialkenntnissen zur Verfügung, die bei einer Vielzahl von Problemlösungen entscheidend mitarbeiten. Aus dem breiten Aufgabenspektrum werden einige Arbeiten herausgegriffen und gesondert dargestellt, die durch ihren Umfang oder ihre besondere Bedeutung im vergangenen Jahr im Vordergrund standen.

### **Mehrdimensionale 2-Phasen-Fluid-dynamik**

Die im Vorjahr begonnenen Arbeiten an der CUBBOX-Methode wurden fortgeführt. Bei Anwendungen auf typische Beispiele aus der Hochdruck- und Niederdruckdynamik der 2-Phasenströmung zeigten sich deutliche Vorteile dieser Methode gegenüber den heute gebräuchlichen Verfahren<sup>1)</sup>. Diese Vorteile sind nicht quantitativer Art im Sinne eines verminderten Rechenaufwandes bei vergleichbarer Genauigkeit, sondern u. U. auch qualitativer Art in dem Sinne, daß grundsätzliche Schwierigkeiten vermieden werden, die bei der Simulation mit herkömmlichen Methoden auftreten (z. B. »water packing«-Problem, starke Abhängigkeit der Ergebnisse von der Nodalisierung). Insbesondere im heterogenen Niederdruckbereich, der z. B. beim Fluten und Wiederauffüllen des Reaktorkerns nach Kühlmittelverluststörfällen erreicht wird, kommen die Vorzüge so deutlich zum Tragen, daß großes Interesse an der Übernahme der neuen Methode im Rahmen internationaler Zusammenarbeit entstanden ist.

<sup>1)</sup> Graf, U., P. Romstedt und W. Werner: Application of the ASWR Method to Two-Phase-Flow-Problems, CSNI Specialists Meeting on Transient Two-Phase-Flow, June 1978

Parallel zu dieser mit einer eindimensionalen Programmversion durchgeführten Grundlagenuntersuchung wurde die Testversion eines 3D-Programmes entwickelt, das die zeitabhängige 2-Phasenströmung im Reaktorkern beschreibt und in Verbindung mit dem Neutronenphysik-Code CUBBOX für Transientenuntersuchungen eingesetzt werden soll.

### **Probabilistische Methoden**

Bei der Schätzung des Risikos aus dem Betrieb von Kernkraftwerken sind seltene Ereignisse zu berücksichtigen. Hinsichtlich der Wahrscheinlichkeit dieser Ereignisse ergeben sich Probleme der Schätzung und Probleme der Interpretation sehr kleiner Werte. Unter diesem Aspekt wurden mathematische Methoden ausgewählt und hinsichtlich ihrer Vorzüge und Beschränkungen untersucht. Außerdem entstanden Hilfsmittel zur allgemein verständlichen Veranschaulichung der Bedeutung kleiner Wahrscheinlichkeiten und der Problematik ihrer Schätzung<sup>2)</sup>. Arbeiten zur quantitativen Berücksichtigung von Unsicherheiten im Konsequenzenmodell der deutschen Risikostudie stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit dieser Problematik. Als Folge von Unsicherheiten im Hinblick auf Modellparameter und funktionale Beziehungen ist es nicht möglich, exakte Größen für den wahrscheinlichen

<sup>2)</sup> Task Force on Problems of Rare Events in the Reliability Analysis of Nuclear Power Plants, Proceedings of the third meeting in Garching, June 1978, CSNI Report No. 51

keitsbewerteten Schaden eines möglichen Unfalls zu bestimmen. Es ist vielmehr notwendig, die Streubereiche abzuschätzen, in denen das gesuchte Endergebnis mit einer vorgegebenen Aussageglaubwürdigkeit liegt. Primäres Ziel ist es also, ein probabilistisches Modell für die Schätzung dieser Streubereiche zu entwickeln. Für die erste Phase der Studie steht ein vorläufiges Modell bereit, das die diskrete Behandlung der Unsicherheiten in einer beschränkten Anzahl von Parametern und funktionalen Beziehungen gestattet.

#### **Dynamisches Strukturverhalten**

Im Rahmen der Erdbebenuntersuchungen des HDR-Sicherheitsprogrammes waren für den stillgelegten Heißdampfreaktor (HDR), Karlstein, die dynamischen Reaktionen des Reaktorgebäudes und seiner Einbauten auf Belastungen durch Sprengungen im Erdreich und durch umlaufende Unwuchten innerhalb des Gebäudes vorauszuberechnen und mit entsprechenden experimentell gewonnenen Meßergebnissen zu vergleichen. Die Gegenüberstellung sollte Aufschluß geben über die Anwendbarkeit und Genauigkeit der derzeit verfügbaren theoretischen Methoden und Rechenprogramme.

Als Voraussetzung für diese Untersuchungen waren folgende theoretische Arbeiten erforderlich:

- Erstellung eines Rechenmodells mit Abbildungen des Gebäudes, seiner wesentlichsten Einbauten und des Bodens durch Finite Elemente (Programmsystem ASKA);
- Ermittlung von realistischen Ersatzfedersteifigkeiten des Bodens, um der standortspezifischen Strukturierung des Erdreiches Rechnung zu tragen;
- Reduktion des Gesamtmodells von ca. 3000 auf ca. 350 Freiheitsgrade zur Bestimmung der Eigenvektoren, Eigenfrequenzen und Dämpfungen;
- Entwicklung effizienter Programme zur Berechnung der zeitabhängigen Schwingungsantworten des Bauwerkes;

- Bestimmung frequenzabhängiger Schwingungsspektren und maximaler Beschleunigungsantworten (Etagenantwortspektren).

Der Vergleich der Rechenergebnisse mit der Messungen zeigte, daß mit den eingesetzten theoretischen Verfahren und Rechenprogrammen überwiegend gute Ergebnisse erzielt wurden. Vor allem bei der Eigenwertanalyse läßt sich eine weitgehende Übereinstimmung zwischen Theorie und Experiment feststellen. Auch bei der Berechnung der Schwingungsantworten auf harmonische Anregung stimmen Amplituden wie Frequenzgang mit den Meßergebnissen gut überein. Im Fall der Sprengungsanregungen werden die gemessenen Antwortspektren in Teilen des betrachteten Frequenzbereiches gut, in anderen nur zufriedenstellend rechnerisch wiedergegeben.

Die Ergebnisse der Untersuchungen sind zusammen mit den Berechnungen anderer Institutionen im HDR-Sicherheitsprogramm<sup>3)</sup> dargelegt. Es ist vorgesehen, die Erdbebenuntersuchungen mit Belastungen höherer Anregungsstufe fortzusetzen. Dabei werden gegebenenfalls auch Nichtlinearitäten im Materialverhalten der Struktur zu berücksichtigen sein.

<sup>3)</sup> Steinhilber, H., P. Jehlicka und L. Malcher: HDR-Sicherheitsprogramm, Vergleich von Meß- und Rechenergebnissen der Erdbebenuntersuchungen auf niedriger Anregungsstufe, A: Gesamtübersicht PHDR H-78, September 1978

#### **Datenbankanwendungen**

Im Rahmen unserer Aufgaben entstehen zunehmend Probleme, die nur unter Verwendung eines Datenbank-Management-Systems (DBMS) sinnvoll und wirtschaftlich gelöst werden können. Ein solches DBMS gestattet es, einzelne Datenbanken (DB) aufzubauen, sie zu verwalten und die gespeicherten Daten nach wählbaren Kriterien wieder zu gewinnen. Zu diesem Zweck wurde, ausgehend von der konkreten Aufgabenstellung im Rahmen des BMFT-Auftrages »Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B«, auf der neuen Datenverarbeitungsanlage das Software-Produkt SYSTEM 2000 eingeführt. Entscheidend für die Wahl von SYSTEM 2000, einem der führenden, weltweit eingesetzten DBMS, waren Flexibilität und Anwen-



dungsfreundlichkeit des zwar modular gestalteten, aber in sich geschlossenen Systems, dessen Funktionen in einer einheitlichen, selbständigen Sprache (self contained system) gesteuert werden können. Durch vorhandene Precompiler wird der Einsatz von Wirtssprachen (host lan-

guages) ermöglicht, wobei man eine beschleunigte Programmierung und hohe Datensicherheit erreicht. Sehr vorteilhaft ist auch die Möglichkeit, mit dem SYSTEM 2000 physikalisch getrennte Datenbanken aufzubauen und diese bei Bedarf auf logischer Ebene miteinander zu verbinden.

Als Komponenten des SYSTEMS 2000 stehen uns die in **Tafel 6** genannten zur Verfügung.

Damit wurden bisher folgende Datenbanken erstellt:

- DB zur Speicherung sämtlicher Betriebsstunden- und Schaltspielzähler des Kernkraftwerks Biblis-B;
- DB zur Aufnahme von Anlagenverzeichnis-, Anlagen- und Betriebsmittelstammdaten der Systeme im Kernkraftwerk Biblis-B, die zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen herangezogen werden sollen;
- Prototyp DB zur Speicherung besonderer Vorkommnisse in deutschen Kernkraftwerken.

Weitere Datenbanken für die genannten, vorhabensbezogenen Themenstellungen befinden sich in Vorbereitung. Darüber hinaus zeichnen sich verschiedene neue Anwendungen für Zentralaufgaben, z. B. Projektverfolgung, Programmarchivierung und Bibliothekswesen, ab.

Komponente	Funktion
Queue Access (QA, Basisversion)	Erstellen, Ändern, Löschen und Update von Datenbanken im Batch Mode und interaktiv
Immediate Access (IA, Erweiterung)	Erweiterter Sprachumfang vorwiegend für interaktiven Einsatz, Listengenerierung, gleitendes Suchen (text search)
Report Writer (RW, Listengenerator)	Erstellung bis zu 100 unterschiedlichen Reports in einem DB-Durchlauf
Procedural Language Interface (PL I)	Precompiler für FORTRAN und PL/1
Multi-User-Feature (MU)	Gleichzeitiger Zugriff mehrerer Benutzer auf SYSTEM 2000 bei nur einer Systemresistenz

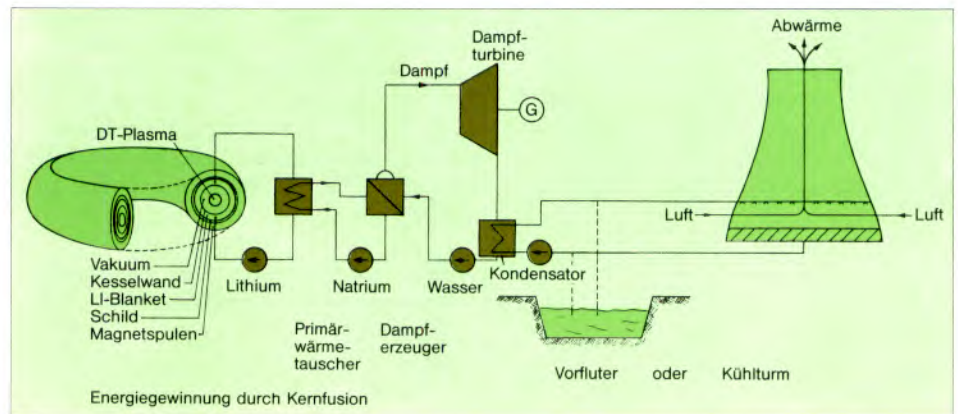
**Tafel: 6** Komponenten des SYSTEMS 2000

## 4.10 Strahlenschutzaspekte bei Fusionskraftwerken

Kernfusionsanlagen zur Energieerzeugung (Fusionskraftwerke) existieren derzeit nur als Konzeptentwürfe (**Bild 32**). Ihre technische Realisierbarkeit dürfte sich wohl erst in ferner Zukunft erreichen lassen. Dennoch existiert zu den bereits heute vorliegenden Konzeptentwürfen über Fusionskraftwerke eine Fülle von – teilweise bereits sehr detaillierten – Aussagen über die Betriebsweise, die Entstehung radioaktiver Stoffe und die Umweltbelastung. Sie gehen in der Hauptsache auf Modellrechnungen, Forschungsergebnisse zu einzelnen Teilaspekten der Kernfusion und Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken zurück, soweit diese auf Fusionskraftwerke übertragbar sind. Daher sind die in der einschlägigen Fachliteratur bis heute vorliegenden Erkenntnisse als Erwartungswerte zu deuten, die höchstens größenordnungsmäßig die möglichen Betriebswerte von Fusionskraftwerken wiedergeben. Ihre Deutung läßt noch einen großen Spielraum in der Beurteilung der Umweltbelastung durch Fusionskraftwerke zu.

Neben der Entstehung und betrieblichen Handhabung von Tritium muß die in der ersten Wand und im Blanket unvermeidbare Bildung von Aktivierungsprodukten durch Kernreaktionen in der Hauptsache mit hochenergetischen Neutronen großer Flußdichten berücksichtigt werden. Übereinstimmend werden in der Fachliteratur für die Gesamtaktivität von erster Wand und Blanket für mehrjährige Betriebszeiten Zahlenwerte in der Größenordnung von einigen  $10^{15}$  bis  $10^{16}$  Bq/MW thermischer Energie angegeben<sup>1)</sup>.

<sup>1)</sup>  $1 \text{ Ci} \triangleq 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Zerf./s} \triangleq 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$   
(= Becquerel)



**Bild 32: Energiegewinnung durch Kernfusion.** Die im Plasma erzeugte Primärenergie wird über mehrere hintereinander geschaltete Kühlkreisläufe der Turbine zugeführt und im Generator (G) in elektrische Energie umgewandelt.

Durch Aktivierung der den Reaktor umgebenden Luft entstehen die Stickstoffisotope N-13 und N-16, das Kohlenstoffisotop C-14 und das Argonisotop Ar-41. Nennenswerte Mengen dieser radioaktiven Stoffe werden außerhalb des Reaktors jedoch nur dann gebildet, wenn die Neutronenflußdichte genügend hoch ist. Durch Leckagen im Vakuumsystem gelangt Luft als Verunreinigung des Deuterium-Tritium-Gemisches in das Plasma. Infolge der dort vorhandenen Neutronenflußdichte findet nahezu vollständige Aktivierung statt. Dabei entstehen in der Hauptsache die oben genannten Isotope N-13, N-16, C-14 und Ar-41. Weitere gasförmige Aktivierungsprodukte wie Edelgase, flüchtige Kohlenwasserstoffverbindungen entstehen durch Wechselwirkung des Plasmas mit der ersten Wand. Kohlenstoff sowie Verunreinigungen im Material der ersten Wand werden aktiviert und aus der Oberfläche der ersten Wand durch Ionenbeschuß herausgelöst.

Das als Brennstoff in Fusionskraftwerken der ersten Generation benötigte Tritium wird durch Brutreaktionen mit Lithium im Blanket erzeugt (**Bild 33**). Lediglich zum ersten Anfahren muß Tritium aus Fremdquellen herangezogen werden. Das gesamte Tritiuminventar in einer Fusionsanlage wird je nach Anlagentyp unterschiedlich bewertet, wobei für die einzelnen Reaktorkonzepte in der Literatur größenordnungsmäßig übereinstimmende Angaben gemacht werden (**Tafel 7**). Je nach Anlagentyp liegt das Tritiuminventar im Bereich zwischen 6 und 40 Kilogramm Tritium mit einer Aktivität von etwa  $2,2 \cdot 10^{18}$  bis  $1,5 \cdot 10^{19}$  Becquerel. Verschiedentlich werden Fusionsreaktoren mit Kernkraftwerken bezüglich ihres Inventars verglichen. Derartige Vergleiche



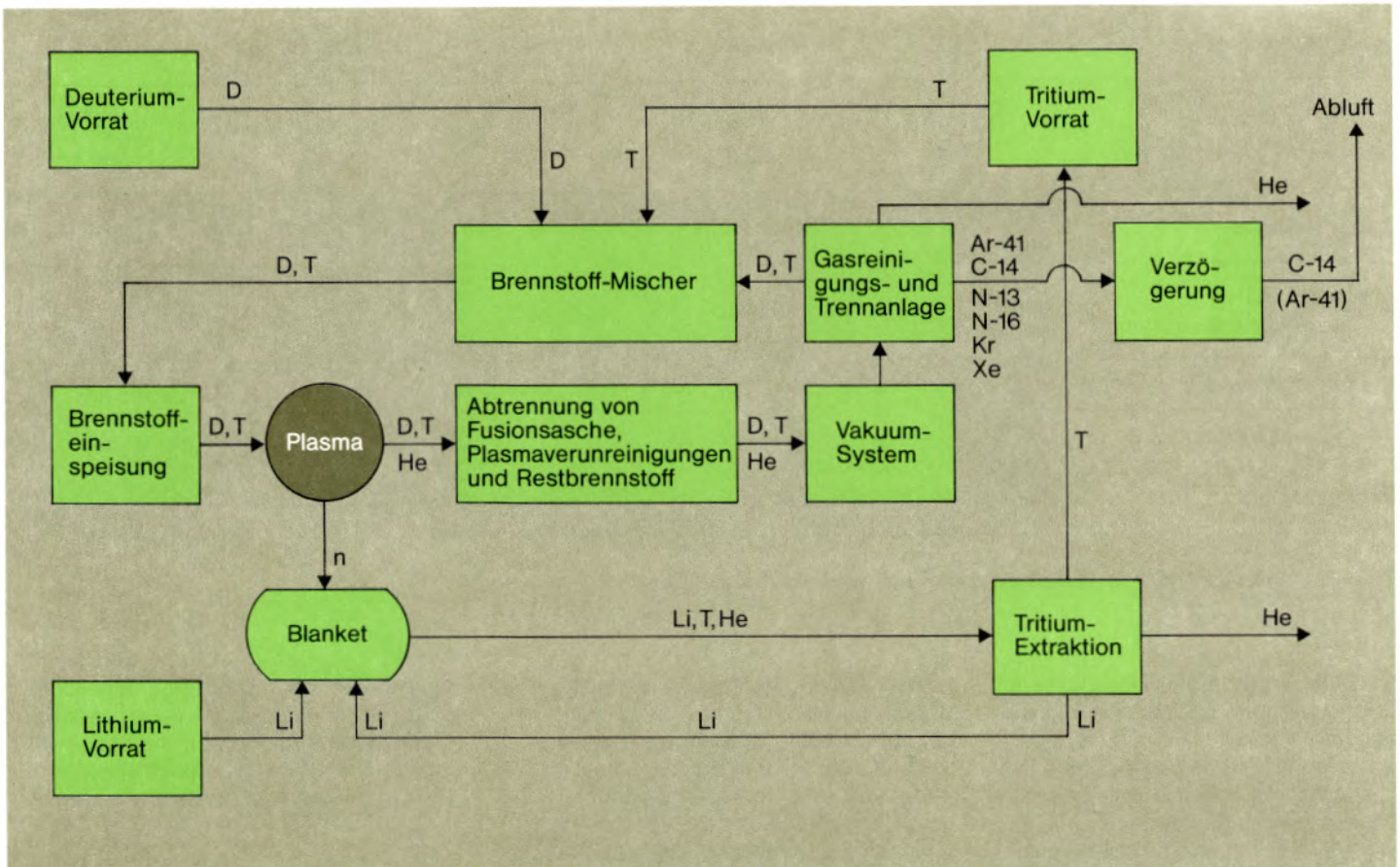


Bild 33: Deuterium-Tritium-Flußschema eines Fusionsreaktors (D = Deuterium, T = Tritium, Li = Lithium, He = Helium)

sind aber auf Grund der Verschiedenheit dieser Anlagen, auf Grund der Unterschiede in Flüchtigkeit und Aggregatzustand der radioaktiven Stoffe sowie auf Grund nicht vergleichbarer Nuklidzusammensetzung begrenzt und lassen nur eingeschränkte Aussagen über mögliche Belastungen von Betriebspersonal und Umgebung im Normalbetrieb und bei möglichen Störfällen zu. Dagegen liefert

die Emissionsquellstärke für radioaktive Stoffe eindeutige Aussagen über die mögliche Umweltbelastung durch ein Fusionskraftwerk. Die Angaben über mögliche Tritiumabgaben mit der Fortluft aus einem Fusionskraftwerk im Normalbetrieb schwanken zwischen etwa  $10^{14} \text{ Bq} \cdot \text{a}^{-1}$  und  $10^{15} \text{ Bq} \cdot \text{a}^{-1}$ . Diese hohen Emissionsraten – aus einem 1000-MWe-Kernkraftwerk werden jährlich bis zu  $1,1 \cdot 10^{12} \text{ Bq}$  Tritium emittiert – werden

durch das große Tritiuminventar im Fusionsreaktor und durch die Tritiumdiffusion aus dem Brennstoffkreislauf des Fusionsreaktors in dessen Kühlkreisläufe und von dort in andere Systeme bestimmt. Die Ableitung von Tritium mit dem Abwasser aus einem Fusionskraftwerk wird mit einigen  $10^{14}$  Becquerel abgeschätzt. Für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland liegen die Tritiumabgaberraten über das Abwasser ( $< 1,2 \cdot 10^{13} \text{ Bq} \cdot \text{a}^{-1}$ ) um mehr als eine Zehnerpotenz niedriger. Für andere Radionuklide außer Tritium liegt die

Reaktorkonzept	ORNL		PPPL		UWMAK I		UWMAK II		UWMAK III	
Reaktor-Typ	Tokamak		Tokamak		Tokamak		Tokamak		Tokamak	
Thermische Leistung [MW]	1000		5300		5000		5000		5000	
Tritium-Inventar	kg	Bq	kg	Bq	kg	Bq	kg	Bq	kg	Bq
– Blanket und Rückgewinnungssystem	0,4	$1,4 \cdot 10^{17}$	0,04	$1,4 \cdot 10^{16}$	8,7	$3,1 \cdot 10^{18}$	0,13	$4,4 \cdot 10^{16}$	1,7	$5,9 \cdot 10^{17}$
– Brennstoffkreislauf	5,6	$2,0 \cdot 10^{18}$	0,5	$1,8 \cdot 10^{17}$	2,1	$7,4 \cdot 10^{17}$	5,1	$1,8 \cdot 10^{18}$	15,5	$5,6 \cdot 10^{18}$
– Tritium-Speicher			2,2	$7,8 \cdot 10^{17}$	6,7	$2,4 \cdot 10^{18}$	6,2	$2,2 \cdot 10^{18}$	18,6	$6,7 \cdot 10^{18}$
Gesamtinventar	6,0	$2,1 \cdot 10^{18}$	2,8	$1,0 \cdot 10^{18}$	17,5	$6,3 \cdot 10^{18}$	11,4	$4,1 \cdot 10^{18}$	35,8	$1,3 \cdot 10^{19}$

**Tafel 7: Tritiuminventar in verschiedenen Fusionsreaktorkonzepten**

erwartete jährliche Aktivitätsabgabe mit dem Abwasser aus einem Fusionskraftwerk mit etwa  $3,7 \cdot 10^{10}$  Bq im Bereich der entsprechenden gemessenen Aktivitätsabgaben aus Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland.

Voraussagen über die potentielle Strahlenexposition in der Umgebung von Fusionskraftwerken können derzeit höchstens die Größenordnung der zu erwartenden Dosen ausmachen, da für die derzeitigen Konzeptanlagen nur die Emissionsquellenstärken für Tritium und das Kohlenstoffisotop C-14 mit ausreichender Genauigkeit angegeben werden können.

Auch bei ungünstigen Ausbreitungsbedingungen führt die Abgabe radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus einem Fusionskraftwerk bei den nach dem derzeitigen Planungsstand zu erwartenden Quellstärken zu Strahlenexpositionen der Umgebung, die trotz anderer Emissionsquellenstärken und anderer Nuklidzusammensetzung in ihrer Größenordnung mit den Strahlenexpositionen durch radioaktive Emissionen aus Kern-

kraftwerken vergleichbar sind. Eine Überschreitung der gesetzlich vorgegebenen Dosisgrenzwerte auch ohne Einbau von zusätzlichen Rückhalteeinrichtungen für C-14 und Tritium ist nicht zu erwarten.



## 4.11 Handbuch zur Kritikalität

Das Handbuch zur Kritikalität wurde von unserer Gesellschaft im Auftrag des BMI mit dem Ziel erstellt, dem in Behörden, Gutachterorganisationen und Industrie mit der Kritikalitätssicherheit befaßten Personenkreis Informationen und Daten zur Verfügung zu stellen, die eine rasche und zuverlässige Lösung aller damit zusammenhängenden Fragen erlauben. Im Berichtszeitraum wurde das Handbuch mit einer 9. Teillieferung komplettiert und abgeschlossen. Es liegt nun als geschlossenes Werk in drei Teilen vor.

Der Inhalt des Handbuchs gliedert sich in einen allgemeinen Teil 1, der neben den wesentlichen Grundlagen und Sicherheitsanforderungen Kapitel zu speziellen Kritikalitätsproblemen, wie der Anwendung von Neutronenabsorbbern, Reflexions- und Heterogenitätseffekten, Neutronenwechselwirkung und Kritikalitätsexkursionen enthält. Kurze Darstellungen der meßtechnischen Kritikalitätskontrolle, der Alarmsysteme, der administrativen Maßnahmen, der rechnerischen Kritikalitätsanalyse sowie eine Auflistung bestehender Regeln und Richtlinien wurden angefügt. Die Teile 2 und 3 enthalten Kritikalitätsdaten für Spaltstoffsysteme mit Uran-235 bzw. Plutonium-239 und Uran-233 als Spaltstoff. Im Teil 2 mit den Daten für Uran-235-Spaltstoffsysteme wird schwerpunktmäßig schwach

angereichertes Uran in verschiedenen chemischen Verbindungen in homogener Mischung mit Wasser als Moderator und in Form von Gitteranordnungen behandelt. Dabei wurden die in der Bundesrepublik Deutschland gebräuchlichen Verarbeitungs- und Herstellungsverfahren besonders berücksichtigt. Teil 3 besteht aus Kritikalitätsparametern für homogene und heterogene Plutoniumsysteme sowie für einige bei der deutschen HTR<sup>1)</sup>-Brennelementfertigung und -aufarbeitung typische Spaltstoffmischungen. In nahezu

allen Fällen wurde eine 30 cm dicke Wasserschicht als Reflektor berücksichtigt, einige mit Monte-Carlo-Rechnung gewonnene Daten zeigen jedoch beachtliche Reaktivitätserhöhungen beim Übergang zu einem starken Betonreflektor. Im Berichtszeitraum wurden spezielle Berechnungen zur Kritikalität von Spaltstoffsystemen mit homogen verteiltem Gadolinium als Neutronenabsorber durch-

1) HTR = Hochtemperaturreaktor



**Bild 34: Kompaktlagergestell zur Lagerung von abgebrannten Brennelementen**



geführt. Ausgehend von 3,5 % angereicherten  $\text{UO}_2$ -Brennelementen, konnte gezeigt werden, daß für einen Auflöser von 80 cm Durchmesser in der Eingangsstufe einer Wiederaufarbeitungsanlage eine Gadoliniumkonzentration von 3 g/l auch bei frischem Kernbrennstoff Kritikalitätssicherheit gewährleistet. Im gleichen Auflöser könnte hoch abgebrannter Kernbrennstoff (36 000 MWd/t) bei Berücksichtigung der Säuremolarität und der durch den Abstand entstandenen Spaltprodukte auch ohne Gadolinium kritikalitätssicher aufgelöst werden (**Bild 35**). Vergleichbare Ergebnisse wurden auch für Uran/Plutonium-Mischbrennstoff erzielt.

Die Anforderungen des Handbuchs haben gezeigt, daß es in Behörden und Gutachterorganisationen, Forschungszentren und in der Kernbrennstoffindustrie gleichermaßen Verwendung findet. Etwa ein Drittel aller Bestellungen kommt aus dem Ausland. Künftige Analysen zur Kritikalitätssicherheit werden in Form eigener, abgeschlossener Berichte erscheinen.

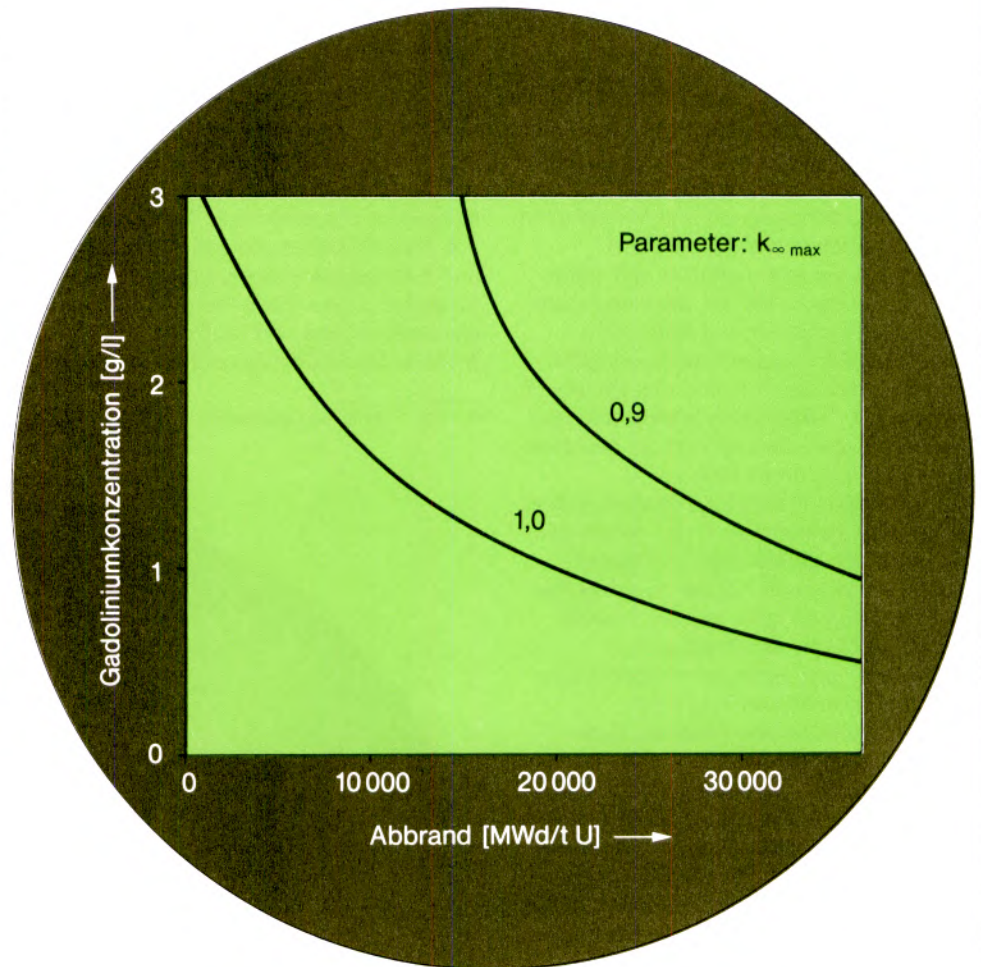


Bild 35: Korrelation von Gd-Konzentration und Abbrand mit dem maximalen Multiplikationsfaktor  $k_{\infty}$ .  $\text{UO}_2$ -Gitter in Wasser, Anfangsanreicherung 3,5 %



## 4.12 Forschungsbetreuung

Aus dem Aufgabenbereich der Zentralstelle Forschungsbetreuung wird im folgenden über einige Schwerpunkte berichtet:

### Projekträgerschaft

Die Zentralstelle Forschungsbetreuung ist seit Jahren projektbegleitend für das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) tätig. Dabei konnten umfangreiche Erfahrungen in der Projekt- und Vorhabensplanung, in der wissenschaftlich-technischen Begleitung der Projekte und Vorhaben und bei deren Bewertung gesammelt werden. Zusätzlich fand ein enger Informationsaustausch mit den gutachtlich tätigen Stellen unseres Hauses statt. Dies bot gute Voraussetzungen dafür, daß der BMFT im Jahre 1978 unserer Gesellschaft die noch verantwortungsvollere und umfangreichere Aufgabe der Projekträgerschaft zu diesem Programm übertrug.

Damit obliegt unserem Hause die Vorbereitung und Abwicklung der Förderung von Projekten und Teilprogrammen nicht wie bisher nur in wissenschaftlich-technischer, sondern zusätzlich auch in verwaltungsmäßiger Hinsicht. Wir sind innerhalb allgemeiner Richtlinien und besonderer Weisungen ermächtigt, im Namen und für Rechnung des BMFT die zur Durchführung der Aufgaben notwendigen Rechtshandlungen vorzunehmen. Die Förderungsentscheidung liegt beim BMFT. Die Zentralstelle Forschungsbe-

treuung wurde mit der Wahrnehmung des dargestellten Aufgabenbereiches betraut. Die Übernahme der Projekträgerschaft bedingt eine Ausweitung des Aufgabenkataloges. Außer den schon bisher erforderlichen Arbeiten wie

- Planung zum Programm und zu den Vorhaben,
  - Antragsbearbeitung bis zur Förderungsempfehlung an den BMFT,
  - Koordinierung des Ablaufs und fachliche Betreuung der Vorhaben,
  - bewertende Unterrichtung des BMFT über den Stand und die Ergebnisse,
  - Mitwirkung bei Auswertung, Weitervermittlung und Umsetzung der Arbeitsergebnisse in Anschlußvorhaben und empfehlende Berichterstattung
- sind zusätzlich
- die Förderungsentscheidungen des BMFT in der dafür vorgesehenen Weise mitzuteilen,
  - die erforderlichen Mittel in Sammelanträgen zu erfassen und zu beantragen, abzurufen, zu verwalten und anforderungsgerecht weiterzuleiten,
  - die Vorhaben auch finanziell und gestützt auf fachliche Begutachtung zu überwachen.

28 Vorhaben mit Bundeszuwendungen in Höhe von insgesamt 32,6 Mio. DM wurden in der Projekträgerschaft übernommen. Der Umfang wird sich 1979 erheblich erhöhen.

### Fortschreibung des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit des BMFT

1978 veröffentlichte der BMFT die Fortschreibung seines Forschungsprogramms Reaktorsicherheit<sup>1)</sup>. Zu diesem Programm hat die Zentralstelle Forschungsbetreuung umfangreiche Zuarbeit geleistet. 1978 erfolgte die redaktionelle Endgestaltung. Es ist Teil des am 23. März 1977 vom Bundeskabinett beschlossenen Programms »Energieforschung und Energietechnologien 1977–1980«.

### Das internationale 2D/3D-Projekt

Ausgehend von Rahmenzusammenarbeits-Vereinbarungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung zwischen dem BMFT und der United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) sowie der deutschen und der japanischen Regierung, beabsichtigen der BMFT, die USNRC und das Japan Atomic Energy

<sup>1)</sup> »Programm Forschung zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren 1977–1980«, BMFT, Bonn 1978

Research Institute (JAERI), 1979 eine spezielle Vereinbarung über die »Durchführung experimenteller und theoretischer Untersuchungen des thermohydraulischen Verhaltens des Kühlmittels während der Wiederauffüll- und Flutphasen eines Kühlmittelverluststörfalles eines DWR« abzuschließen.

Die Gesamtheit der im Rahmen dieser Vereinbarungen in den drei Ländern durchzuführenden Vorhaben wird als das internationale 2D/3D-Projekt bezeichnet. Auf deutscher Seite ist die Zentralstelle Forschungsbetreuung im Auftrag des BMFT seit den ersten Vorüberlegungen im Jahr 1975 und in der seit 1976 laufenden Phase der trilateralen Projektvorbereitung koordinierend tätig. Die Gesamtkosten des Projekts werden auf etwa 240 Mio. DM geschätzt und sollen gleichmäßig auf die drei Vertragspartner verteilt werden. Die Laufzeit wird voraussichtlich 5 Jahre betragen.

Ziel des Projektes:

In den Analysen der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverluststörfalles werden die Strömungsvorgänge im Kern und oberen Plenum mit eindimensionalen Rechenprogrammen behandelt, die auf ebenfalls eindimensionalen Experimenten basieren. Eine mehrdimensionale Behandlung dieser Vorgänge wird zu einer präziseren Ermittlung der Hüllrohrmaximaltemperaturen führen. Voraussetzung hierfür ist nicht nur die Entwicklung spezieller Rechenprogramme, sondern vor allem auch deren experimentelle Abstützung.

Die vorgesehene Arbeitsteilung ist:

- BMFT: Upper Plenum Tests
- Untersuchung der Vorgänge im oberen Plenum
- JAERI: Slab Core Tests
- Untersuchung der Vorgänge im Kernbereich
- USNRC: Analyse, Meßtechnik
- Entwicklung und Lieferung fortgeschrittener Meßtechnik,
  - Entwicklung analytischer Methoden,
  - Auslegungsrechnungen für die 2D/3D-Versuchsstände.

Der Erfolg hängt bei der Größe und Komplexiertheit des Projektes u. a. vom Vorhandensein einer speziellen Organisation der deutschen und ausländischen Stellen für die Durchführung der Untersuchungen ab. Im Jahr 1978 wurde die Organisationsstruktur für die deutschen Stellen unter wesentlicher Mitwirkung der Zentralstelle Forschungsbetreuung im Entwurf erstellt.

Zur Vorbereitung der erwähnten Vereinbarungen wurden 1978 die technischen Anforderungen an die zu erstellenden Versuchsstände, die zu entwickelnden Meßinstrumente und die durchzuführenden Analysen aufgestellt sowie das gegenseitige Vorgehen bei der Versuchsdurchführung unter den beteiligten Stellen abgestimmt.

An den vorgenannten Abstimmungen haben ca. 15 wesentlich am 2D/3D-Projekt beteiligte in- und ausländische Stellen teilgenommen. Es wurden vier Besprechungen im großen internationalen Rahmen, 10 kleinere internationale Gespräche und eine gleiche Anzahl Besprechungen deutscher Beteiligter durchgeführt.

#### **Projekt »Mensch/Maschine«**

Zur Vorbereitung eines neuen Forschungsprojektes im Gesamtrahmen des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit wurde das Programm »Mensch/Maschine« ausgearbeitet.

Ziel dieses neuen Projektes ist die Optimierung des Zusammenwirkens von Mensch und Maschine unter dem Aspekt maximaler Gesamtzuverlässigkeit.

Als Randbedingung ist die Summe aller technischen und organisatorischen Maßnahmen, die von Einfluß auf die menschlichen Funktionen sind, zu berücksichtigen. Solche Maßnahmen sind z. B. Wartengestaltung, Arbeitsplatzgestaltung, Leit- und Regeltechnik usw.



Ausgangspunkt für die angestrebte Optimierung ist die Erfassung und Bewertung aller aktuellen und potentiellen Versagensmechanismen beim Zusammenwirken von Mensch und Maschine.

Die hierauf aufbauenden Untersuchungen sind auf Grund der verschiedenen Versagensmechanismen in zwei Haupttrichtungen zu gliedern:

- Optimierung der Schnittstelle Mensch/Maschine zur Reduktion der Personalbelastungen und damit zur Erhöhung der Personalzuverlässigkeit,
- Optimierung der Personalqualifikation zur Anhebung der Personalbelastbarkeiten und damit der Personalzuverlässigkeit.

Ein wesentlicher Punkt wird in der Quantifizierung und Qualifizierung aktueller und potentieller Versagensmechanismen des Mensch/Maschine-Systems gesehen. Parallel zu Erfassung und sicherheitstechnischer Gewichtung (z. B. über Fehlerbäume) aller für Herstellung und Betrieb von Kernkraftwerken relevanten Systemfunktionen muß der Aufbau einer geeigneten umfassenden Datenbank zu Störereignissen erfolgen, ein Verhaltensmodell erstellt werden, und es müssen die Methoden zur Zuverlässigkeitsquantifizierung des Mensch/Maschine-Systems geprüft und weiterentwickelt werden.

Auf diese Weise ergeben sich die Forschungsschwerpunkte des Programms Mensch/Maschine; sie werden dann fortlaufend korrigiert und aktualisiert unter dem Aspekt maximaler Gesamtzuverlässigkeit.

Für das Projekt wurde die Einrichtung eines Sachverständigenkreises vorbereitet. Die endgültige Ernennung und Einberufung steht jedoch noch aus.

Mehrere bereits laufende bzw. abgeschlossene Vorhaben wurden in das Projekt Mensch/Maschine übernommen, insbesondere auf den Gebieten

- Fehlerfrüherkennung,
- Störungsanalyse,
- Personalschulung.

Weitere Vorhaben wurden initiiert bzw. befinden sich in der Definitionsphase:

- Leittechnikentwicklungen,
- Entwicklung eines Modells für das Mensch/Maschine-System zur Erfassung der Schwerpunkte und Interdependenzen des Programmes als Grundlage für die Ausrichtung der zukünftigen Forschungsarbeiten.

#### **Präsentation zum Lastfall Flugzeugabsturz**

Während des internationalen Expertengesprächs zum Forschungsprogramm Reaktorsicherheit<sup>1)</sup> mit Herrn Bundesminister Hauff stieß die Diskussion des Lastfalls Flugzeugabsturz auf Interesse der anwesenden Journalisten. Die Zentralstelle Forschungsbetreuung organisierte daraufhin im Auftrag des BMFT in Zusammenarbeit mit dessen Pressereferat, For-

schungsstellen (Bundeswehr/Hochtief) und GRS-Fachabteilungen eine Pressevorführung in Meppen zu einem Versuch der Vorhaben RS 149/165. Die bemerkenswerte bundesweite Resonanz in Presse und Fernsehen veranlaßte die Planung einer analogen Veranstaltung zur Erdbebensicherheit in 1979.

#### **Entwurf einer programmatischen Vorschau zu den BMI-Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen**

Im Rahmen seiner Zuständigkeit für die Rechts- und Zweckmäßigkeitsschau des Genehmigungsvollzugs für kerntechnische Anlagen veranlaßt der BMI Studien und Gutachten als Grundlage für aktuelle und zukünftige Sachentscheidungen, zur Vereinheitlichung des Genehmigungsvollzuges und zur Klärung von Sachfragen. Hierzu erarbeitete die Zentralstelle Forschungsbetreuung den Entwurf einer programmatischen Vorschau (**Bild 36**). Sie ist als ein weiteres Planungsinstrument für die Auftragsvergabe gedacht und kann im Rahmen vorausschauender Informationsbeschaffung aus den einzelnen Genehmigungsverfahren, Betriebserfahrungen und den Ergebnissen aus der Reaktorsicherheitsforschung eingesetzt werden.

Bild 36 beschreibt den Aufbau der einzelnen Untersuchungsschwerpunkte, die zur Erreichung der übergeordneten Ziele des BMI beitragen.

Insgesamt gliedert sich die Übersicht in vier miteinander verkoppelte Untersuchungsbereiche:

- Im ersten Bereich werden Gutachten und Studien initiiert, die geeignet sind, die Anforderungen an die verschiedenen kerntechnischen Anlagenkonzepte einheitlich zu definieren und zu kodifizieren.

<sup>1)</sup> »Expertengespräch Reaktorsicherheit« in Bonn am 31. 8./1. 9. 1978, Veranstalter: BMFT, organisatorische Durchführung: GRS



- Darauf aufbauend erfolgt im Rahmen der Rechts- und Zweckmäßigkeitssaufsicht des BMI die sicherheitstechnische Analyse, deren wesentliches Ziel der Vergleich zwischen den Sicherheitsanforderungen und den von den Betreibern und Herstellern getroffenen Sicherheitsmaßnahmen ist.
- Im Mittelpunkt des 3. Untersuchungsbereiches stehen Studien, die die Analyse des Genehmigungsablaufes zum Ziel haben.
- Auf der Grundlage der bisher genannten Untersuchungen erfolgt schließlich die langfristige sicherheitspolitische und genehmigungstechnische Zielplanung.

**Studienprojekt »Unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken« des BMI**

Das Arbeitsgebiet des Studienprojektes wurde erweitert auf Alternativkonzepte zu den in den bisherigen Studien ausgearbeiteten Vorschlägen für eine unterirdische Bauweise. Die Zentralstelle Forschungsbetreuung bereitete Studien vor, die die technischen Möglichkeiten zur Erhöhung der derzeitigen oberirdischen Standardanlage auf zur unterirdischen Bauweise vergleichbare Schutzpotentiale erfassen und bewerten sollen. Zur Abrundung der bisherigen Arbeiten wurde eine Studie für die Beurteilung des Kernschmelzablaufes bei der unterirdischen Bauweise vorbereitet. Für die Beurteilung der Genehmigungsfähigkeit möglicher Realisierungsformen der Stilllegung bei der unterirdischen Bauweise wurde eine Problemanalyse ausgearbeitet.

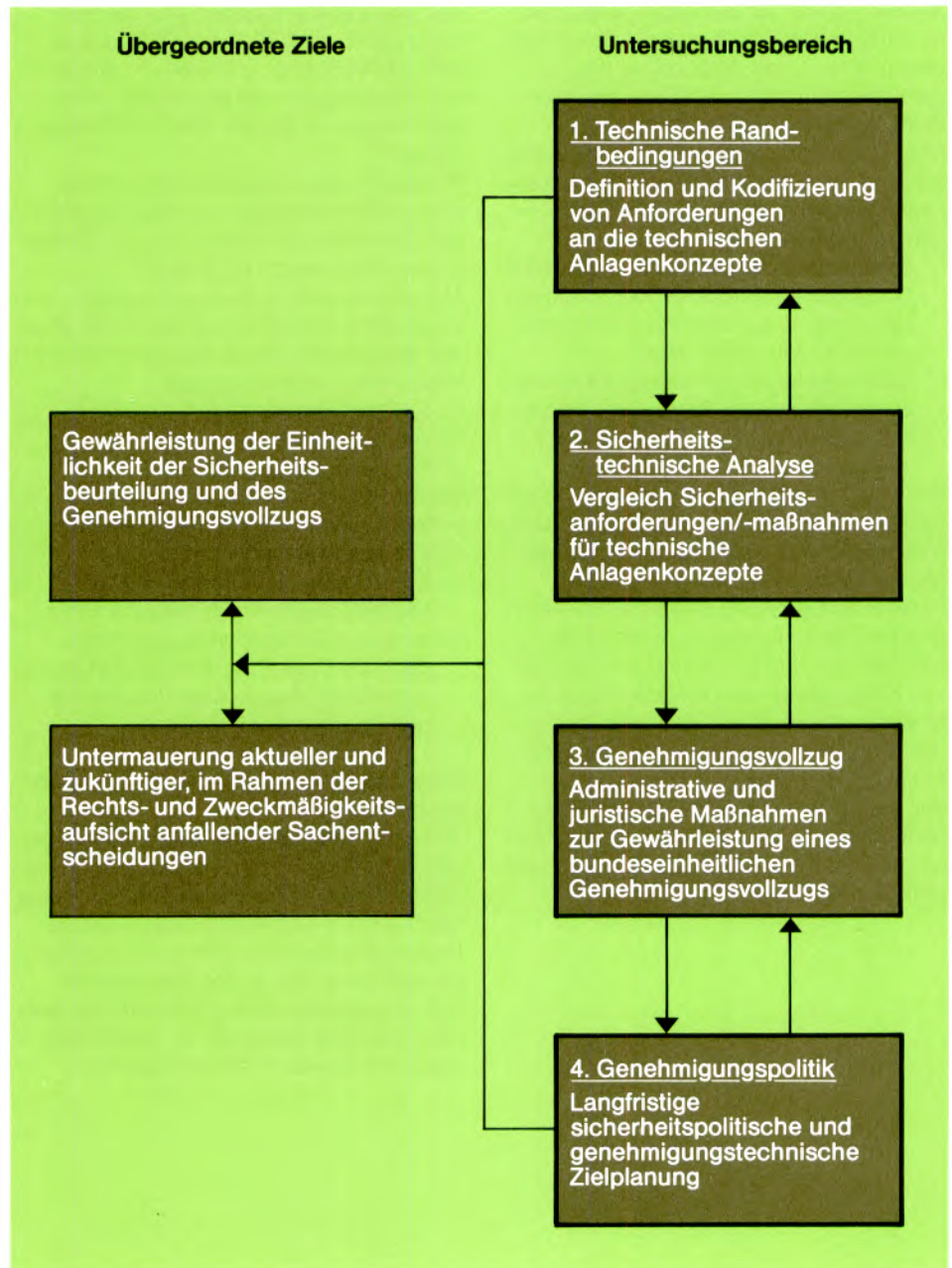


Bild 36: Programmatische Vorschau zu den BMI-Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen



## 4.13 Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren erforderliche Informationen

Einen wesentlichen Bestandteil des Richtlinienprogramms der Behörden zur Verbesserung des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens bilden die »Richtlinien über die in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen«. Die aus 29 Einzelrichtlinien bestehende Reihe wurde 1974 begonnen und 1978 im wesentlichen abgeschlossen. Mit der Federführung des Gesamtprojekts beauftragte der BMI unsere Gesellschaft, die 1978 durch Unteraufträge die Technischen Überwachungsvereine direkt an der Erarbeitung der Richtlinien beteiligte. Das bewährte Verfahren für die Erstellung der Richtlinienentwürfe und ihre Abstimmung mit Gutachtern, Herstellern, Erstellern und Betreibern wurde in jedem Einzelfall angewandt (Bild 37). Die so entstandenen Entwürfe wurden dem Länderausschuß für Atomkernenergie zugeleitet und nach Verabschiedung durch ihn in dem vom BMI herausgegebenen Gemeinsamen Ministerialblatt (GMBI) veröffentlicht. Die folgende Aufstellung gibt einen Überblick über die bisher im GMBI veröffentlichten Richtlinien, über in Bearbeitung befindliche und noch vorgesehene Themen.

Bereits veröffentlichte Richtlinien zu den Themen:

- Standort (1975)
- Sicherheitsbehälter (1975)
- Reaktordruckbehälter (1977)
- Notstromversorgung (1976)

- Einbauten des Reaktordruckbehälters (1977)
- Einbauten des Sicherheitsbehälters (1976)
- Reaktorschutzsystem (1977)
- Reaktorkern (1977)

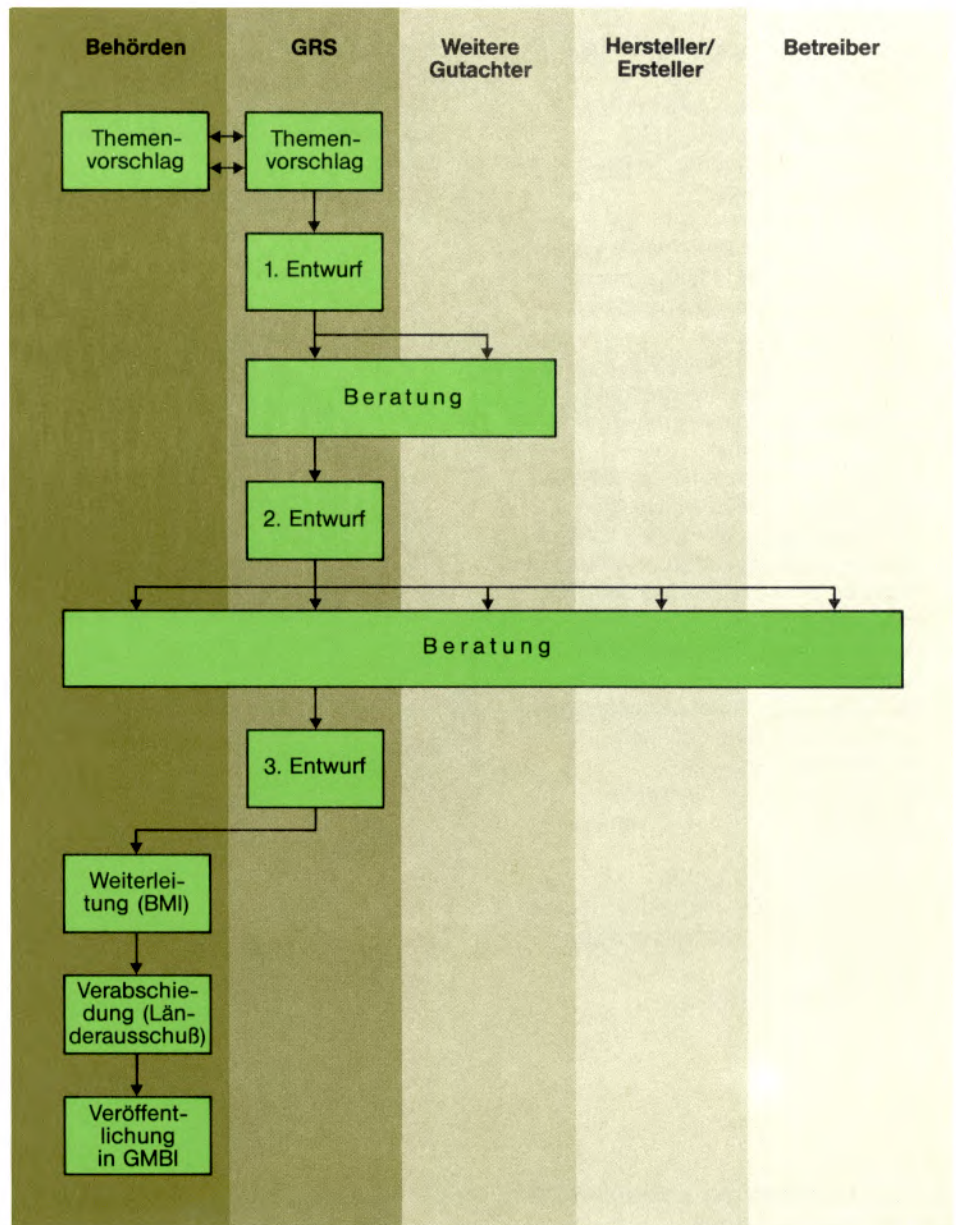


Bild 37: Typisches Ablaufdiagramm für das Erstellen der »Zusammenstellungen der in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen«



- Steuer- und Abschaltssysteme (1977)
- Druckhalte- und Abblasesystem DWR (1977)
- Not- und Nachkühlsysteme einschließlich Nachkühlkette (1978)
- Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen des Hauptkühlkreises (1978)
- Lüftungstechnische Anlagen (1978)
- Systeme zur Handhabung und Lagerung sonstiger radioaktiver Stoffe (1978)
- Druckabbausystem SWR (1978)
- Dampferzeuger DWR (1978)

In Bearbeitung befindliche Themen:

- Kühlwassersysteme
- Dampfkraftanlage
- Hilfsanlagen des Reaktorkühlsystems
- Einrichtungen und Maßnahmen zum Schutz vor Brand, Explosionen und gefährlichen Stoffen
- Einrichtungen zur Handhabung und Lagerung von Brennelementen
- elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems
- Systeme zur Entnahme von Wasser- und Gasproben aus aktivitätsführenden Systemen (z. B. Probeentnahmesystem; nukleartechnische Ableitungssysteme; Systeme zur Stopfbuchsabsaugung (SWR))
- Betriebssystem, Steuerzentralen und Notsteuerstelle
- Alarmanlagen, Personalsuchanlagen und Fernmeldeverbindungen (Kommunikationsmittel)
- Strahlenschutz und Aktivitätsüberwachung
- bauliche Anlagen

Noch vorgesehene Themen:

- Absperrarmaturen (Schleusen, Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter)
- Kraftwerkhilfsanlagen

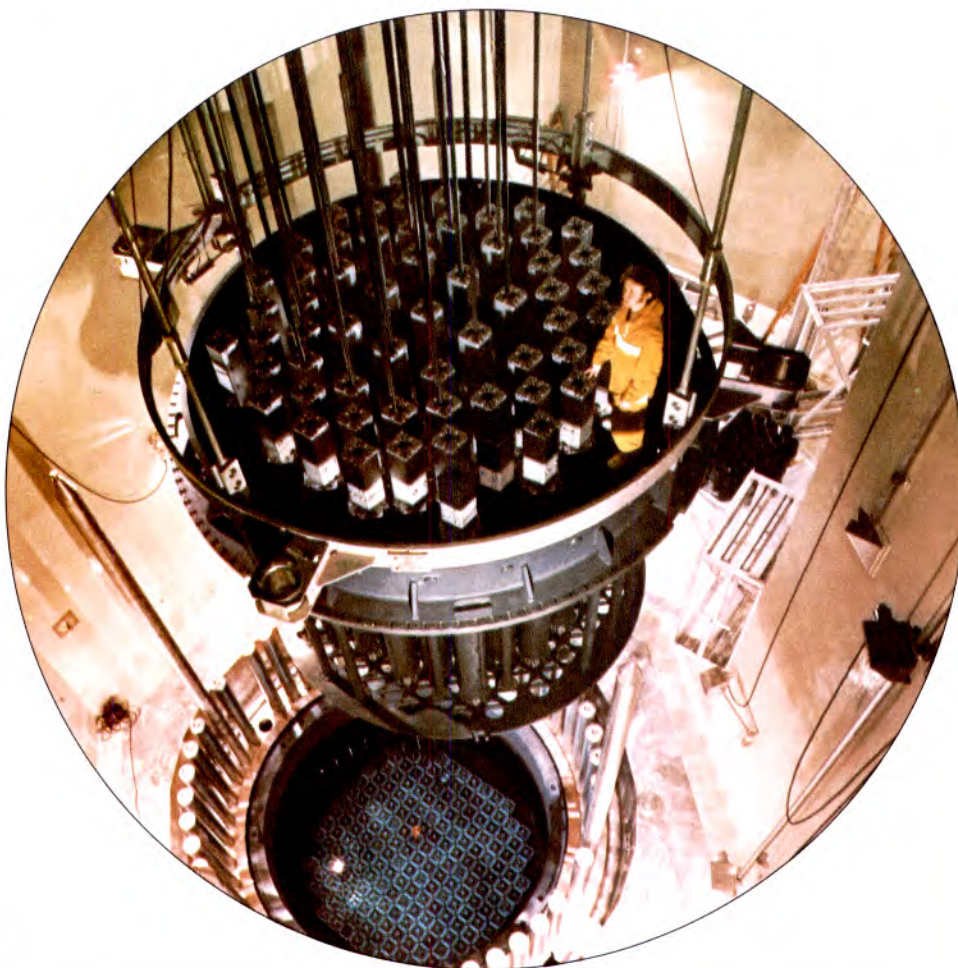
Von den insgesamt 29 Themen wurden 16 bis Ende 1978 veröffentlicht, weitere 10 stehen kurz vor dem Abschluß.

Im Laufe der mehr als dreijährigen Arbeit an dieser Richtlinienreihe wurde die Notwendigkeit deutlich, eine Überarbeitung mit folgendem Ziel anzuschließen:

- Reduzierung der Zahl der Einzelrichtlinien durch sinnvolle Zusammenfassung,
- Anpassung der älteren Forderungen in Richtlinien nach Umfang und Detaillierungsgrad an zuletzt erstellte Richtlinien,
- Vereinheitlichung der Formulierungen,

- Berücksichtigung der bisher in der Anwendung der Richtlinien gewonnenen Erfahrungen.

Die Federführung der für 1979 vorgesehenen Überarbeitung wird wiederum bei unserer Gesellschaft liegen, die Beschlußvorlagen erarbeiten und für eine Abstimmung zwischen Gutachtern, Herstellern und Erstellern sorgen wird. Der BMI beabsichtigt, die überarbeiteten Richtlinien nach ihrer Verabschiedung durch den Länderausschuß für Atomkernenergie in eine allgemeine Verwaltungsvorschrift einzubeziehen.



**Bild 38: Einsetzen des Kernbehälters in das Reaktordruckgefäß**



## 4.14 Kernenergie-Kontroverse

Unsicherheit und Vertrauenskrise kennzeichnen das Verhältnis zwischen Öffentlichkeit und Verantwortlichen bei Behörden, Elektrizitätswirtschaft und Wissenschaft. Besonders ausgeprägt zeigen sich diese Symptome, wenn es um Fragen der friedlichen Nutzung der Kernenergie geht. Dazu seien zwei Beispiele aus dem Berichtsjahr in Erinnerung gerufen:

- Berichte in den Medien über angeblich überhöhte Leukämiefälle in der Umgebung von Kernkraftwerken erzielten eine erhebliche Wirkung in der Öffentlichkeit und führten verschiedentlich zu Anfragen im Bundestag. Im Mittelpunkt dieser Diskussionen stand im Jahre 1978 das Kernkraftwerk Lingen. Hier wird insbesondere die Vertrauenskrise sichtbar, da man den mit der Aufsichtspflicht betrauten verantwortlichen Behörden offenbar die wirkungsvolle Durchsetzung des radiologischen Umweltschutzes nicht zutraute. Die von einem selbsternannten Wissenschaftler angewandte Methodik, mit der er eine überdurchschnittliche Leukämierate bei Kindern in der Umgebung des Kernkraftwerks Lingen nachweisen wollte, hält keiner wissenschaftlichen Überprüfung stand. Die auf radioaktive Ableitungen aus Kernkraftwerken zurückzuführende Strahlenexposition ist zu gering. Nach der jährlichen Berichterstattung der Bundesregierung ist die mittlere Strahlenexposition in der Umgebung von Kernkraftwerken (3-km-Radius) weniger als 1 % der ohnehin vorhandenen naturbedingten Strahlenexposition von etwa 110 mrem/Jahr.
- Der bereits vor Jahren öffentlich ausgelegte Sicherheitsbericht des im Bau befindlichen Schnellen Brutreaktors SNR-300 sorgte, als vertrauliches Dokument eingestuft, ebenfalls für eine

bundesweite Resonanz in den Medien und trug damit zur Verwirrung der Öffentlichkeit bei.

Einen Sicherheitsbericht fordert das Atomgesetz von jedem, der eine kern-technische Anlage zu errichten oder zu betreiben beabsichtigt. In diesem Bericht muß der Genehmigungsbehörde nachgewiesen werden, daß die beantragte Anlage die Sicherheitsanforderungen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen erfüllt.

Diese Beispiele zeigen neben vielen anderen nicht nur die Symptome, sondern auch eine der wichtigsten Ursachen auf: Uninformiertheit. In der kontroversen Kernenergie Diskussion kommt der GRS auf Grund ihrer relativen Interessenfreiheit und ihres dadurch ermöglichten neutralen Standpunktes eine Sonderrolle zu. Die GRS muß sich – abgesehen von ihrer Aufgabenstellung, im Auftrage der Öffentlichkeit wichtige, über Bund und Länder kanalisierte Fragen auf dem Kernenergiesektor zu klären – der Diskussion stellen, um ihre eigenen Aufgaben und Stellungnahmen, aber auch die Tätigkeit ihrer Auftraggeber in Bund und Ländern verständlich zu machen. Nur so kann die Vertrauenskrise überwunden werden, daß die zum Schutz der Öffentlichkeit geleistete Arbeit von dieser Öffentlichkeit nicht erkannt wird.

Das Informationskonzept der GRS ist zweistufig:

Auf der 1. Stufe soll dafür gesorgt werden, daß die GRS in der Öffentlichkeit als seriöse Informationsquelle anerkannt wird. Die Öffentlichkeit bewertet eine Information u. a. nach der Glaubwürdigkeit der Informationsquelle, insbesondere dann, wenn die Hintergrundinformationen nicht ohne weiteres durchschaubar oder verfügbar sind.

Eine Maßnahme auf dieser Stufe ist vor allem die Selbstdarstellung in der Öffentlichkeit, die durch das jährlich stattfindende GRS-Fachgespräch mit Hilfe der Pressekonferenz und der GRS-Werbeschrift »Aufgaben und Ziele« realisiert wird.

Auf der 2. Stufe kann die GRS als anerkannte Informationsquelle wirksam dem Informationsanspruch der Öffentlichkeit genügen und somit zum Abbau der Vertrauenskrise beitragen. Voraussetzung für eine sinnvolle Arbeit auf dieser Stufe ist ein aus einer Informationsbedarfsanalyse abgeleitetes aktives Informationsprogramm.

Aus dem Spektrum der zu informierenden Personengruppen – dazu gehören praktisch alle Bevölkerungsschichten mit ihren unterschiedlichen Vorkenntnissen – hat sich die GRS-Informationstätigkeit auf die meinungsbildende Zielgruppe »Interessierter Laie« (z. B. Arzt, Lehrer, Politiker, Richter, Techniker) konzentriert. Dabei konnte sie, eine weitere Einschränkung, nur punktuell und meistens reagierend über spezielle Fragen in der Schriftenreihe »Stellungnahmen zu Kernenergiefragen«, den sogenannten GRS-S-Berichten, informieren. Das Programm ist im Berichtszeitraum durch ein weiteres Medium, die GRS-Faltblätter, erweitert worden, um breitere Teilöffentlichkeiten (z. B. interessierte Bewohner in der Umgebung von Kernkraftwerken) erreichen zu können.

In dem GRS-Informationskonzept werden Informationsinhalt und Informationsniveau den Zielgruppen entsprechend aufeinander abgestimmt.



# Forscher: Im Gebiet des Kernkraftwerks mehr Leukämiefälle

Westdeutsche Allgemeine Zeitung vom 25. 10. 1978

Der Spiegel vom 30. 10. 1978

HANNOVER (dpa) Widersprüchliche Auffassungen herrschen über eine mögliche Zunahme der Kindersterblichkeit durch Blutkrebs (Leukämie) in der Umgebung des stillgelegten Kernkraftwerks Lingen im Emsland. Nach Angaben der ärztlichen Pressestelle Niedersachsen berichtete der Mediziner Dr. Kater (Hamel) im Arztblatt, daß Walter Soyka und Roland Bollinger vom Institut in Bremen im Umkreis von 80 Kilometern Kernkraftwerks 230 Fälle von Kindern festgestellt hätten.

beitet, schon jetzt sei abzusehen, daß es keine Anhaltspunkte für die Zunahme der Leukämie im Gebiet um das Kernkraftwerk Lingen gebe. Quellen für die eigene Untersuchung seien die amtliche Todesursachenstatistik und Auskünfte der Ärzte in dem betroffenen Gebiet.

Die dem Sozialministerium vorliegenden Zahlen der Bremer Wissenschaftler berechtigten zu „großen Zweifeln“ an ihren Schlußfolgerungen, zumal

Daß es in einem Radius von 80 Kilometern „rund 230 Leukämie-Fälle“ gegeben hat, davon die meisten „in die Hauptwindrichtung nach Norden und Osten“, hatte sich der Hamelner Arzt stecken lassen, als er kürzlich auf Vortragsreise in dem Dorf Geeste bei Lingen auf Soyka stieß. Er kannte ihn flüchtig „von Grohnde her“, hatte ihn seit den Demonstrationen dort im März vergangenen Jahres aber nicht wieder gesehen.

Soyka, 52 — laut Wiener „Presse-Sproß einer Familie, die „geistig die Wandervogelbewegung ... zuzuordnen“ ist, der dahim in Österreich schon einen „Bund für Volksgesundheit“ gegründet hatte, der Wassertrinken und Volkstanz propagierte —, versorgte Kater mit „ein paar Unterlagen“. Er kopierte für den Mediziner auch seine Karteikarten und hatte, wie Soyka-Sohn Wieland, 21, beobachtet konnte, den Eindruck: „Das ist genau das, was Kater auch schon immer geglaubt hat.“

Soykas Unterlagen und Karteikarte allerdings nicht allein auf die Karte bezogen, die er auf seiner Karte erhalten hatte. Der Wissenschaftler, der zu dem Namen auch schon ein „Nationales Atomreaktor-Institut“ zuzurechnen Roland Bollinger Einzelzellen gegenüber auf der Kläranlage im Ortsteil Geeste

## Hirsch: Brüter-Bericht lag auf der Straße

# Verwirrung um Reaktorpläne

## Köppler wirft Innenminister Täuschung vor

Von unserem Redakteur Karlgeorg Halbach

Düsseldorf — Verwirrung in der Debatte über den geplanten Schnellen Brüter in Kalkar hat am Mittwoch NRW-Innenminister Hirsch (FDP) ausgelöst. Im Landtag gab er bekannt, daß ein Sicherheitsbericht über diesen Reaktor von zwei Schülern auf offener Straße gefunden sei. Hirsch: „So wird heute Sicherheit mit ein saantesten technischen Projekte betrieben.“ Oppor Köppler hielt ihm entgegen, die Unterlage reits 1971 zur allgemeinen Einsicht ausgelegt wurde von Interatom und den RWE bestätigt.

Hirsch vertat vor dem Landtag die Ansicht, Terroristen oder fremde Mächte, die einen Angriff auf den Schnellen Brüter in Kalkar planten, seien über technische Details bestens informiert. Deshalb würde die Inbetriebnahme ein besonderes Sicherheitsrisiko darstellen. Schon am Vorabend hatte er im Kabinett die nach eigenen Worten „äußerst erstaunliche

betonte, diese Unterlagen seien keine Geheimpapiere und heute weitgehend überholt, sagte Hirsch in einer Pressekonferenz am Ende der Landtagssitzung

## Umwelt

### In der Luft

**Fördert die Nachbarschaft von Kernkraftwerken wirklich die Blutkrebsgefahr? Einschlägiger Alarm aus dem Emsland mobilisierte letzte Woche Politiker und Mediziner.**

Per Anzeige, unter Vermischtes, im Bremer „Weser-Kurier“ und in der Oldenburger „Nordwest-Zeitung“ wurden „für statistische Vergleichszwecke...“ dringende Einzelangaben über Kinder“ erbeten, „die zwischen 1945 und 1978 Leukämie bekamen“. Inseferent war ein „Institut für biologische Sicherheit“ in Bremen, Zusehriften Sollten „an den wissenschaftlichen Leiter“ des Instituts, einen Walther Soyka, gerichtet werden.

Das Inserat erschien zweimal, Ende August und Anfang September. Vergangene Woche ... der Anzeigenerfolg

nämlich dafür, Minister mehr um der Ablenkung lichen Thema — es Britien Plänen in eine ungenau zusätzliche DP, die Kalkar die rechten d allionspe geschlos ion konfr en schw auf de ist!

## Seriös?

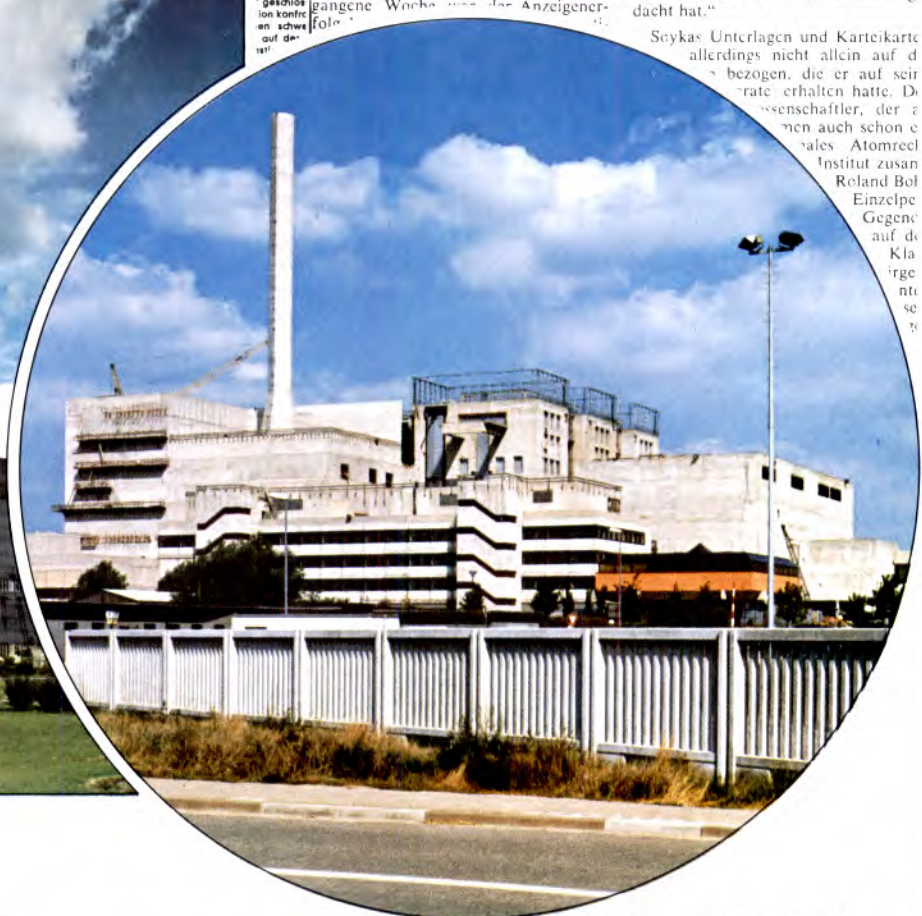
Bek — Innenminister Hirsch hat gestern im Landtag eine

Die bisherige GRS-Informationsarbeit wird durch folgende in ihrer Wichtigkeit nicht geringer einzustufenden Tätigkeiten ergänzt:

- Vorträge und Diskussionen, um einen direkten Kontakt mit der Öffentlichkeit herzustellen,
- Unterstützung der Medien, da sie die wichtigsten Informationskanäle sind und das Meinungsbild der Öffentlichkeit entscheidend beeinflussen.



Kernkraftwerk Lingen (KWL)



SNR-Prototypkernkraftwerk (SNR-300)

Bild 39: Kernenergie – weiterhin kontrovers



## 4.15 GRS-Einweisungsseminar

Die ordnungsgemäße Durchführung atomrechtlicher Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für kerntechnische Anlagen ist ohne die Zuziehung von Sachverständigen (gem. § 20 AtG) nicht möglich. Bei ihrer Auswahl spielt, außer ihrer Unabhängigkeit, die fachliche Qualifikation der Person bzw. der Institution, der sie angehören, die entscheidende Rolle. Um Nachwuchskräfte für die Sachverständigentätigkeit in ihre zukünftigen Aufgaben einzuweisen und ihnen im Rahmen der Weiterbildung das nötige Wissen zu vermitteln, ist u. a. die Schulung der Mitarbeiter durch Seminare ein probates Mittel. Die TÜV-Leitstelle Kerntechnik bei der VdTÜV hat mit ihrem Beschluß 41 vom 20. November 1975 eine Richtlinie herausgegeben, die gewährleisten soll, daß die bei den Technischen Überwachungs-Vereinen und dem damaligen IRS, jetzt GRS, eingestellten technischen Mitarbeiter einheitlich in ihre Aufgaben eingewiesen werden, daß sie sich die dazu erforderlichen Kenntnisse und Fähigkeiten aneignen und durch Weiterbildung vervollkommen.

Die Richtlinie empfiehlt in verschiedenen Anhängen Themen, die in den Seminaren zu behandeln sind:

- Grundthemen für alle neuen Mitarbeiter,
- Aufbauthemen für das Arbeitsgebiet Kerntechnik,
- Spezialthemen für verschiedene Fachgebiete.

Unsere Gesellschaft hat im Herbst 1978 zur Einweisung neuer Mitarbeiter, aber auch zur Information langjähriger Mitarbeiter, die ein engeres Fachgebiet vertreten, zwei Seminare mit jeweils ca. 30 Teilnehmern durchgeführt, in denen die Grund- und Aufbauthemen behandelt wurden. Die Vortragsthemen sind in der **Tafel 8** zusammengestellt.

Die von leitenden Mitarbeitern der Gesellschaft, der Vereinigung der Technischen Überwachungs-Vereine und den zuständigen Bundesministerien gehaltenen Referate wurden in ausführlichen Diskussionen vertieft. Zum Ende jedes Seminars wurde durch Fragebogen Nutzen, Bekanntheitsgrad und Darstellung des Stoffes überprüft. Wegen des überaus positiven Ergebnisses werden diese Seminare unter Berücksichtigung der zwischenzeitlich eingetretenen Entwicklung in jährlichem Abstand wiederholt.



**Bild 40:**  
Teilnehmer des 1. GRS-Einweisungsseminars

---

**GRS-Einweisungsseminar, Teil 1****GRS-Einweisungsseminar, Teil 2**

---

1. Tag
- Die GRS und ihre Aufgaben
  - Überblick über die Arbeitsgebiete der Fachabteilungen
  - Projektbetreuung
  - Schwerpunkte der GRS-Vorhaben

- RSK
  - SSK
  - KTA und DIN
  - Internationale Gremien
  - Mitarbeit der GRS bei der Weiterentwicklung von Rechtsvorschriften und Regeln der Technik
  - Die Stellung des Sachverständigen in der GRS
- 

2. Tag
- Grundgesetz der Bundesrepublik Deutschland
  - Das Atomrecht
  - Entstehung von Rechtsvorschriften auf Bundes- und Länderebene
  - Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
  - Die Aufgaben des BMI im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren
  - Die Aufgaben des BMFT in der Kerntechnik

- Bereich Systeme M
  - Bereich Systeme K
  - Bereich Prozesse M
  - Bereich Prozesse K
- 

3. Tag
- Geschichtliche Entwicklung und Aufgaben der TÜV und der VdTÜV
  - Zusammenarbeit mit dem TÜV und der VdTÜV
  - TÜV-Leitstelle Kerntechnik
  - Das Tarifrecht der Tarifgemeinschaft TÜV

- Forschungsbetreuung
  - Datenverarbeitung im technischen Bereich
  - Datenverarbeitung in der Verwaltung (Tätigkeitsberichte, Reiseabrechnungen etc.)
  - Information
  - Bibliothek, Diawesen etc.
- 

**Tafel 8: Themen der GRS-Einweisungsseminare**



# 5. Geschäftsstellen

## 5.1 RSK-Geschäftsstelle

Im Jahresbericht 1977 wurden die Aufgaben der RSK-Geschäftsstelle und ihre Stellung gegenüber der den Bundesminister des Innern (BMI) beratenden Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) beschrieben.

Mit Anfang des Jahres 1978 begann eine neue 3jährige Berufungsperiode der RSK. Der damalige Bundesminister des Innern, Prof. Dr. W. Maihofer, berief dafür 19 Mitglieder, von denen 14 bereits vorher der RSK angehört hatten.

Auf Vorschlag der RSK ernannte der Bundesminister des Innern den Leiter des Instituts für Reaktorwerkstoffe der Kernforschungsanlage Jülich und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktorwerkstoffe und Brennelemente an der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, Prof. Dr. Hubertus Nickel, zum Vorsitzenden und den Geschäftsführer unserer Gesellschaft und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit an der Technischen Universität München, Prof. Dr. Adolf Birkhofer, zum stellvertretenden Vorsitzenden. Bundesminister Maihofer empfing im Anschluß an die konstituierende Sitzung der neu berufenen RSK am 18. 1. 1978 die Kommissionsmitglieder und Vertreter der Geschäftsstelle zu einem ausführlichen Gespräch. Das geplante Entsorgungszentrum in Gorleben und Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen standen im Mittelpunkt dieser Aussprache. Minister Maihofer dankte der RSK für die in der Vergangenheit geleistete Arbeit, die maßgeblich zum hohen Sicherheitsstandard der in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Kernkraftwerke beigetragen habe.

### Ergebnisse

**Tafel 9** gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse im Jahr 1978. Zum Vergleich

Unterausschuß	1977	1978
Leichtwasserreaktoren	9	5
Natriumgekühlte Reaktoren	1	4
Hochtemperaturreaktoren	1	3
Druckbehälter	13	12
Kühlmittelkreisläufe	1	7
Notkühlung	2	3
Spaltproduktrückhaltung	4	6
Elektrische Einrichtungen	7	8
Bautechnik	1	4
Reaktorbetrieb	6	7
Entsorgungszentrum	11	3
Sicherheitsforschung	2	5
Sonstige (Ad-hoc-Ausschüsse)	15	3
Unterausschußsitzungen insgesamt	73	70
RSK-Sitzungen	10	12*)

\*) einschließlich einer gemeinsamen Sitzung mit der SSK

### Tafel 9: Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse

sind auch die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben.

Wie in den Vorjahren wurden die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen im Bundesanzeiger veröffentlicht (**Tafel 10**). Die 1975 begonnene Berichtsreihe »Emp-

fehlungen der RSK« wurde durch den dritten Band ergänzt<sup>1)</sup>. Darüber hinaus informierte die Geschäftsstelle die Presse über wichtige Ergebnisse der RSK-Sitzungen.

<sup>1)</sup> Schneider, M.:  
Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1975–1977 – Band 3 – GRS – 12 (August 1978)

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
KWW	Konzept des gemeinsamen Gebäudes für ein Schnellabschaltsystem und unabhängiges Nachkühlsystem	125	22. 6. 77	60	30. 3. 78
KNK-2	Beladen des Kerns und Nulleistungsprüfungen	125	22. 6. 77	60	30. 3. 78
KWO	Errichtung eines Notstandsystems und externen Brennelementlagers	125	22. 6. 77	60	30. 3. 78
THTR-300	Konzept des vorgespannten Gußdruckbehälters als Steuergas-Lagerbehälter (VGD-S)	126	21. 9. 77	36	21. 2. 78
KRB 1	Empfehlung zur Wiederinbetriebnahme	126	21. 9. 77	36	21. 2. 78
NS »Otto Hahn«	Weiterbetrieb	127	19. 10. 77	51	14. 3. 78
RBW-Werk 2	Genehmigung nach § 7 AtG	128	23. 11. 77	51	14. 3. 78
KNK-2	Durchführung der Leistungsprüfungen und Leistungsbetrieb	129	21. 12. 77	65	6. 4. 78
NEZ	Sicherheitstechnische Fragestellungen zum Entsorgungszentrum, Stand der Beratungen der RSK und der SSK, Empfohlene F & E-Arbeiten und Untersuchungen	131	14./15. 2. 78 *)		
SNR-300	Errichtung der Inertisierungssysteme WJO 1 und WJO 2 und der starkstromtechnischen Einrichtungen für die Energieversorgung des Sicherheitssystems	134	17. 5. 78	132	19. 7. 78
KKB	Störfall am 18. 6. 1978	138	11. 10. 78	2	4. 1. 79
KWW	Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Kernnotkühlsysteme bei Erhöhung der Kraftwerksleistung von 80 auf 100 %	139	15. 11. 78		
KWW	Auf etwa 3 Jahre befristeter Betrieb der Anlage ohne Dampftrockner	139	15. 11. 78		
Allgemein	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Windlasten	139	15. 11. 78		

\*) Die RSK stimmte der Empfehlung in der 131. Sitzung zu. Die Verabschiedung der Empfehlung durch die RSK und SSK erfolgte in einer gemeinsamen Sitzung am 15. 2. 1978

**Tafel 10: Im Bundesanzeiger 1978 veröffentlichte Empfehlungen der RSK und von der RSK 1978 ausgesprochene Empfehlungen**



### **RSK/ACRS-Erfahrungsaustausch**

Im Rahmen der Vereinbarungen zwischen dem Bundesminister des Innern (BMI) und der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (USNRC) besuchte im November 1978 eine deutsche Delegation aus Vertretern des BMI, der RSK und des BMFT die USA zu Gesprächen mit der USNRC und dem Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS). Schwerpunkt der Gespräche, deren Fortsetzung vereinbart wurde, waren folgende Themenkomplexe:

- Druckbehälter und Rohrleitungen
- Betriebserfahrungen bei Kernkraftwerken
- Untersuchung von Störfallabläufen und Risikobetrachtungen
- Auslegung gegen Erdbeben
- Berücksichtigung von neuen Forschungsergebnissen im Genehmigungsverfahren
- Stilllegung und Beseitigung von Kernkraftwerken
- Auslegung des Sicherheitssystems

Zusammenfassend stellten die Gesprächsteilnehmer fest, daß zwar in Details Unterschiede zwischen amerikanischen und deutschen sicherheitstechnischen Anforderungen bestehen, daß aber in beiden Ländern – infolge strenger Sicherheitsanforderungen – ein hoher Grad an Sicherheit erreicht worden ist, so daß der Betrieb von Kernkraftwerken keine Gefährdung der Beschäftigten und der Allgemeinheit darstellt.

Durch dieses Gespräch wurde erreicht, daß beide Seiten ihre Erkenntnisse mitteilen und gegenseitig Anregungen für die Lösung von Problemen geben konnten. Es wurde vereinbart, diese Gespräche in regelmäßigen Zeitabständen fortzuführen. Es sollten aber auch in der Zwischenzeit neue Erkenntnisse und Informationen ausgetauscht werden, um so eine stärkere Zusammenarbeit zu erreichen.

### **Leichtwasserreaktoren**

Der Schwerpunkt der RSK-Beratungen zum Konzept von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren lag in der Überarbeitung und Neufassung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (Ausgabe vom 24. 4. 1974). Mit diesen Leitlinien faßte die RSK die aus ihrer Sicht notwendigen sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik übersichtlich gegliedert zusammen und trug so der technischen Entwicklung der letzten Jahre Rechnung.

Zum Beispiel wurden auf der Grundlage derartiger Entwicklungen in die neuen Leitlinien Anforderungen an die Basis-sicherheit sowie die wiederkehrenden Prüfungen von Systemen außerhalb der »Druckführenden Umschließung« aufgenommen.

Weitere Beispiele für Leitlinienabschnitte, in die neben Kenntnissen aus neuen Entwicklungen auch Erfahrungen aus dem Kernkraftwerksbetrieb bzw. aus Vorkommnissen der letzten Zeit einfließen, sind die Kapitel über die elektrischen Einrichtungen der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie über die Störfallinstrumentierung.

Wie schon bei der Erarbeitung früherer Leitlinien wurden Genehmigungsbehörden und Gutachter beteiligt und Antragsteller angehört, um ihnen die Möglichkeit zu ge-

ben, ihre Vorstellungen darzulegen und über ihre Erfahrungen bei der Anwendung der bisher gültigen Leitlinien zu berichten. Abschnitte, zu denen inzwischen KTA-Regeln, Richtlinien oder Vorschriften existieren, wurden durch einen Hinweis auf diese Regelungen ersetzt.

Die Überarbeitung wird mit der Verabschiedung der 2. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren im Januar 1979 abgeschlossen.

Die RSK führte im Jahr 1978 auch die Auswertung der besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken fort. Hier ist insbesondere der Abriß eines Fönstützens im Turbinenbereich des Kernkraftwerks Brunsbüttel zu erwähnen. Nach einer ersten Bestandsaufnahme vor Ort berieten Fachunterausschüsse über technische und organisatorische Maßnahmen, die vor Wiederinbetriebnahme des Kraftwerks zu treffen sind, sowie über Konsequenzen aus dem Störfall für andere Kernkraftwerke. Die RSK faßte die Beratungsergebnisse in einer Empfehlung zusammen.



### **Hochtemperaturreaktoren**

Die RSK behandelte konzeptentscheidende Punkte der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile: Primärgasgebläse, Wasser-Dampf-Kreislauf, Abschaltssystem und Reaktorschutzsystem des Prototypkernkraftwerks THTR-300. Eine abschließende Beratung über diese Komponenten wird nach Vorliegen der Gutachten stattfinden. Um der zukünftig zu erwartenden Bedeutung der Baulinie der Hochtemperaturreaktoren gerecht zu werden und parallel zur Konzeptionsphase von Prototypen sicherheitstechnische Anforderungen aufzustellen, hat der Unterausschuß »Hochtemperaturreaktoren« mit der Erarbeitung von Leitlinien für Hochtemperaturreaktoren begonnen.

### **Druckbehälter**

Der Unterausschuß »Druckbehälter« der RSK befaßte sich in diesem Jahr mit vielen teils anlagebezogenen, teils projektübergreifenden Themen, wie z. B. mit Rohrleitungen und Großbehältern des Kernkraftwerks Philippsburg 1, Prüfungen von Reaktordruckbehältern und Komponenten mit Ultraschall und deren Auswertung, Einfluß der Neutronenbestrahlung auf die Eigenschaften von kernnahen Reaktordruckbehälterschweißnähten, Werkstoffwahl für Großkomponenten des Kernkraftwerks Biblis-C, den Werkstoffkapiteln der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren und verschiedenen KTA-Regeln. Auf Grund früherer RSK-Beratungen stellte ein Reaktorhersteller eine Weiterentwicklung für Reaktordruckbehälter mit durchgesteckten Stützen vor. Das neue Konzept enthält u. a. Verbesserungen, wie Verringerung der Anzahl der Schweißnähte, Vergrößerung des Innendurchmessers, weitere Reduzierung der primären Membranspannungen in dem aus nur einem Schuß bestehenden Flansch-Stützen-Ring. Diesem Konzept hat die RSK zugestimmt.

### **Kühlmittelkreisläufe**

Den Beratungen des Unterausschusses »Kühlmittelkreisläufe« lagen überwiegend projektbezogene, hinsichtlich des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens aktuelle Fragestellungen zugrunde. Dabei standen prüftechnische sowie werkstoff- und verarbeitungsspezifische Fragestellungen zu Rohrleitungen und anderen druckführenden Komponenten der Kreisläufe verschiedener Druck- und Siedewasserreaktoren und des THTR-300 im Vordergrund.

Einen weiteren Schwerpunkt bildeten die Beratungen des Kapitels 4.2 »Äußere Systeme« der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Die Reaktorhersteller haben hierzu ein neues Konzept vorgelegt. Diesem Konzept entsprechend werden für die Komponenten der »Äußeren Systeme« nur solche Werkstoffe zugelassen, die u. a. hinsichtlich Reinheit, Zähigkeit und Verarbeitbarkeit besonders hohen Anforderungen genügen. Die optimale konstruktive Gestaltung dieser Komponenten – insbesondere auch hinsichtlich deren uneingeschränkter Prüfbarkeit –, die konservative Begrenzung der zulässigen Spannungen und eine strenge Qualitätskontrolle dienen zusammen mit den geforderten Werkstoffeigenschaften einer weiteren Steigerung der Sicherheit dieser Anlagenteile gegen Versagen und sollen u. a. einen im Vergleich zur bisherigen Praxis reduzierten Umfang der wiederkehrenden Prüfungen erlauben. Die Beratungen der RSK zu diesem Komplex sind noch nicht abgeschlossen.

### **Entsorgungszentrum und Brennstoffkreislauf**

In Ergänzung der am 20. Oktober 1977 von der RSK und der SSK verabschiedeten Beurteilung und Empfehlungen zur grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums hat die RSK in Zusammenarbeit mit der SSK eine zusammenfassende Darstellung sicherheitstechnischer Fragestellungen zum Entsorgungszentrum erarbeitet. Beide Kommissionen haben dazu Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowie Untersuchungen empfohlen. Sie haben dabei ihre im Oktober 1977 getroffene Feststellung bekräftigt, daß die Arbeiten entsprechend dem stufenweisen Vorgehen bei der Errichtung des Entsorgungszentrums projektbegleitend durchgeführt werden können.

Die RSK hat außerdem die Konzepte des geplanten Brennelementzwischenlagers bei Ahaus und der geplanten Urananreicherungsanlage bei Gronau beraten.



### **Sicherheitsforschung**

Auf Grund seiner Aufgaben im Rahmen der Zweckmäßigkeitssaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen, insbesondere im Hinblick auf sicherheitstechnische Entscheidungen, beauftragte der BMI die RSK mit der Ausarbeitung einer Stellungnahme zur Forschung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit. Darin sollten Stu-

dien, Forschungs- und Entwicklungsarbeiten vorgeschlagen werden mit dem Ziel, die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken noch sicherer zu machen. Auf der Grundlage einer Übersichtsmatrix, die einerseits nach Genehmigungs Gesichtspunkten, andererseits nach Fachgebieten strukturiert war, wurden alle Bereiche in mehreren Sitzungen des Unterausschusses »Sicherheitsforschung« beraten, laufende Forschungsvorhaben analysiert und gegebenenfalls erforderliche weitere Arbeiten definiert. Für jede der

vorgeschlagenen Arbeiten wurde ein besonderes Formblatt angelegt, in dem die jeweilige Zielsetzung umrissen, der gegenwärtige Stand der Behandlung im Rahmen laufender Programme beschrieben und die durchzuführenden Arbeiten spezifiziert sind. Weiterhin erfolgte eine Einstufung in eine bestimmte Kategorie und Prioritätsklasse. Der Unterausschuß hat damit die erste Beratungsstufe zu diesem Komplex abgeschlossen und wird in weiteren Beratungen einen Bezug zu den RSK-Leitlinien herstellen. Einen weiteren Schwerpunkt der Arbeit des Unterausschusses »Sicherheitsforschung« bildeten die Beratungen zur unterirdischen Bauweise von Kernkraftwerken. Hierzu liegen einige vom BMI vergebene Studien vor. Eine Stellungnahme ist für Anfang 1979 vorgesehen.

## 5.2 SSK-Geschäftsstelle

### Allgemeines

Die Strahlenschutzkommission (SSK) hat die Aufgabe, den Bundesminister des Innern (BMI) in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten; sie erhält ihre Beratungsaufträge vom BMI. Sie kann aber auch zu selbst gewählten Fragen Stellung nehmen. Für die Beratung von Einzelfragen sind bei der SSK Ausschüsse eingerichtet, die ihre Aufträge vom BMI oder von der SSK erhalten. Die Beratungsergebnisse finden ihren Niederschlag in Empfehlungen, Richtlinien und Verordnungen auf dem Gebiet des Strahlenschutzes.

Zur Unterstützung der organisatorischen Arbeit und für die fachliche Zuarbeit ist für die SSK in unserer Gesellschaft eine Geschäftsstelle eingerichtet.

Im Berichtsjahr wurden insgesamt 64 Sitzungen der SSK, der Ausschüsse und der Arbeitsgruppen von der Geschäftsstelle betreut. Die Aufteilung auf

die einzelnen Beratergruppen ist in der **Tafel 11** gegeben. Zum Vergleich sind die Zahlen für 1977 aufgeführt. Aus dieser Tafel geht hervor, daß sich Verschiebungen innerhalb der Beratungsschwerpunkte ergeben haben. Die Fachausschüsse »Begrenzung radioaktiver Emissionen«, »Belastungspfad Abluft« und »Belastungspfad Abwasser« haben ihre Beratungsaufgaben erfüllt und wurden inzwischen aufgelöst. Eine steigende Bedeutung gewinnt die Arbeitsdelegation in die Arbeitsgruppen der Ausschüsse. Diese Art der Beratungsvorbereitung durch Erstellung von Arbeitsunterlagen trägt einmal zur Steigerung der Effizienz der Ausschusssitzungen bei und ist flexibler gegenüber fest institutionalisierten Beratergremien. Dies bedingte allerdings verstärkte Mitarbeit der Angehörigen der Geschäftsstelle.

### Mitarbeit der Geschäftsstelle

Während 1977 eine Reihe von Stellungnahmen der SSK zu allgemeinen Fragen des Strahlenschutzes erarbeitet und veröffentlicht wurde, fand die Arbeit der SSK und ihrer Ausschüsse 1978 vornehmlich Niederschlag in Richtlinien zur Ausfüllung der allgemeinen Anforderungen der Strahlenschutzverordnung. Die Richtlinienentwürfe wurden in den Ausschüssen bei der SSK erarbeitet, in die Beratungen der SSK einbezogen, diskutiert und gegebenenfalls revidiert. Die Geschäftsstelle hat insbesondere in den Ar-

	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)	
	1977	1978
Strahlenschutzkommission (SSK)	4 ( 8)	6 (10)
Ausschüsse bei der SSK		
– Strahlenschutztechnik	4 ( 5)	4 ( 7)
– Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen	2 ( 3)	3 ( 3)
– Medizin und Strahlenschutz	4 ( 4)	5 ( 6)
– Radioökologie	6 (11)	8 (14)
Fachausschuß Begrenzung radioaktiver Emissionen	1 ( 1)	–
Fachausschuß Belastungspfad Abluft	1 ( 1)	–
Fachausschuß Belastungspfad Abwasser	3 ( 5)	1 ( 2)
– Strahlenschutz und Sicherheit bei der Beseitigung radioaktiver Abfälle	1 ( 1)	–
– Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen	9 (12)	10 (14)
Sitzungen der verschiedenen Arbeitsgruppen	24 (30)	27 (30)
Insgesamt	59 (81)	64 (86)

**Tafel 11: Sitzungen der SSK einschließlich ihrer Ausschüsse, Fachausschüsse und Arbeitsgruppen**



beitsgruppen an der Zusammenstellung der Richtlinienentwürfe mitgewirkt, an den Diskussionen teilgenommen und die Ergebnisse in Form von Revisionen zu neuen Textvorlagen verarbeitet, die dann schließlich nach mehreren Durchläufen zwischen Ausschuß und Arbeitsgruppe zur verabschiedungsreifen SSK-Vorlage wurden.

So wurde an der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle mitgearbeitet, die am 22. Februar 1978 vom Länderausschuß für Atomkernenergie verabschiedet und am 5. Juni 1978 vom Bundesminister des Innern im Gemeinsamen Ministerialblatt Nr. 22, Ausgabe B, vom 17. Juli 1978 bekanntgemacht wurde. Mit dieser Richtlinie wurden für die im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zuständigen Behörden die Grundlagen für einheitliche Anforderungen an die physikalische Strahlenschutzkontrolle gemäß §§ 62 und 63 StrlSchV geschaffen. Im Mittelpunkt stehen die Regelungen für die Ermittlung der Körperdosis durch Messung oder anderweitige Gewinnung von Überwachungsdaten wie Ortsdosen, Personendosen, Strahlenquelleneigenschaften, Aktivitätszufuhr und -ausscheidung.

Nach der Verabschiedung dieser Richtlinie begannen in zwei weiteren Arbeitsgruppen die Arbeiten zum zweiten Teil dieser Richtlinie, der die Regelungen zur Berechnung der nicht unmittelbar meßbaren Körperdosen (Teilkörper- oder Ganzkörperdosen) aus den Überwachungsdaten und sonstigen zusätzlich vorliegenden Informationen über die Expositionsbedingungen nach § 63 (2) StrlSchV umfaßt. Die Arbeiten wurden dabei nach den verschiedenen Expositionsbedingungen bei der externen und internen Bestrahlung aufgeteilt. In beiden Arbeitsgruppen sind Mitarbeiter der Geschäftsstelle beteiligt. Die neue Strahlenschutzverordnung machte die Revision der 1972 vom damaligen Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft herausgegebenen Richtlinien für den Strahlenschutz in der Medizin erforderlich. Es ging dabei nicht nur um die Anpassung der Anforderungen an die neuen Strahlenschutzvorschriften, sondern vor allem um die Einbeziehung der Bereiche der Medizin, die vorher nicht in die Regelungen eingeschlossen waren. Im Berichtsjahr wurden die Arbeiten zum Entwurf der »Richtlinie für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe und beim Betrieb von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen und Bestrahlungseinrichtungen mit radioaktiven Quellen in der Medizin – Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin« nahezu abgeschlossen. An der Zusammenstellung der Vorlage auf Grund der Revisionsvorschläge während der Erörterungen war die Geschäftsstelle beteiligt.

Einen breiten Raum nahmen im Berichtsjahr die Arbeiten zur Durchführungsbestimmung von § 45 StrlSchV ein. Nachdem in den Vorjahren die Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Einleitung radioaktiver Stoffe in Oberflächengewässer und in die Atmosphäre herausgebracht worden waren, wurden jetzt die Berechnungsverfahren weiter entwickelt und die Datenblöcke an den Stand von Wissenschaft und Technik angepaßt. Damit wird einerseits den Erfordernissen des § 45 StrlSchV entsprochen und gleichzeitig eine Harmonisierung der bisher getrennten Teile der Berechnungsgrundlagen bewirkt. Die Arbeiten stehen im Zusammenhang mit der Schaffung einer Radioökologieverordnung, zu deren Erlaß der BMI gemäß § 45 StrlSchV ermächtigt ist. An den Arbeiten zu diesem Gesamtkomplex sind Mitarbeiter der Geschäftsstelle beteiligt und u. a. mitverantwortlich für die redaktionelle Bearbeitung der zur Berechnung der Strahlenexposition erforderlichen Teile der Radioökologieverordnung. Eine weitere Aufgabe im Bereich der Radioökologie ist die Erstellung von Grundsätzen zur Emissions- und Umgebungsüberwachung in Durchführung der §§ 45, 46 und 48 StrlSchV. Nach diesen Grundsätzen soll die Ermittlung der aus den Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser resultierenden Strahlenexpositionen des Menschen und die Kontrolle der Einhaltung der Immissionsgrenze durchgeführt werden. An der Vorbereitung einer Entwurfsvorlage ist die Geschäftsstelle beteiligt. Außer zu den hier aufgeführten Schwerpunktthemen hat die Geschäftsstelle die Arbeiten zur Information der SSK fortgeführt. In diesen Arbeitsbereich fällt die Fortschreibung der Forschungsprogramme im Bereich des Strahlenschutzes und die Verbreitung von Informationen, die die Geschäftsstelle auf Grund ihrer regen Kommunikationstätigkeit mit anderen Instituten, die auf dem Gebiet des Strahlenschutzes arbeiten, erhält.



### 5.3 KTA-Geschäftsstelle

Die KTA-Geschäftsstelle hat im Berichtsjahr 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), 3 seines Präsidiums und 58 der verschiedenen Unterausschüsse betreut. Darüber hinaus war die KTA-Geschäftsstelle bei zahlreichen Sitzungen externer Arbeitsgremien beteiligt, die für den KTA Vorberichte erarbeiten oder Regelentwürfe vorbereiten. Die Ergebnisse der Regelarbeit, die der Öffentlichkeit vorgelegt werden konnten, bestehen in 4 vom KTA aufgestellten und vom Bundesminister des Innern bekanntgemachten Regeln und 6 vom KTA verabschiedeten Regelentwürfen. Diesen 10 fertiggestellten oder in ein Endstadium gebrachten Regelvorhaben steht die Inangriffnahme von 16 neuen Regelvorhaben gegenüber. Das sind 6 Vorberichte sowie die Vorbereitung von 10 Regelentwürfen, davon sieben auf der Grundlage vorangegangener Vorberichte. Damit umfaßte das KTA-Regelwerk zum Jahresende:

12 Regeln (siehe **Tafel 13**)

8 Regelentwürfe (siehe **Tafel 14**)

43 Regelentwürfe in Vorbereitung

19 Vorberichte

Hinzuweisen ist darauf, daß erstmalig eine Regel geändert worden ist. Es handelt sich hierbei um die Regel KTA-3902 »Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen«. Für zwei weitere Regeln wurde ein Änderungsverfahren eingeleitet.

Auf einige der Aktivitäten des KTA sei hier kurz eingegangen<sup>1)</sup>.

Die Regel KTA-3201 »Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren«, die in vier umfangreichen Teilen bearbeitet wird, hat einen erheblichen Ar-

beitsaufwand seitens der beteiligten Fachleute und der KTA-Geschäftsstelle erfordert, die hier auch in die Phase der Vorbereitung von Regelentwürfen in starkem Maße mit einbezogen ist. Ihr obliegt vornehmlich, Informationen und Arbeitsergebnisse zwischen den Arbeitsgruppen zu übermitteln und Fachaussagen über Teilprobleme zu Textentwürfen zusammenzufassen. Als Ergebnis der Arbeiten werden 1979 voraussichtlich zwei der vier Teilregeln als Regelentwürfe der Öffentlichkeit vorgelegt werden können. Der Teil »Werkstoffe«, der seit März 1977 als Regelentwurf vorliegt, konnte noch nicht verabschiedet werden. Zahlreiche Änderungsvorschläge und insbesondere Ergebnisse von RSK-Beratungen haben zu einer gründlichen Überarbeitung des Regelentwurfs geführt.

Von der ähnlich umfangreichen Regel KTA-3401 »Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Belastungsannahmen)« mit ebenfalls vier Teilen, die auch in Arbeitsteilung zwischen Arbeitsgruppen und KTA-Geschäftsstelle bearbeitet werden, wurde der Teil »Herstellung« als Regelentwurf beschlossen. Dieser Teil war praktisch schon im Herbst 1976 verabschiedungsreif. Zu der Zeit jedoch hatte die RSK ihr Konzept über die Verwendung höherfester Feinkornbaustähle beschlossen. Dadurch wurde es notwendig, diesen Teil wie auch die anderen drei Teile der sogenannten Sicherheitsbehälterregel sorgfältig zu überarbeiten. Im jetzt vorliegenden Regelentwurf

sind die RSK-Empfehlungen in vollem Umfang berücksichtigt. Die übrigen drei Teile können voraussichtlich im laufenden Jahr als Regelentwurf verabschiedet werden.

Zur Thematik Sicherheitsbehälter sind zwei weitere Regelentwürfe fertiggestellt worden. Der Regelentwurf KTA-3409 »Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen –« ergänzt die vorliegende Regel KTA-3402 »Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen –«. Ein weiterer Regelentwurf KTA-3405 hat die »Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode« zum Gegenstand. Über fachliche Probleme, die bei der Arbeit an diesem Regelentwurf zu behandeln waren, wurde auf dem GRS-Fachgespräch 1978 von Engel (TÜV-Bayern)<sup>2)</sup> berichtet.

Mit der Regel KTA-1504 »Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen« und dem Regelentwurf KTA-1503.1 »Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen, Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb«

<sup>2)</sup> Engel, M.: Leckratenprüfung bei Sicherheitsbehältern, in »Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken«, 2. GRS-Fachgespräch, Köln, 19.–20. 10. 1978. Tagungsbericht GRS-13 (Januar 1979)

<sup>1)</sup> Im Jahresbericht 1978 des Kerntechnischen Ausschusses wird ausführlicher das KTA-Regelwerk, die Arbeit von KTA-Gremien und der KTA-Geschäftsstelle beschrieben.



KTA-Nr.	Fassung	Titel
1201	2/78	Anforderungen an das Betriebshandbuch
1501	10/77	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken
1504	6/78	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen
2201.1	6/75	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze
2201.5	6/77	Teil 5: Seismische Instrumentierung
3102.1	6/78	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte
3402	11/76	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen
3403	11/76	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken
3501	3/77	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen
3701.1	6/78	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen
3901.1	3/77	Alarmanlagen, Personensuchanlagen und Fernmeldeverbindungen in und von Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen
3902	6/78	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen (ersetzt Fassung 11/75)

1) Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1

2) Liegt in englischer Übersetzung vor, erhältlich bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

**Tafel 12: Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)<sup>1) 2)</sup>**

KTA-Nr.	Fassung	Titel
1401 <sup>1)</sup>	6/78	Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung
1503.1	2/78	Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb
3201.1	3/77	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Werkstoffe
3401.3	10/78	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Lastannahmen) Teil 3: Herstellung
3404	6/77	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters
3405	6/78	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode
3409	10/78	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen
3603	10/78	Behandlung von kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken

<sup>1)</sup> Liegt in englischer Übersetzung vor, erhältlich bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

**Tafel 13: Sicherheitstechnische Regelentwürfe des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)**



sind wesentliche Aufgaben der Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe abgedeckt. Zur weiteren Vervollständigung ist in Teil 3 das Thema »Überwachung der nicht mit der Kaminabluft abgegebenen radioaktiven Stoffe« in Angriff genommen worden.

Die Notstromversorgung wird in fünf getrennten Regelvorhaben, KTA-3701 bis KTA-3705, bearbeitet. Die übergeordneten Anforderungen wurden in einem Regelentwurf behandelt, der im November 1976 vom KTA verabschiedet worden ist. Nach weitgehender Bearbeitung der zu dem Regelentwurf eingereichten Änderungsvorschläge wurden kurz vor der Aufstellung als Regel von der RSK Bedenken mitgeteilt, die ein Ergebnis der Überarbeitung der RSK-Leitlinien waren. Mit dem Ziel, die Verabschiedung als Regel nicht weiter hinauszuzögern, gelang es der KTA-Geschäftsstelle zusammen mit der RSK-Geschäftsstelle, die Beratungen so vorzubereiten, daß zwischen KTA-Unterausschuß »Starkstrom« und RSK-Unterausschuß »Elektrische Einrichtungen« in sehr kooperativer Weise die erforderlichen Textänderungen abgestimmt werden konnten. Dementsprechend werden in der nun aufgestellten Regel KTA-3701.1 »Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken,

Teil 1: Einblockanlagen« nicht nur Anforderungen an die Notstromversorgung gestellt, sondern an die Energieversorgung des Sicherheitssystems und damit an die Notstrom- und Eigenbedarfsversorgung, soweit sie zur Energieversorgung des Sicherheitssystems erforderlich sind. Die Vorbereitung des Regelentwurfs KTA-1401 »Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung« führte zu der Problematik, daß zu atomrechtlichen Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten in KTA-Regeln keine Festlegungen getroffen werden dürfen, daß aber der Wunsch besteht, bewährte privatrechtlich geregelte Aufgabenverteilungen zwischen Betreibern, Herstellern und Erstellern in die KTA-Regeln aufzunehmen. Das Problem wurde von der KTA-Geschäftsstelle dem KTA-Unterausschuß für Rechtsfragen vorgelegt. Unter dessen Mitwirkung wurden die erforderlichen Aufgaben und Maßnahmen ohne Festlegung von Zuständigkeiten formuliert und der Regelentwurf so im Sommer 1978 verabschiedet. Für die Arbeit des Kerntechnischen Ausschusses ist es zweckmäßig, eine Ab-

grenzung seiner Tätigkeit mit der anderer Organisationen, die Regeln, Normen und Richtlinien aufstellen, zu vereinbaren. Da einerseits in KTA-Regeln auch bauaufsichtliche Belange und andererseits in technischen Baubestimmungen bauliche Anlagen von Kernkraftwerken mit angesprochen werden, sind frühzeitig gegenseitige Informationen und Kontakte eingeleitet worden. Durch eine ähnliche Vereinbarung, wie 1977 mit dem DIN abgeschlossen, konnte die Zusammenarbeit zwischen Kerntechnischem Ausschuß und der Arbeitsgemeinschaft der für das Bau-, Wohnungs- und Siedlungswesen zuständigen Minister der Länder (ARGEBAU) auf eine systematische Basis gestellt werden.





# 6. Zweites GRS-Fachgespräch

## Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken

Am 19./20. Oktober veranstaltete die GRS ihr zweites Fachgespräch »Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken«. An der Vortrags- und Diskussionsveranstaltung beteiligten sich ca. 500 Vertreter aus Behörden, Medien, Wissenschaft, Industrie und Sachverständigenorganisationen des In- und Auslandes.

Der Schwerpunkt der Veranstaltung lag auf der Darstellung der für Volldruck-sicherheitsbehälter angewandten wissenschaftlichen und gutachterlichen Methoden, auf deren Überprüfung anhand neuerer Experimente sowie der Notwendigkeit und Möglichkeit weiterer Verbesserungen.

Aufgabe des Sicherheitsbehälters ist es, insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen die Freisetzung von Spaltprodukten in die Atmosphäre auf die nach der Strahlenschutzverordnung zulässigen Höchstwerte zu begrenzen sowie die Anlage vor äußeren Einwirkungen zu schützen. Der bei deutschen Kernkraftwerken verwirklichte Sicherheitsbehälter besteht aus einer inneren Stahlhülle und einer äußeren Betonhülle, die durch den sogenannten Ringspalt voneinander getrennt sind. Die Integrität des Sicherheitsbehälters muß für alle Auslegungsstörfälle gewährleistet sein, er ist gegen die hierbei maximal zu erwartenden Druckbelastungen ausulegen. Die Stahlhülle muß spezielle Dichtigkeitsanforderungen erfüllen, und es

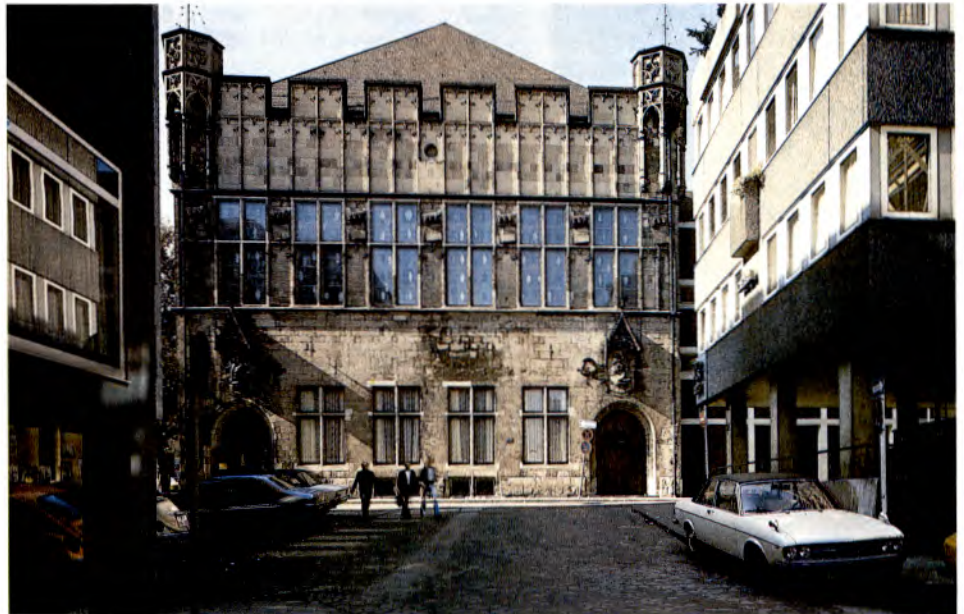


Bild 41: Das Tagungsgebäude, Gürzenich in Köln

müssen für die auf Grund geringer Leckagen in den Ringspalt gelangenden Spaltprodukte geeignete Abluftsysteme (Filter etc.) vorhanden sein.

Der Vortrag von D. Bachner, H.-G. Friederichs und W. Ullrich unterstrich die Bedeutung des Sicherheitsbehälters als Spaltproduktbarriere. Ein intakter Sicherheitsbehälter bewirkt die Reduzierung bei der Abgabe von Edelgasen auf ein Hundertstel, bei der von Aerosolen (ebenfalls leicht flüchtig) auf ein Zehnmillionstel.

D. Risse untersuchte in seinem Vortrag die bei der Auslegung von Sicherheitsbehältern angewandten Verfahren zur Be-

rechnung des Druckaufbaus bei Kühlmittelverluststörfällen. Die Überprüfung an neueren Experimenten erbringt noch immer unerwünschte Abweichungen im Sinne von ‚best-estimate‘-Rechnungen, da einzelne Effekte offensichtlich nicht genügend detailliert simuliert werden. Da die Abweichungen jedoch bei sachgemäßer Anwendung der Programme grundsätzlich zu einer Überschätzung führen, müssen die Rechnungen der Genehmigungsverfahren als konservativ gelten. Ein Vortrag von M. Engel befaßte sich mit der in der Bundesrepublik Deutschland üblichen Leckraten-Wiederholungsprüfung. Während die Erstprüfung sowohl bei vollem Auslegungsdruck als auch bei niedrigen Überdrücken vorgenommen wird, beschränkt sich die routinemäßige Wiederholungsprüfung im allgemeinen auf



den niedrigeren Prüfdruck. Dies ermöglicht eine deutlich vereinfachte Prüfprozedur, beinhaltet jedoch eine gewisse Problematik bei der Extrapolation der Leckrate auf den Auslegungsdruck. Die Extrapolationsmöglichkeit wird als gegeben angesehen, wenn diese Messungen innerhalb der Meßgenauigkeit untereinander reproduzierbar sind und in Übereinstimmung mit den Erstmessungen stehen. Eine interessante Methode zur quantitativen Ermittlung der Zuverlässigkeit von Sicherheitsbehältern wurde in einem Vortrag von P. Kafka und G. I. Schuëller aufgezeigt. Dieses Verfahren der quantitativen Zuverlässigkeitsermittlung baut auf bewährte Rechenmodelle der Sicherheitsbeurteilung auf, führt aber zusätzlich die Art und Größe der Streuung einzelner Daten in die Modelle ein. Damit wird dann eine Aussage zur Versagenswahrscheinlichkeit möglich. Aus den Ergebnissen der Diskussion war auch bei Anwendung dieser quantitativen Betrachtung der hohe Sicherheitsstandard in der Auslegung des Sicherheitsbehälters zu erkennen. Fragen der festigkeitsmäßigen Auslegung von Sicherheitsbehältern und die dabei zugrunde zu legenden Eingangsgrößen wurden in einem Referat von H. Schulz dargelegt, bei dem auch auf alternative Konzepte eingegangen wurde. H. Alex und W. M. Kuntze untersuchten in ihrem Vortrag spezielle Fragen des umgebenden Betongebäudes, dem insbesondere im Hinblick auf äußere Einwirkungen wie Flugzeugabsturz, chemische Explosionen etc. besondere Bedeutung zukommt. Das Referat von P. Heyder über Fragen des aktiven und passiven Brandschutzes innerhalb des Sicherheitsbehälters berücksichtigte die besonderen Gegebenheiten und Anforderungen beim Kernkraftwerk unter Einbeziehung der Erfahrungen auch aus anderen technischen Einrichtungen.

Mit übergeordneten Gesichtspunkten beschäftigten sich die Eröffnungsvorträge am Vorabend des Fachgespräches. Prof. Birkhofer wies auf die sich sowohl aus der neutralen Stellung der GRS (Sachverständige bei Gerichtsverfahren) wie auch aus den an sie herangetragenen umfangreichen Aufgaben ergebenden Verpflichtung zu intensiver und besonders qualifizierter Arbeit hin. Min.-Dirig. Dreyhaupt vermittelte einen Einblick in das aus sicherheitstechnischer Sicht unbegründet langwierige Genehmigungsverfahren und die damit verbundenen Nachteile. Eine Abhilfe könnte mög-

licherweise eine Trennung von Konzept- und Standortgenehmigung schaffen, da hierbei unnötige gegenseitige Blockierungen vermieden werden könnten. Das große Interesse für diese Veranstaltung, die Diskussionen mit ihren kritischen und sachverständigen Fragen, wie auch die abschließende Pressekonferenz lassen erkennen, daß das GRS-Fachgespräch 1978 als ein erfolgreicher Schritt bei der gewünschten kritischen Auseinandersetzung zwischen Sachverständigen und der interessierten Öffentlichkeit gewertet werden darf.



**Bild 42: Schließen des Sicherheitsbehälters Mülheim-Kärlich**



## Geschäftliche Tätigkeit

Die GRS, deren Gesellschafter die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die 11 Technischen Überwachungs-Vereine und der Germanische Lloyd sind, nahm am 1. 1. 1977 die geschäftliche Tätigkeit auf. In ihr gingen das Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungs-Vereine e.V. (IRS) und das Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung der Technischen Universität München (LRA) auf.

Die Gesellschaft beschäftigte in den beiden Betriebsteilen Köln und Garching am 31. 12. 1978 insgesamt 422 Mitarbeiter, darunter 282 wissenschaftlich-technische Fachkräfte und 140 sonstige Kräfte.

Die Gesellschaft arbeitet auf Grund von Verträgen für den Bund, für die Technischen Überwachungs-Vereine, für deutsche und ausländische Genehmigungsbehörden, für die Europäischen Gemeinschaften u.ä.

Die Jahreserträge beliefen sich auf 44 005 TDM.

Das Fachpersonal hat insgesamt 596 999 Stunden geleistet, die mit 64,8 % an Auftraggeber weiterverrechnet wurden. Die übrigen Stunden entfielen auf Urlaub und Krankheit, auf Ausbildung sowie auf Restzeiten.

Die Organisation unserer Gesellschaft wurde im Berichtsjahr einer Revision unterzogen. Die Neugliederung wurde nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten durchgeführt, wobei auch ortsübergreifende Bereiche entstanden. Die seit dem 15. November 1978 bestehende Organisation der GRS ist in **Bild 44** dargestellt.

Die Organe der Gesellschaft sind:  
 die Gesellschafterversammlung,  
 der Aufsichtsrat,  
 die Geschäftsführer.

### Aufsichtsrat

### Gesellschafter

### Geschäftsführer

Der Aufsichtsrat setzte sich im Berichtsjahr wie folgt zusammen:

Direktor Dr.-Ing. R. Meister  
 (Vorsitzender), Hamburg  
 Ministerialdirektor  
 Dipl.-Ing. W. Sahl  
 (stellv. Vorsitzender), Bonn  
 Ministerialrat Dr. K. H. Carl, Bonn,  
 bis 30. 6. 1978  
 Ministerialdirigent  
 Prof. Dr.-Ing. F. J. Dreyhaupt,  
 Düsseldorf  
 Regierungsdirektor H.-P. Engelhardt,  
 Bonn, ab 1. 7. 1978  
 Ministerialrat Dr. A. Gerlach, Bonn  
 Direktor Dipl.-Ing. W. E. Hoffmann,  
 Essen  
 Ministerialrat Dipl.-Ing. R. Mauker,  
 München  
 Direktor Dr. G. Noetzelin, Marl  
 Ministerialrat W. Obenhaus, Bonn  
 Dipl.-Ing. H. Seipel, Bonn  
 Direktor Prof. Dr. H.-W. Thoenes,  
 Essen  
 Direktor Dr. H. Vetter, Mannheim  
 Direktor Dr. G. Wittmann,  
 München, ab 1. 7. 1978  
 Direktor Dr.-Ing. J. Wolff,  
 München, bis 30. 6. 1978

Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital sind:

Bundesrepublik Deutschland	46,10%
Freistaat Bayern	3,85%
Land Nordrhein-Westfalen	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Baden e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Hessen e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Pfalz e.V.	3,85%
Rheinisch-Westf. Technischer Überwachungs-Verein e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Saarland e.V.	3,85%
Technischer Überwachungs-Verein Stuttgart e.V.	3,85%
Germanischer Lloyd	3,85%

Geschäftsführer der Gesellschaft sind:

Prof. Dr. Adolf Birkhofer  
 Dipl.-Ing. Otto Kellermann



#### **Dr.-Ing. Rudolf Meister**

Unser Aufsichtsratsvorsitzender, Herr Dr.-Ing. R. Meister, der zum 31. 12. 1978 in den Ruhestand trat, schied gleichzeitig aus dem Aufsichtsrat der Gesellschaft für Reaktorsicherheit aus.

Herr Dr. Meister gehörte seit 1971 dem Vorstand des Instituts für Reaktorsicherheit der TÜV e. V. (IRS) an und übernahm am 26. 5. 1971 den Vorsitz im Vorstand. Seinem wirkungsvollen Eintreten für einen bedarfsgerechten IRS-Ausbau ist es zu verdanken, daß Aufgabenkatalog und Mitarbeiterzahl rasch vergrößert werden konnten. So stieg die Mitarbeiterzahl während seiner Tätigkeit als Vorstandsvorsitzender des IRS von 50 auf 220, gleichzeitig konnte sich das IRS einen festen Platz im Rahmen der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen erarbeiten, ohne die traditionellen Tätigkeiten für Bundes- und Landesbehörden bei der Abwicklung atomrechtlicher Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu vernachlässigen.

Als das IRS mit dem Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung zusammengeführt wurde und die neugegründete Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH. am 1. Januar 1977 ihren Geschäftsbetrieb aufnahm, gehörte Herr Dr. Meister dem Aufsichtsrat an und wurde dessen 1. Vorsitzender. Unter seiner Führung wurde die schwierige Konsolidierungsphase durchlaufen, gekennzeichnet durch die Reorganisation der beiden Betriebsteile unserer Gesellschaft. Herr Dr. Meister verstand es stets, unterschiedliche Interessen auszugleichen und alle Beteiligten zu besonderen Leistungen anzuspornen.



**Bild 43:**  
**Herr Dr.-Ing. Rudolf Meister**

## Organisation der GRS



**GESCHÄFTSFÜHRUNG**  
 PROF. DR. A. BIRKHOFFER    O. KELLERMANN

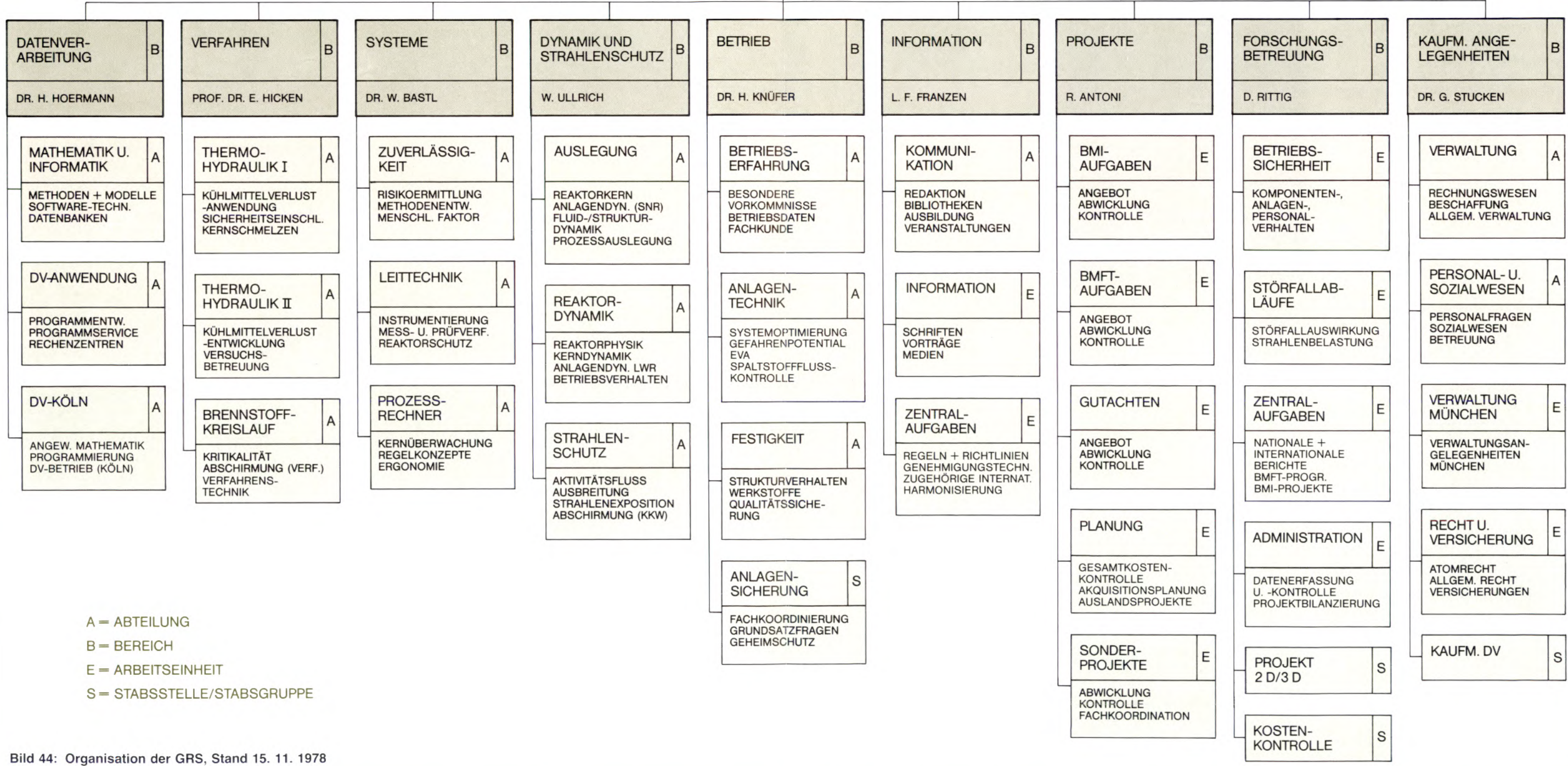
REFERENTEN

REVISION

KERNTECHNISCHER  
 AUSSCHUSS KTA  
 W. SCHWARZER

GESCHÄFTSSTELLE RSK  
 A. JAHNS

GESCHÄFTSSTELLE SSK  
 N. N.



A = ABTEILUNG  
 B = BEREICH  
 E = ARBEITSEINHEIT  
 S = STABSSTELLE/STABSGRUPPE

Bild 44: Organisation der GRS, Stand 15. 11. 1978



# 8. Veröffentlichungen und Vorträge

Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Veröffentlichungen erschienen. Im Abschnitt 8.4 sind Vorträge von GRS-Mitarbeitern in chronologischer Reihenfolge zitiert.

## 8.1 GRS-Berichte

- **Piter, H.:**  
Weltweite Erfassung besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken, Versuchs- und Forschungsreaktoren 1966  
GRS – 4 (April 1978)
- **Holm, D.:**  
Theoretische Bestimmung von Edelgasnuklidenspektren in der Abluft von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor  
GRS – 8 (Januar 1978)
- **Büttner, W.-E.:**  
Sicherheitstechnischer Vergleich eines festverdrahteten dynamischen Reaktorschutzsystems mit einem Rechner-schutzsystem (Teil 2)  
GRS – 9 (März 1978)
- **Kernenergie und Risiko**  
– Fachvorträge –  
1. GRS-Fachgespräch in München, 3./4. 11. 1977  
GRS – 10 (März 1978)
- **Herrmann, H.-J., und D. W. Wildberg:**  
Die Verwirklichung gesetzlicher Schutzbestimmungen durch Anwendung von Modellen kerntechnischer Anlagen  
GRS – 11 (August 1978)
- **Schneider, M.:**  
Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1975–1977 (Band 3)  
GRS – 12 (August 1978)

## 8.2 Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

- **Franzen, L. F., und H. May:**  
Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk Gundremmingen – Darstellung von Vorkommnissen in den Jahren 1975 und 1977  
GRS – S – 19 (April 1978)
- **Heller, H., und H. May:**  
Beispiel Kernkraftwerk Biblis C – Ausgewählte Fragen und Antworten  
GRS – S – 20 (April 1978)
- **Butz, H., und M. Noll:**  
Auswahl von Stellungnahmen der Bundesregierung – 7. Legislaturperiode, 1972/1976  
GRS – S – 21 (Mai 1978)
- **Danzmann, H.-J.:**  
Energieversorgung und Reaktorsicherheit – Zu einer Kritik von Prof. K. Bechert  
GRS – S – 22 (Mai 1978)
- **Warnemünde, R., und H. May:**  
Der Kernbrennstoffkreislauf einschließlich wesentlicher Sicherheitsaspekte  
GRS – S – 23 (November 1978)
- **Erxleben, E.:**  
Notfallschutz bei Kernkraftwerken  
GRS – S – 24 (November 1978)

## 8.3 Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

- **Augustin, W., P. Kafka u. a.:**  
A Complex Study on the Reliability Assessment of the Containment of a PWR  
Nuclear Engineering and Design 48 (1978), Nr. 2 und 3
- **Augustin, W., J. Bauer, P. Kafka, G. I. Schuëller, F. H. Wittmann und B. Zech:**  
Zuverlässigkeitsbeurteilung für den Sicherheitseinschluß (SE) am Beispiel des DWR  
Forschungsbericht, BMFT, RS 201, März 1978
- **Bastl, W.:**  
Die Zuverlässigkeit von Meßsystemen  
Handbuch der industriellen Meßtechnik, Vulkan-Verlag, Essen, S. 252/67

- **Beraha, D., R. Grumbach, A. Hoeld und W. Werner:**  
Safety Aspects of Core Power Distribution Surveillance and Control  
Proceedings of the IAEA-Symposium on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation in Cannes, Frankreich, 24. bis 28. 4. 1978, IAEA, Wien, IAEA-SM-235, 1978, S. 479/89
- **Biesold, H., P. Handge und G. Meurin:**  
Auswirkungen von Kernkraftwerken auf die Umwelt  
Kernbrennstoffkreislauf, Bd. II, Dr. Alfred Hüthig Verlag Heidelberg, 1978
- **Birkhofer, A.:**  
Kernenergie und Risiko (Störfallbetrachtungen)  
Atom + Strom 24 (1978), Heft 5, S. 122/23
- **Birkhofer, A., und K. Köberlein:**  
Probabilistic Methods in Reactor Licensing  
Proceedings of the ANS Topical Meeting on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety, May 8–10, 1978, Los Angeles, Calif., USA, ISBN: 0-89448-101-0, Vol. 1 page I. 4.1
- **Boesebeck, K. u. a.:**  
Rohrleitungen in Kernkraftwerken  
TÜV-Handbücher, Bd. 1 (1978), Verlag TÜV Rheinland
- **Bologna, S., und W. Ehrenberger:**  
Possibilities and Boundaries for the Use of Control Sequence Checking  
Proceedings of the 8th IEEE – International Conference on Fault Tolerant Computing, Toulouse, Frankreich, 21.–23. 6. 1978
- **Bork, M., und H. J. Kaestle:**  
Seismic Instrumentation for Nuclear Power Plants: An Interpretative Review of Current Practice and the Related Standard in Germany  
Nuclear Engineering and Design 50 (1978) Nr. 2, S. 347/52
- **Danzmann, H.-J.:**  
Kernenergie und Risiko – GRS-Fachgespräch im November 1977 in München  
Schweißen und Schneiden 30 (1978), Heft 2, S. 76/78
- **Danzmann, H.-J.:**  
Die Risikobewertung von Kernkraftwerken  
Kernthemen, Hrsg. Deutsches Atomforum, Bonn, Dezember 1978
- **Ehrenberger, W. D., und K. P. Plögert:**  
Statistical Verifikation of Reactor Protection Software  
Proceedings of the IAEA-Symposium on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation in Cannes, Frankreich, 24. bis 28. 4. 1978, IAEA, Wien, 1978, IAEA-SM-226/39, Vol. II, S. 243
- **Ehrenberger, W. D., und K. P. Plögert:**  
Einsatz statistischer Methoden zur Gewinnung von Zuverlässigkeitskenngrößen von Prozeßrechnerprogrammen  
KfK, Bericht PDV 151, Juni 1978
- **Ehrenberger, W. D.:**  
Systematische und statistische Verfahren zur Gewinnung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Programme  
VDI-Berichte 307 (1978)
- **Felkel, L., R. Grumbach, E. Saedtler und D. Wach:**  
Treatment, Analysis and Presentation of Information about Component Faults and Plant Disturbances  
Proceedings of the IAEA-Symposium on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation in Cannes, Frankreich, 24. bis 28. 4. 1978, IAEA, Wien, 1978, IAEA-SM-226/40, Vol. II, S. 13/21
- **Felkel, L.:**  
A Survey on the Process Language PEARL  
Halden Project Report 1978, HPR 214
- **Franzen, L. F.:**  
Maßnahmen zum Strahlenschutz und Strahlenbelastung bei der Energieerzeugung durch kerntechnische Anlagen  
Handbuch des Umweltschutzes, 3. Nachlieferung 1978, Abschnitt T.6.3, 1/26, verlag moderne industrie, Wolfgang Dümmer & Co, München



- **Franzen, L. F.:**  
Wie sicher sind Kernkraftwerke?  
Energieversorgung und Arbeitsplatz-  
sicherung im ländlichen Raum, Hrsg.  
Akademie Klausenhof, Hamminkel-  
dingen, Beiträge zur Jugendarbeit  
und Erwachsenenbildung auf dem  
Land, Heft 14, Juni 1978, S. 67/92
- **Franzen, L. F., B. Müller und  
R. Sitte:**  
Control of Liquid Radioactive Effluents  
from Nuclear Power Plants in the Fe-  
deral Republic of Germany  
Monitoring of Radioactive Effluents  
from Nuclear Facilities, IAEA, Wien,  
1978, IAEA-SM-217/34, S. 457/77
- **Franzen, L. F.:**  
Entwicklungsstand, Sicherheit und  
Umweltschutz bei Kernkraftwerken  
Energiepolitik und Gemeinden, Hrsg.  
Deutscher Städte- und Gemeinde-  
bund, Düsseldorf, Heft 32 (1978),  
S. 49/62, Verlag Otto Schwartz & Co.,  
Göttingen
- **Handge, P.:**  
Radiologische Umweltauswirkungen  
des Normalbetriebes größerer Brenn-  
stoffaufarbeitungsanlagen  
EUR 6076, Jg. 2 (1978), S. 323
- **Hoeld, A.:**  
A Theoretical Model for the Calculation  
of Large Transients in Nuclear Natural-  
Circulation U-Tube Steam Generators  
(Digital Code UTSG)  
Nuclear Engineering and Design 47  
(1978), S. 1/23
- **Hoeld, A., und D. Beraha:**  
A Non-Linear Digital Simulator for BWR  
Nuclear Power Plants within the Scope  
of the Application of Optimal Digital  
Control Methods  
Proceedings of the IMACS (AICA)  
Symposium »Simulation of Control  
Systems, with special Emphasis on  
Modelling and Redundancy«, Wien,  
27.–28. 9. 1978, S. 181/5, North  
Holland Publ. Co., 1978
- **Hömke, P., E. Lindauer und  
G. Meinschmidt:**  
Data Collection in a Nuclear Power  
Plant and a Pilot Collection System in a  
Lignite-Powered Station  
ASME, PVP-PB-032, 1978
- **Hörtner, H., W. Bastl, P. Kafka und  
F.-W. Heuser:**  
Probabilistic Risk Assessment of a  
PWR Plant and its Influence on Con-  
struction and Operation  
Proceedings of the ANS Topical Meet-  
ing on Probabilistic Analysis of Nuclear  
Reactor Safety, 8.–10. 5. 1978, Los  
Angeles, Calif., USA,  
ISBN: 0-89448-101-0, Vol. II, S. II. 1.1
- **Hoffmeister, N.:**  
Meldepflicht nur für Kernkraftwerks-  
Störfälle?  
Kernenergie und Umwelt, Juni 1978,  
Beilage zu atw 23 (1978), Nr. 6
- **Jonczyk, J.:**  
Bewertende Übersicht über verschie-  
denartige Verfahren zur Analyse des  
seismischen Verhaltens leichter  
schwingungsfähiger Systeme –  
Schwingungsmodelle und Auslegungs-  
methoden (deterministische und proba-  
bilistische), Vergleiche, Beurteilungs-  
kriterien  
VDI-Berichte 320 (1978), S. 173/86
- **Kellermann, O.:**  
Werkstofffragen und aktuelle Probleme  
der Reaktorsicherheit  
Materialprüfung 20 (1978) Nr. 4, S. 154
- **Kersting, E. J.:**  
Analytische Untersuchungen zur Auf-  
füll- und Flutphase nach einem Kühl-  
mittelverlust bei Druckwasserreaktoren  
Tagungsbericht der Reaktortagung  
1978, DATF, Bonn, 1978, S. 198/201
- **Keusenhoff, J.:**  
Wahrscheinlichkeitsbehaftete Tempe-  
raturanalyse  
Tagungsbericht der Reaktortagung  
1978, DATF, Bonn, 1978, S. 363/6
- **Köberlein, K.:**  
Ist der Rasmussen-Bericht falsch?  
Kernenergie und Umwelt, III, Beilage zu  
atw 23 (1978) Nr. 5
- **Kraut, A.:**  
Vorschriften auf dem Gebiet der  
Kerntechnik  
DVS Berichte 52 (1978), S. 9
- **Langenbuch, S.:**  
Das dreidimensionale LWR-Kernmodell  
QUABOX-HYCA mit parallelen Kühl-  
kanälen  
Tagungsbericht der Reaktortagung  
1978, DATF, Bonn, 1978, S. 15/18

- **Leach, L. P., D. J. Olson und E. F. Hicken:**  
Application of Results from the LOFT and Semiscale LOCA Tests to Reactor Safety Questions  
Tagungsbericht der Reaktortagung 1978, DATF, Bonn, 1978, S. 194/7
- **Merzkirch, W., und K. Bracht:**  
The Erosion of Dust by a Shock Wave in Air: Initial Stages with Laminar Flow  
Int. J. Multiphase Flow 4 (1978), S. 89/95
- **Meurin, G.:**  
Anwendung ionisierender Strahlen  
Schriftenreihe Kern-Themen des Deutschen Atomforums, Bonn, Dezember 1978
- **Pitts, J. H. (GRS), and E. W. McCawley (LLL):**  
Vent Clearing During a Simulated Loss-of-Coolant Accident in a Mark I Boiling-Water Reactor Pressure-Suppression System  
Proceedings of the ENS/ANS Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brussels, Belgium, October 16–19, 1978, see Lawrence Livermore Laboratory Report UCRL 80873
- **Schmülling, W.:**  
Zerstörungsfreie Prüfung und Werkstoffuntersuchungen zur Erfassung des Ausgangszustandes des HDR-Druckbehälters  
PHDR-Arbeitsbericht 05. 1/78 des KfK Karlsruhe: 2. Statusbericht des Projektes HDR-Sicherheitsprogramm des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Nr. 2 vom 24. 10. 1978, S. 1-0/1-38
- **Schneider, W., G. Bartholomé, J. M. Cerles, G. Nagel und P. Soulat:**  
Neutron Fluence Determination and Safety Analysis Aspects of Large Specimen Steel Irradiations  
Proceedings of the »Second ASTM-Euratom Symposium on Reactor Dosimetry«, 1978, Bd. I, S. 285/97
- **Schüller, H.:**  
Methoden zum Erreichen und zum Nachweis der nötigen Hardwarezuverlässigkeit beim Einsatz von Prozeßrechnern  
Inauguraldissertation zur Erlangung der Doktorwürde, TU München, 30. 10. 1978
- **Schuëller, G. I., und P. Kafka:**  
Future of Structural Reliability Methodology in Nuclear Power Plant Technology  
Nuclear Engineering and Design 50 (1978), S. 201/5
- **Schwaiger, R., D.-E. Nußbächer und H. Schüller:**  
Standardprogramm zur Simulation der Wirkung von Hardwarefehlern in einer frei programmierbaren Rechnerlogik  
KfK-Bericht PDV-149, Juni 1978
- **Thomas, W.:**  
Kriterien bei der Beurteilung der Kritikalitätssicherheit  
atw 23 (1978) Nr. 4, S. 182
- **Ullrich, R.:**  
Analyse isothermer LOFT-Blowdownexperimente mit Notkühlein speisung  
Tagungsbericht der Reaktortagung 1978, DATF, Bonn, 1978, S. 185/8
- **Ullrich, W., und W. Frisch:**  
Investigation of Anticipated Transients without Reactor Scram and other Selected Safety Devices  
Nuclear Technology 41 (1978) No. 12, S. 185/94



## 8.4 Vorträge

- **Birkhofer, A.:**  
Bleiben wir auf dem Atommüll sitzen?  
Interview anlässlich der Fernsehsendung »Zeitspiegel« im 3. Programm des Bayerischen Rundfunks, München, 9. 1. 1978
- **Sütterlin, L.:**  
Schutz von Kernkraftwerken gegen Einwirkungen von außen  
Vortrag, gehalten anlässlich der Informationstagung des DATF, Mainz, 16.–17. 1. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Energieprogramm der Bundesregierung – Sicherheitsprobleme der Energieversorgung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Bürgerinitiativen – Energiepolitik – Polizeiliche Bewältigung von Problemlagen« des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn, Marienheide-Gimborn, 16.–20. 1. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Sicherheit und Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergiefragen« des Luftwaffen-Unterstützungskommandos, Köln, 17. 1. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Überlebenschance – Kernenergie  
RCDS-Podiumsdiskussion, Köln, 18. 1. 1978
- **Holm, D.:**  
Sicherheitskontrolle bei kerntechnischen Anlagen  
Vortrag, gehalten anlässlich des Forums Kernenergie des Bundes der Deutschen Katholischen Jugend, Oberwesel, 20.–22. 1. 1978
- **Leven, D., und L. Sütterlin:**  
Über den Schutz kerntechnischer Einrichtungen gegen Störmaßnahmen  
Dritter  
**Seebeck, U.:**  
Der Brennstoffkreislauf  
**Seebeck, U.:**  
Sicherheit von Kernkraftwerken  
3 Vorträge, gehalten anlässlich des Seminars »Polizeiliche Aufgaben im Zusammenhang mit Bau und Betrieb von Kernenergieanlagen«, Münster-Hiltrup, 23.–27. 1. 1978
- **Birkhofer A.:**  
Sicherheitsprobleme der Kernenergie, Technologischer Aspekt: Unfallrisiken in den kerntechnischen Anlagen  
Vortrag, gehalten anlässlich der zweiten Informationstagung der Kommission der Europäischen Gemeinschaften über Fragen der Kernenergie, Brüssel, Belgien, 24.–26. 1. 1978
- **Birkhofer, A.:**  
Zur Sicherheit von Atomreaktoren  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des I. Physikalischen Instituts der Universität Gießen, Gießen, 30. 1. 1978
- **Seebeck, U.:**  
Wie sicher sind unsere Kernkraftwerke?  
Seminarvortrag, gehalten anlässlich des VDI-Treffens, Osterode, 8. 2. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Entwicklungsstand, Sicherheit und Umweltschutz bei Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Kongresses »Energiepolitik und Gemeinden«, Bonn-Bad Godesberg, 14.–15. 2. 1978
- **Seebeck, U.:**  
Gefahren und Sicherheitsmaßnahmen im Brennstoffkreislauf, insbesondere beim Transport  
**Seebeck, U., D. Leven und L. Sütterlin:**  
Sicherung kerntechnischer Anlagen gegen Reaktorunfälle und Einwirkungen Dritter durch baulich/technische Maßnahmen  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des Seminars »Sicherung und Schutz kerntechnischer Einrichtungen gegen Einwirkungen Dritter«, Wuppertal, 20.–21. 2. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Energieprogramm der Bundesregierung – Sicherheitsprobleme der Energieversorgung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn »Bürgerinitiativen – Energiepolitik – Polizeiliche Bewältigung von Problemlagen«, Marienheide-Gimborn, 20.–24. 2. 1978

- **Thomas, W.:**  
Kritikalitätssicherheit bei der Wiederaufarbeitung  
Vortrag, gehalten anlässlich des KTG-Seminars über Sicherheit von Wiederaufarbeitungsanlagen, Köln, 22.–23. 2. 1978
- **Kraut, A.:**  
Pro und kontra Kernenergie  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Gustav-Stresemann-Instituts, Bergisch-Gladbach, 24.–27. 2. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Kernenergie:  
  - Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
  - Die Aufsicht bei kerntechnischen Anlagen
  - Die Sicherheit von Kernkraftwerken
 3 Vorträge, gehalten anlässlich des Kernenergieworkshops des Kolping-Bildungswerks Landesverband Hessen e. V., Herbstein/Vogelsbergkreis, 27. 2.–3. 3. 1978
- **Bauernfeind, V.:**  
Noise Analysis Investigations of the Vibrations of PWR Primary Components  
Vortrag, gehalten anlässlich des 11. Informal Meeting on Reactor Noise Analysis, Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf, DDR, 30. 3.–1. 4. 1978
- **Holm, D.:**  
Zur Sicherheit von Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Energieseminars der Jungsozialisten in der SPD, Neuwied-Oberbiber, 1. 4. 1978
- **Danzmann, H.-J.**  
  - Der Brennstoffkreislauf: Uranerzabbau, Anreicherung, Wiederaufbereitung, Endlagerung
  - Wie werden Kernkraftwerke genehmigt und beaufsichtigt?
  - Reaktorsicherheit: Anforderungen und Gewährleistung
  - Strahlenschutz und Strahlenschäden
 4 Vorträge, gehalten anlässlich des Kurses »Kernenergie« des Kolping-Bildungswerks, Herbstein/Vogelsberg, 3.–6. 4. 1978
- **Kersting, E. J.:**  
Analytische Untersuchungen zur Wiederauffüll- und Flutphase nach einem Kühlmittelverlust bei Druckwasserreaktoren
- Keusenhoff, J.:**  
Wahrscheinlichkeitsbehaftete Temperaturanalyse
- Langenbuch, S.:**  
Das dreidimensionale LWR-Kernmodell QUABOX-HYCA mit parallelen Kühlkanälen
- Leach, L. P., D. J. Olson und E. F. Hicken:**  
Application of Results from the LOFT and Semiscale LOCA Tests to Reactor Safety Questions
- Ullrich, R.:**  
Analyse isothermer LOFT-Blowdownexperimente mit Notkühleinspeisung  
5 Vorträge, gehalten anlässlich der Reaktortagung 1978 des DATF in Hannover, 4.–7. 4. 1978
- **Kellermann, O.:**  
Das Risiko der Kernenergie  
Vortrag, gehalten anlässlich der Informationsveranstaltung des CDU-Ortsverbandes Geeste, 7. 4. 1978
- **Banaschik, M. V.:**  
Safety Research and Development in the Federal Republic of Germany
- Farber, G., und L. F. Franzen:**  
Loss-of-Coolant Accident Analysis for Pressurized Water Reactors
- Franzen, L. F.:**  
The Nuclear Licensing Procedure in the Federal Republic of Germany
- Franzen, L. F., und R. Martens:**  
Site Evaluation Data  
4 Vorträge, gehalten anlässlich des KfK/PAEC Seminars on Nuclear Safety and Radiation Protection, Islamabad, Pakistan, 10.–13. 4. 1978
- **Steinhoff, F.:**  
Determination of Water Level and Phase Separation Effects during the Initial Blowdown Phase with the Computer Code DRUFAN for OECD-Standard Problem No. 6  
Vortrag, gehalten anlässlich des OECD Standard Problem Workshops, Garching, 11.–14. 4. 1978



- **Kellermann, O.:**
- The way how commercial nuclear reactors minimize their internal and external risks
  - The way how commercial nuclear reactors minimize their risks
- 2 Vorträge, gehalten anlässlich des CERN-Energy Seminars Genf, Schweiz, 12.–13. 4. 1978
- **Kraut, A.:**
- Wie sicher sind Kernkraftwerke?
  - Das Problem der Entsorgung
- 2 Vorträge, gehalten anlässlich des Seminars des Gustav-Stresemann-Instituts, Clausthal-Zellerfeld, 17.–21. 4. 1978
- **Beraha, D., R. Grumbach, A. Hoeld und W. Werner:**  
Safety Aspects of Core Power Distribution Surveillance and Control
- **Ehrenberger, W. E., und K. P. Plögert:**  
Statistical Verification of Reactor Protection Software
- **Felkel, L., R. Grumbach, E. Sädler und D. Wach:**  
Treatment, Analysis and Presentation of Information about Component Faults and Plant Disturbances
- **Franzen, L. F.:**  
Wie steht es mit der Sicherheit?  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie – wie notwendig, wie sicher?« der Friedrich-Naumann-Stiftung, Theodor-Heuss-Akademie, Gummersbach, 27. 4. 1978
- **Ehrenberger, W.:**  
Systematische und statistische Verfahren zur Gewinnung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Programme  
Vortrag, gehalten anlässlich der Veranstaltung »Zuverlässigkeit und Qualität in der Luft- und Raumfahrt«, Hannover, 27.–28. 4. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Kernenergie – Naturwissenschaftliche, wirtschaftliche und gesellschaftspolitische Zusammenhänge  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Bundes für Lebensschutz e. V., Wiesbaden, 29. 4. 1978
- **Birkhofer, A., und K. Köberlein:**  
Probabilistic Methods in Reactor Licensing
- **Hörtner, H., W. Bastl und P. Kafka:**  
Influence of Probabilistic Safety Analysis on Design and Operation of PWR Plants  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des ANS Topical Meeting on Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety, Los Angeles, Calif., USA, 8.–11. 5. 1978
- **Frisch, W.:**  
Dynamisches Verhalten der Kernkraftwerke bei intaktem Hauptkühlsystem
- **Grillenberger, T.:**  
Simulation von Druckwellenausbreitungsvorgängen  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des KTG-Fortbildungsseminars »Thermo- und fluiddynamische Auslegung von Kernkraftwerken«, Offenbach, 10.–12. 5. 1978

- **Danzmann, H.-J.:**  
Reaktorsicherheit – Anforderungen und Gewährleistung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Instituts für Physikalische Chemie der Universität Göttingen  
»Einige aktuelle Probleme aus physikalischer Chemie und Technologie industrieller Prozesse«, Hannoversch Münden, 18.–20. 5. 1978
- **Wahba, A. B.:**  
Heat Transfer to Two-Phase Flow during a Rewetting Process  
Vortrag, gehalten anlässlich des European-Two-Phase Flow Group Meeting, Stockholm, Schweden, 29. 5.–1. 6. 1978
- **Bastl, W.:**  
Früherkennung von Fehlern und Schäden, Einführung und Entwicklungsstand  
**Bastl, W.:**  
Ziele und Methoden der Schwingungsüberwachung  
**Bauernfeind, V.:**  
Modellrechnungen zur Auswirkung möglicher Strukturschäden auf das Schwingungsverhalten  
**Österle, B.:**  
Die Bedeutung von theoretischen Strukturmodellen für die Schwingungsüberwachung  
**Olma, B.:**  
STAMPO, ein Rechenprogramm zur Ermittlung der Strukturantwort bei stochastischen Anregungsfunktionen, Beispiele anhand von Finite-Elemente-Modellrechnungen  
**Olma, B., und D. Wach:**  
Referenz- und Kalibrierungsmessungen als Grundlage zur Identifizierung von Schallereignissen  
**Sädtler, E.:**  
Grundlagen der Analysentechnik und Methoden zur Automatisierung  
**Sunder, R.:**  
Vorstellung der eingesetzten Schwingungsmodelle zur Interpretation der SÜS-Meßsignale
- Sunder, R.:**  
Bisherige Erfahrungen mit dem Langzeitverhalten der SÜS-Signale in GKN, Kenntnisstand nach dem ersten BE-Zyklus  
**Wach, D.:**  
Ziele und Methoden der Körperschallüberwachung  
**Wach, D.:**  
Schwingungsüberwachung durch Analyse des Neutronenflußauschens  
11 Vorträge, gehalten anlässlich der GRS-Fachkonferenz »Schadenfrüherkennung durch Schwingungs- und Schallüberwachung«, Garching, 30.–31. 5. 1978
- **Wach, D.:**  
Korrelationsanalyse in der Meßtechnik von Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Lehrgangs »Real-Time-Analyse« der Technischen Akademie Esslingen, Esslingen, 31. 5.–2. 6. 1978
- **Thomas, W.:**  
Sicherheitsaspekte bei der Entsorgung kerntechnischer Anlagen  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars der USG, Düsseldorf, 31. 5. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Widerstand für oder gegen eine humane Zukunft  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie und Bürgerinitiative« des Gustav-Stresemann-Instituts e. V., Europäische Akademie in Lerbach, 2. 6. 1978
- **Bastl, W., E. Sädtler und D. Wach:**  
Incipient Failure Detection Measuring Methods, Signal Analysis and Thoughts on Their Computer Aided Automation  
**Büttner, W.-E., L. Felkel, R. Grumbach, H. G. Herdtle und F. Öwre:**  
Data Base Preparation and Operational Features of the Disturbance Analysis System for the Grafenrheinfeld Nuclear Power Plant  
**Grumbach, R.:**  
Factors Enhancing the Potentials of On-line Plant and Core Surveillance Systems  
**Öwre, F., und L. Felkel:**  
Functional Description of the Disturbance Analysis System for the Grafenrheinfeld Nuclear Power Plant  
**Werner, W.:**  
Neutron Kinetics and Fluid Dynamics Core Simulator for Surveillance and Control Applications  
5 Vorträge, gehalten anlässlich des Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, Norwegen, 5.–9. 6. 1978



- **Seebeck, U.:**  
Sicherheit und Umweltschutz bei Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Informationsseminars »Die friedliche Nutzung der Kernenergie und ihre Alternativen«, Bonn, 7.–9. 6. 1978
- **Birkhofer, A.:**  
Ist die Entsorgung von Kernkraftwerken gelöst?  
Vortrag, gehalten anlässlich der 31. ordentlichen Mitgliederversammlung des Technischen Überwachungs-Vereins Bayern e. V., Meistersingerhalle in Nürnberg, 8. 6. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Kontroverse Ansichten über Kernenergie  
Vortrag, gehalten anlässlich der Gemeinsamen Sitzung des Ständigen Seminars für Kerntechnik, HdT Essen/TH Aachen und Lions Club Lennetal-Lüdenscheid, Plettenberg, 10. 6. 1978
- **Graf, U., P. Romstedt und W. Werner:**  
Application of the ASWR Method to Two-Phase Flow Problems  
**Steinhoff, F.:**  
Development of a Blowdown Code for the Simulation of Steam Water Separation Effects (Water Level Problems) on the Basis of the Non-Equilibrium Code DRUFAN  
**Wolfert, K.:**  
Non-Equilibrium Mass Transfer between Liquid and Vapour Phases during Depressurization Processes  
3 Vorträge, gehalten anlässlich des Specialists' Meeting on Transient Two-Phase Flow, Paris, Frankreich, 12.–14. 6. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Wie funktionieren Kernreaktoren? – Lehrgespräch zu den Grundlagen der Kernenergietechnologie  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars der Friedrich-Ebert-Stiftung »Energie und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir zukünftig leben?«, Bad Münstereifel, 19.–23. 6. 1978
- **Bologna, S., und W. Ehrenberger:**  
Possibilities and Boundaries for the Use of Control Sequence Checking  
Vortrag, gehalten anlässlich der 8th International Conference on Fault Tolerant Computing, Toulouse, Frankreich, 21.–23. 6. 1978
- **Thomas, W.:**  
Environmental Impact of a Potential UF<sub>6</sub>-Release Resulting from an Accident in a UO<sub>2</sub> Fuel Fabrication Plant  
Vortrag, gehalten anlässlich des CSNI-OECD-Specialists Meeting on the Safety Problems, Associated with the Handling and Storage of UF<sub>6</sub>, Boekelo, Niederlande, 27.–29. 6. 1978
- **Kersken, M.:**  
Manual Analysis for the Verification of Programms  
Vortrag, gehalten anlässlich des European Purdue Workshop, TC Safety and Security, Brüssel, Belgien, 28. 6. 1978
- **Ehrenberger, W.:**  
Manuelle Analyse von Programmen  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Lehrstuhls für Elektrische Meßtechnik der TU-München, München, 4. 7. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Sicherheitsvorsorge und Sicherheitsbilanz bei Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars der Konrad-Adenauer-Stiftung e. V., Lohmar, 7. 7. 1978
- **Schüller, H.:**  
Fehlererkennung in frei programmierbaren Schaltwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars des Instituts für Automations-technik, Lehrstuhl für Elektrische Meßtechnik der TU München, München, 11. 7. 1978
- **Nagel, G.:**  
Effect and possibilities of irradiation results error correction (demonstrated on the results of the IAE0 Co-ordinated Programme)  
Vortrag, gehalten anlässlich des 9th ASTM-Symposium on Effects of Radiation on Structural Materials, Richland, Washington, USA, 11.–13. 7. 1978

- **Müller, W. Ch., und J. H. Pitts:**  
Experimental and Theoretical Programs in Boiling-Water Reactor Pressure-Suppression Systems  
Vortrag, gehalten an der Technischen Universität München, München, 21. 7. 1978
- **Riegel, B.:**  
Experimentelle und theoretische Untersuchung von Ausströmvorgängen eines Zweiphasengemisches aus Rohren  
Vortrag, gehalten im Rahmen des Seminars Kerntechnik des Lehrstuhls für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit an der TU München, Garching, 27. 7. 1978
- **Wolfert, K.:**  
Massenübergang im Zweiphasengemisch bei Druckabsenkungsvorgängen  
Vortrag, gehalten anlässlich eines Seminars der Universität München, München, 28. 7. 1978
- **Holm, D.:**  
Nutzen und Risiko der Kernenergie  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Energie und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir zukünftig leben?« der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 9. 8. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
• Wie funktionieren Kernreaktoren und wie sicher sind sie?  
• Kernenergie und Umweltbelastung  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des Seminars »Energie und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir zukünftig leben?« der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 21.–25. 8. 1978
- **Seebeck, U.:**  
Der Brennstoffkreislauf  
**Seebeck, U.:**  
Sicherheit von Kernkraftwerken  
**Seebeck, U., D. Leven und L. Sütterlin:**  
Sicherheitsaspekte bei kerntechnischen Einrichtungen; Wechselwirkung zwischen betreiberseitigen und polizeilichen Maßnahmen  
3 Vorträge, gehalten anlässlich der Arbeitstagung »Polizeiliche Aufgaben im Zusammenhang mit Bau und Betrieb von Kernenergie-Anlagen«, Münster-Hiltrup, 30. 8.–1. 9. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Die Risikoberechnung bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken  
**Eichner, W.:**  
Die Anfechtungsklage gegen die Genehmigungsbescheide im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren  
**Reger, K.:**  
Das Wiederstellungsverfahren der aufschiebenden Wirkung einer Klage gemäß § 80 Abs. 5 VwGO beim atomrechtlichen Genehmigungsverfahren  
3 Vorträge, gehalten anlässlich des Lehrgangs »Das Atomenergierecht« der Technischen Akademie Eßlingen, Ostfildern-Nellingen, 4.–5. 9. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
• Safety Analysis of Nuclear Power Plants  
• Nuclear Power Plants' Safety and Risk  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des IAEA Course »Nuclear Power Project Planning and Implementation«, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, 4. 9.–25. 11. 1978
- **Leven, D.:**  
Sicherheit und Sicherung von Transporten im Brennstoffkreislauf  
**Seebeck, U., D. Leven und L. Sütterlin:**  
Über den Schutz kerntechnischer Einrichtungen gegen Störmaßnahmen Dritter  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des Seminars »Straftaten in Verbindung mit Kernenergie«, Landeskriminalschule Düsseldorf, 5.–8. 9. 1978



- **Danzmann, H.-J., und L. F. Franzen:**  
Notfallschutzplanungsmaßnahmen  
Vortrag, gehalten anlässlich der Sachverständigengespräche beim Regierungspräsidium Freiburg, Freiburg i. Br., 11. 9. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Energiepolitik – Technische und soziale Probleme der Energieversorgung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Bürgerinitiativen – Energiepolitik – Polizeiliche Bewältigung von Problemlagen« des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn, Marienheide-Gimborn, 11.–15. 9. 1978
- **Leven, D.:**  
Wie notwendig und wie sicher ist Kernenergie?  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Energie und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir zukünftig leben?« der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 11.–15. 9. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Das Gefährdungspotential eines Kernkraftwerks  
Vortrag, gehalten anlässlich der Tagung »Probleme der Energienutzung« der Deutschen Richterakademie, Trier, 18. 9. 1978
- **Birkhofer, A.:**  
Zur Sicherheit von Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich der Tagung »Atomrechtliche Genehmigungs- und Planfeststellungsverfahren – ihre gerichtliche Überprüfung« der Deutschen Richterakademie, Trier, 19. 9. 1978
- **Hicken, E. F.:**  
Gedanken zur Codeentwicklung von thermo- und fluiddynamischen Vorgängen in Leichtwasserreaktoren und seine Verifikation  
Vortrag, gehalten anlässlich der Tagung »Reaktorsicherheitsforschung und ihre Bedeutung für die Kernenergie«, Wien, 20.–21. 9. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Sicherheit der Kernenergie  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie – Risiken und Chancen unserer Zukunft«, Immenstadt-Bühl, 22.–24. 9. 1978
- **Hoeld, A., und D. Beraha:**  
A Non-Linear Digital Simulator for BWR Nuclear Power Plants within the Scope of the Application of Optimal Digital Control Methods  
Vortrag, gehalten anlässlich des IMACS (AICA) Symposiums »Simulation of Control Systems, with Special Emphasis on Modelling and Redundancy«, Wien, 27.–28. 9. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Kernenergie und ihre Alternativen  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie, Umwelt, Lebensschutz« des Deutschen Bundes für Lebensschutz, Westerland/Sylt, 30. 9.–1. 10. 1978
- **Biesold, H., P. Gruner, K. Heim und H. Urbahn:**  
Ermittlung von Transferfaktoren Boden/Vegetation anhand standortspezifischer Bodenparameter  
**Handge, P., und G. Meurin:**  
Ermittlung potentieller Strahlenexposition über terrestrische Nahrungsketten durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen  
2 Vorträge, gehalten anlässlich der 12. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Norderney, 2.–6. 10. 1978
- **Farber, G.:**  
Loss-of-Coolant Accident Analysis for Pressurized Water Reactors  
Vortrag, gehalten anlässlich des IAEA-Course on »Nuclear Power Project Planning and Implementation«, Part: Safety Analysis, Karlsruhe, 8.–9. 10. 1978
- **Javeri, V., und H. Löffler:**  
Some Comments on PAHR Problems from the LMFBR-Accident Analysis Reviewing Point of View  
Vortrag, gehalten anlässlich des Post Accident Heat Removal Information Exchange Meeting, Ispra, Italien, 10.–12. 10. 1978

- **Eitner, D., und G. Höppner:**  
Assessment of Single-Subassembly Flow Blockage Accidents for the Fast Test Reactor KNK II
- **Langhans, J.:**  
Thermohydraulic Aspects for the Determination of Loads on the SNR-Core during Operational and Accidental Transients  
2 Vorträge, gehalten anlässlich des 8th Meeting of the Liquid Metal Boiling Working Group (LMBWG), Mol, Belgien, 11.–13. 10. 1978
- **Jonczyk, J.:**  
Bewertende Übersicht über verschiedenartige Verfahren zur Analyse des seismischen Verhaltens leichter schwingungsfähiger Systeme  
Vortrag, gehalten anlässlich der VDI-GKE-Schwingungstagung »Schwingungen von Maschinen und Bauwerken – Modellfindung, Berechnungsverfahren, Messung –« der VDI-Gesellschaft Konstruktion und Entwicklung, Karlsruhe, 12.–13. 10. 1978
- **Salz, W., Y. S. Hoang und K. Schäfer:**  
The Validation of the Explosion Containment Code ARES within the European COVA-Programme  
Vortrag, gehalten anlässlich des ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brüssel, Belgien, 16.–19. 10. 1978
- **Seebeck, U.:**  
Wie gefährlich sind Kernkraftwerke? – Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung –  
Vortrag, gehalten anlässlich des Kernenergieseminars der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 17.–19. 10. 1978
- **Alex, H., und W. M. Kuntze:**  
Das umgebende Gebäude des Sicherheitsbehälters als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses
- **Bachner, D., H.-G. Friederichs und W. Ullrich:**  
Sicherheitsbehälter als wesentliches Rückhaltesystem für radioaktive Stoffe
- **Kafka, P., und G. I. Schuëller:**  
Probabilistische Zuverlässigkeitsbeurteilung von Sicherheitsbehältern am Beispiel des Druckwasserreaktors
- **Risse, D.:**  
Bestätigen die Experimente die thermodynamischen Belastungen von Voll-druck-Sicherheitsbehältern?
- **Schulz, H.:**  
Konstruktive und festigkeitsmäßige Auslegung von Sicherheitsbehältern  
5 Vorträge, gehalten anlässlich des GRS-Fachgesprächs 1978 »Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken«, Köln, 19.–20. 10. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Energiepolitik – Technische und soziale Probleme der Energieversorgung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Bürgerinitiativen – Energiepolitik – Polizeiliche Bewältigung von Problemlagen« des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn, Marienheide-Gimborn, 23.–27. 10. 1978
- **Schmülling, W.:**  
Zerstörungsfreie Prüfung und Werkstoffuntersuchungen zur Erfassung des Ausgangszustandes des HDR-Druckbehälters
- **Grillenberger, T., und H. R. Seel:**  
Ergebnisse der HDR-Experimente und Berechnungen über das Verhalten eines Dampfisolierventils NW 450 bei Blowdown  
2 Vorträge, gehalten zum 2. Statusbericht des Projektes HDR-Sicherheitsprogramm des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Karlsruhe, 24. 10. 1978



- **Birkhofer, A.:**  
Technische Fragen zur Sicherheit von Kernkraftwerken  
Vortrag, gehalten anlässlich der Informationstagung »Kernenergie für Ostbayern?« der Arbeitsgemeinschaft für kath. Erwachsenenbildung in der Diözese Passau e.V., Vilshofen, 28. 10. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Nutzen und Risiko der Kernenergie – Reaktorsicherheit, Strahlenschutz, Entsorgung –  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Energie und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir zukünftig leben?« der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 6.–10. 11. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Plutonium – Bildung, Toxizität, Beseitigung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Kernenergieseminars im Umweltzentrum Karlsruhe, Karlsruhe, 11. 11. 1978
- **Heinicke, W., und W. Thomas:**  
Criticality Calculations for U/Pu-Systems with Homogeneous Gadolinium Absorber  
Vortrag, gehalten anlässlich des ANS-Winter-Meetings, Washington D. C., USA, 12.–17. 11. 1978
- **Österle, B., und W. Ch. Müller:**  
Koppelung von Fluid- und Strukturdynamik mit der Methode der Finiten Elemente  
Vortrag, gehalten anlässlich des Finite Elemente Kongresses, Baden-Baden, 13.–14. 11. 1978
- **Nagel, G.:**  
Sicherheitskonzept und Bestrahlungsüberwachung bei RDB-Stählen  
Vortrag, gehalten anlässlich der Veranstaltung »Aufgabenstellung und Untersuchungsvorhaben an Reaktordruckbehältern im Forschungsprogramm Komponentensicherheit« der KFA Jülich, 14. 11. 1978
- **Hoffmeister, N.:**  
Störfälle und Sofortmaßnahmen  
Vortrag, gehalten im Haus der Technik, Essen, 17. 11. 1978
- **Seebeck, U.:**  
Wie gefährlich sind Kernkraftwerke – Reaktorsicherheit, Strahlenbelastung, Entsorgung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Kernenergie-Seminars der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 19. 11. 1978
- **Birkhofer, A.:**  
Risikountersuchungen für Kernkraftwerke  
**Hicken, E.:**  
Störfallsimulation mit Rechenprogrammen  
**Reger, K.:**  
Risikostudie aus juristischer Sicht  
3 Vorträge, gehalten anlässlich des Workshops Kernenergie der Allianz Versicherungs-AG, München, 21. 11. 1978
- **Stute, H.:**  
Examination after Training of Operators  
Vortrag, gehalten anlässlich des IAEA-Course »Manpower Development for Nuclear Power Programms«, Karlsruhe, 27. 11.–20. 12. 1978
- **Butz, H.-P.:**  
Das Kernkraftwerk – eine Atombombe mitten unter uns?  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie – Risiko oder Fortschritt?« des Kolpingwerks, Augsburg, 28. 11. 1978

- **Kraut, A.:**  
Vorschriften auf dem Gebiet der Kerntechnik  
Vortrag, gehalten anlässlich des 3. Internationalen Kolloquiums »Schweißen in der Kerntechnik«, Hamburg, 28.–29. 11. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Reaktorsicherheit in Theorie und Praxis  
Vortrag, gehalten anlässlich einer Informationsveranstaltung im Kernkraftwerk Gösgen-Däniken, Däniken, Schweiz, 29. 11. 1978
- **Pitts, J. H.:**  
An overview of slow through permeable media and BWR pressure suppression system safety  
Vortrag, gehalten an der Universität Stuttgart, Stuttgart, 5. 12. 1978
- **Franzen, L. F.:**  
Was wäre, wenn ...? – Analytierte und eingetretene Störfälle –  
Vortrag, gehalten anlässlich einer Informationsveranstaltung im Kernkraftwerk Philippsburg, Philippsburg, 8. 12. 1978
- **Eggert, H.:**  
Einführung in die Funktionsweise von Atomreaktoren, Reaktorsicherheit und Endlagerung  
Vortrag, gehalten anlässlich des Seminars »Kernenergie – Sicherung oder Zerstörung unserer Zukunft? Energiepolitik als europäische Aufgabe« des Gustav-Stresemann-Instituts, Europäische Akademie Bad Bevensen, 11.–15. 12. 1978
- **Felkel, L.:**  
Disturbance Analysis System (GRS/ Institut für Atomenergie/KWU) and sample case  
**Grumbach, R., und J. Schäfer:**  
Disturbance Analysis System Requirements  
**Grumbach, R., und J. Schäfer:**  
Evaluation of Disturbance Analysis System Performance  
3 Vorträge, gehalten anlässlich des Disturbance Analysis Specialists' Working Meetings, Windsor, Connecticut, USA, 12.–13. 12. 1978
- **Danzmann, H.-J.:**  
Die Risikoberechnung bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken  
**Eichner, W.:**  
Die Anfechtungsklage gegen die Genehmigungsbescheide im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren  
**Reger, K.:**  
Das Wiederherstellungsverfahren der aufschiebenden Wirkung einer Klage gemäß § 80 Abs. 5 VwGO beim atomrechtlichen Genehmigungsverfahren  
3 Vorträge, gehalten anlässlich der 2. GRS-Fachkonferenz »Rechtsfragen aus dem atomrechtlichen Genehmigungs- und Streitverfahren«, Köln, 12. 12. 1978
- **Hömke, P., E. Lindauer und G. Meinlschmidt:**  
Data Collection in a Nuclear Power Plant and a Pilot Collection System in a Lignite-Powered Station  
Vortrag, gehalten anlässlich des Symposium on Inservice Data Reporting and Analysis for Pressure Vessels, Piping, Pumps and Valves, San Francisco, Calif., USA, 12.–14. 12. 1978



## Bildnachweis

Die Fotografien wurden von folgenden Gesellschaften zur Verfügung gestellt:

- Babcock-Brown Boveri Reaktor GmbH, Mannheim (Bild 42)
- Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Mannheim (Bild 1)
- Institut for Atomenergi, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norwegen (Bild 21, 22, 23)
- Kernkraftwerk Lingen GmbH, Lingen (Bild 39)
- Kraftwerk Union AG, Erlangen (Bild 38)
- NUKEM GmbH, Hanau (Bild 34)
- Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Essen (Bild 39)
- Verkehrsamt der Stadt Köln (Bild 41)

Diesen Gesellschaften sei für ihr Entgegenkommen gedankt.

Die Aufnahmen auf Seite 4 und 5 wurden freigegeben vom Regierungspräsidenten in Düsseldorf unter:

- Freigabe-Nr. 30 J 925 (Luftaufnahme Köln)
- Freigabe-Nr. 30 J 926 (Luftaufnahme Garching)

Gestaltung:  
Intermarketing GmbH + Co. KG,  
Bad Homburg v.d.H.  
Gesamtherstellung und Druck:  
Gebr. Nettesheim oHG, Köln



