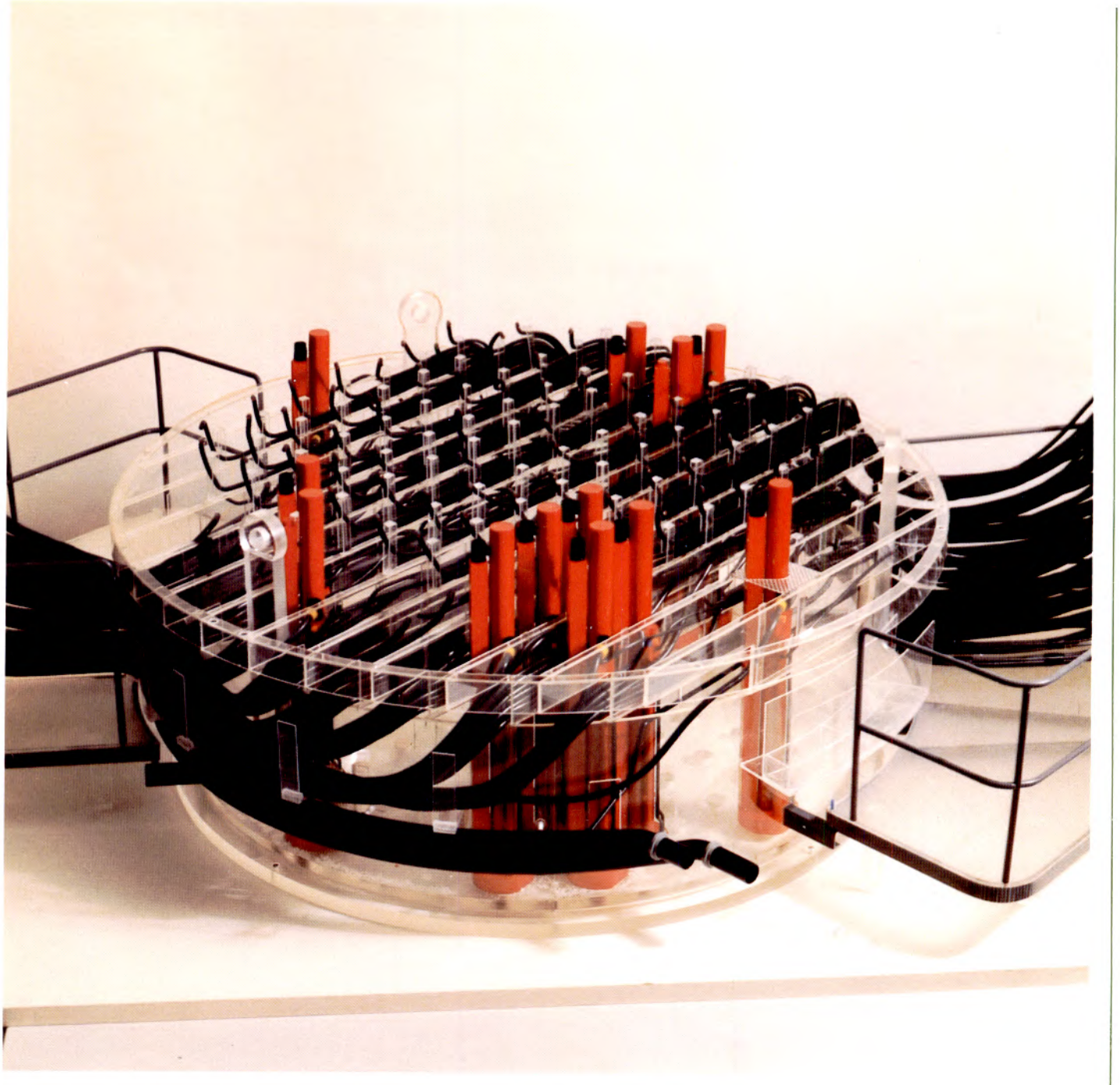
Jahresbericht 1980

Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

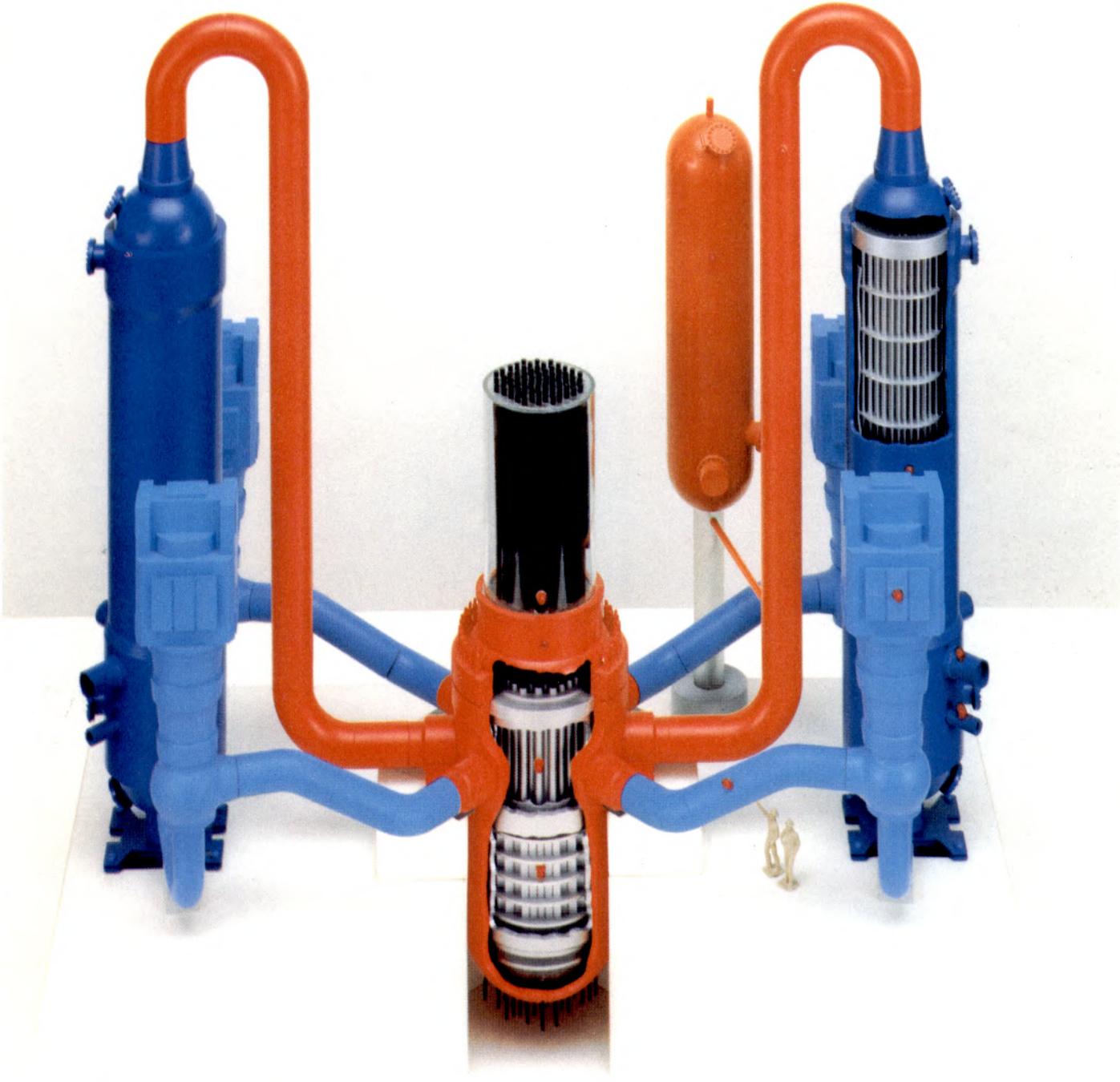
Jahresbericht 1980

Gesellschaft für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Glockengasse 2
5000 Köln 1
Telefon (0221) 20681
Telex 8881807 grs d



2 Bedienungsbühne über dem Druckbehälter mit Verkabelung der Steuerelementantriebe



Nukleares Dampferzeugungssystem

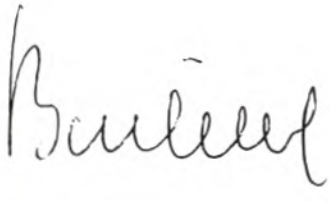
Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit Genehmigung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Glockengasse 2, 5000 Köln 1

Inhalt

1.	Einführung	Seite 7
2.	Projektbetreuung	8
3.	Arbeitsschwerpunkte	13
3.1	RALLY, ein Programmsystem zur Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen großer, vermaschter Systeme	13
3.2	Teilnahme an der LOBI PREDICTION EXERCISE mit dem Rechenprogramm DRUFAN- 01/MOD2	20
3.3	Anwendung und Verifikation von Transientenmodellen gezeigt am Beispiel für einen SWR	24
3.4	Schwingungsverhalten eines Flutwasserbehälters unter Erdbebenanregung	28
3.5	Charakterisierung des aus Kernkraftwerken abgeleiteten Aerosols	32
3.6	Handeingriffe in das Reaktorschutzsystem	36
3.7	Wasserstoffverteilung nach KMV- Störfall bei Druckwasser-Reaktoren	42
3.8	Wärmeübergang im Sicherheitsbehälter	46
3.9	Verbesserung des Simulatortrainings	51
3.10	Anwendungsbeispiele des GRS-Programmsystems DAPSY	54
3.11	Datenverarbeitung	59
3.12	Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen	66
3.13	Information	67
3.14	Forschungsbetreuung	70
4.	Geschäftsstellen	74
4.1	RSK-Geschäftsstelle	74
4.2	SSK-Geschäftsstelle	80
4.3	KTA-Geschäftsstelle	82
5.	4 GRS-Fachgespräch	86
6.	Geschäftliche Tätigkeit	88
7.	Berichte, Veröffentlichungen und Vorträge	92
7.1	GRS-Berichtsreihen	92
7.2	GRS-Informationsdienste	93
7.3	sonstige Schriften	94
7.4	Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften	94
7.5	Vorträge	97

1. Einführung

Das Jahr 1980 hat einige Entscheidungen zur künftigen Kernenergieanwendung in der Bundesrepublik Deutschland gebracht. Die neugefaßten Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke wurden verabschiedet und von der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH Anträge auf Errichtung einer Wiederaufarbeitungsanlage in Hessen und für Zwischenlager abgebrannter Brennelemente in Ahaus und Gorleben gestellt. Darüber hinaus hat die Enquête-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" ihren Bericht mit einer Reihe energiepolitischer Handlungsempfehlungen vorgelegt.
Die Enquête-Kommission „Zukünftige Energie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages setzt sich aus Bundestagsabgeordneten und nichtparlamentarischen Sachverständigen, die unterschiedliche Haltungen zur Kernenergie vertreten, zusammen. Mit ihr wurde erstmalig versucht, im Rahmen einer Kommission Empfehlungen zur weiteren Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland zu erarbeiten. Dieser Versuch des Deutschen Bundestages war insoweit erfolgreich, als es der Kommission gelang, die ursprüngliche Konfrontation zu überwinden, so daß im gemeinsamen Dialog schließlich Empfehlungen erarbeitet werden konnten, die eine breite Mehrheit fanden.
Nach den Empfehlungen der Kommission ist ein bedarfsorientierter weiterer Ausbau der Kernenergie mit Leichtwasserreaktoren in der Zeit bis etwa 1990 erforderlich. Dabei wurde auch einstimmig festgestellt, daß von seiten der Reaktorsicherheit keine Bedenken gegen die Nutzung der Kernenergie in diesem vorgegebenen Rahmen bestehen.
Der Zeitpunkt bis etwa 1990 wurde gewählt, um sowohl den Übergang zu einem starken und langfristigen Ausbau der Kernenergie als auch eine Fortsetzung der Kernenergienutzung mit nicht brütenden Systemen als auch den Übergang zur langfristigen Nutzung erneuerbarer Energieträger offenzuhalten.
Dem derzeitigen langsamen Ausbau der Kernenergie entsprechend wächst der Bedarf an zusätzlichen Fachkräften bei der GRS nur gering. Es ergeben sich immer größere Schwierigkeiten, ausscheidende Mitarbeiter durch qualifizierte Ingenieure zu ersetzen. Es zeigt sich, daß nicht nur der grundsätzliche Mangel an jungen Ingenieuren zu beklagen ist, sondern daß auch die Zahl der Studenten auf kerntechnischem Gebiet in der Bundesrepublik Deutschland in den letzten Jahren stark zurückging.
Die GRS beschäftigt sich seit vielen Jahren mit Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf dem Gebiet der Leittechnik und dabei insbesondere mit dem Fragenkomplex „Mensch-Maschine". So ist das in diesem Zusammenhang bei der GRS entwickelte Störungsanalysesystem in dem vergangenen Jahr im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zur Erprobung installiert worden. Die Bedeutung des Zusammenwirkens zwischen Mensch und Maschine wurde nicht zuletzt durch die Ereignisse in Harrisburg deutlich. Dieser Fragenkomplex ist im Rahmen der Forschungsvorhaben verstärkt zu berücksichtigen.
Wie in jeder Technik trägt auch in der Kerntechnik die Auswertung von Betriebserfahrungen wesentlich zur Weiterentwicklung und zur Erhöhung der Sicherheit bei. Im Berichtsjahr wurde bei der GRS die Auswertung der Betriebsergebnisse und der besonderen Vorkommnisse, vor allem von Großanlagen, besonders intensiviert.
Zum Ende des Berichtsjahres hat Herr Min.-Dirig. J. K. Pfaffelhuber den Vorsitz im Aufsichtsrat an Herrn Dr. H. Schlachter übergeben. Die Geschäftsführung und die Mitarbeiter der GRS danken dem bisherigen Vorsitzenden, Herrn Min.-Dirig. Pfaffelhuber, für seinen Einsatz und sein Verständnis für die Belange der Gesellschaft.



A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2. Projektbetreuung und ihre Aufgaben

Der Bereich Projekte koordiniert zentral die in unserer Gesellschaft durchzuführenden Aufgaben im Hinblick auf vertragliche, kosten- und terminmäßige Erfüllung und führt bei übergreifenden Aufgaben die interne und externe fachliche Abstimmung durch. Weiterhin werden durch den Bereich Projekte die in den Auftragsberichten dokumentierten Arbeitsergebnisse kanalisiert und die Werkverträge und Aufträge vorbereitet und betreut.

Insgesamt wurden in 1980 etwa 150 Auftragsberichte für die verschiedenen Auftraggeber erstellt, in denen sicherheitstechnische Gutachten, Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben bzw. Ergebnisse über Erfahrungen mit kerntechnischen Anlagen dokumentiert sind.
Das Aufgabenvolumen der GRS hat sich bei einer deutlichen Ausweitung der Einzelvorhaben gegenüber dem Vorjahr nahezu nicht erweitert. Es stieg von 410.000 Leistungsstunden auf etwa 420.000 Leistungsstunden und ist in der Zuordnung zu den Aufgabenarten in Tabelle 1 dargestellt. Die restriktive Aufgabenerweiterung läuft mit der generellen Entwicklung in der Kerntechnik parallel.
Gleich wie in den Vorjahren bestimmten drei Aufgabenfelder die Schwerpunkte unserer Tätigkeit.

Aufgabenart:	Vorhaben in 1980 Neue Vorhaben in 1980	Vorhaben in 1980 Insgesamt	Einzel-aufgaben	Anteil am Auftragsumfang
Gutachten für				
● Länderbehörden	17	30	30	6
● Technische Überwachungs-Vereine	21	30	40	14
● Ausland	9	10	10	1
● Sonstige	5	12	15	3
Fachberatung BMI	8	25	150	38
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben BMFT	18	30	45	38
GESAMTVOLUMEN GRS:	78	137	290	100 ≙ 420.000 h
Unteraufträge an andere Organisationen zu Gutachten und FE-Vorhaben	71	12	83	10

Tabelle 1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Gutachtenstätigkeit

Vornehmlich im Unterauftrag der Technischen Überwachungs-Vereine sowie auch im Direktauftrag der Ländergenehmigungsbehörden, der Verwaltungsgerichte, ausländischer Genehmigungsinstanzen und sonstiger Organisationen wurden für eine Vielzahl kerntechnischer Anlagen sicherheits- und/oder sicherungsspezifische Untersuchungen und Gutachten durchgeführt. Diese Analysen konzentrierten sich auf die Schwerpunktarbeitsgebiete der GRS. Die wesentlichen Vorhaben sind nachfolgend aufgeführt:

- Radiologie und Radioökologie:
  Erstellung von Gutachten über die Auswirkungen der Radioaktivitätsabgabe im Normalbetrieb und/oder Störfällen für die Kernkraftwerke Philippsburg, Emsland, Süd, Grohnde und Krümmel sowie Erstellung eines Gesamtökologiegutachtens für die Urananreicherungsanlage Gronau.
- Notkühlwirksamkeit und Kühlmittelverlust:
  Durchführung von Analysen zur Notkühlwirksamkeit für die Anlagen Philippsburg II, Grohnde, Emsland,

Brunsbüttel und Krümmel.

- Transientes Anlagenverhalten: Durchführung von Transienten- und Störfallanalysen für die Anlagen Krümmel, Mülheim-Kärlich, Stade und den Schnellen Natrium-Reaktor (SNR 300).
- Fluid- und Strukturdynamik: Analyse der Belastungen und/oder der Lastabtragung für die Reaktorkühlkreiskomponenten infolge Kühlmittelverlust zu den Anlagen Krümmel, Gundremmingen II und SNR 300.
- Zuverlässigkeitsuntersuchungen: Analyse der Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen für die Anlagen SNR 300, Gundremmingen II, Krümmel und Grafenrheinfeld.
- Einwirkungen von außen: Bewertung aller Sicherungsmaßnahmen für kerntechnische Anlagen sowie Durchführung von dynamischen Analysen zu den Lastfällen Erdbeben und/oder Flugzeugabsturz für die Anlagen Krümmel, Mülheim-Kärlich, Würgassen, Grohnde und Emsland.
- Kritikalität und Abschirmung: Durchführung von Analysen zu Brennelementtransportbehältern, Lagerhallen für aktive Abfälle und für die Kompaktlager der Anlagen Gundremmingen II und Beznau.
- Schwingungsüberwachung: Durchführung von Messungen und Analysen zur betrieblichen Schwingungsüberwachung des Reaktorkühlkreises in den Anlagen Neckarwestheim, Biblis A und Isar.

Zum Erfahrungsaustausch der Begutachtungsergebnisse und der Ergebnisse aus Forschungs- und Entwicklungsvorhaben wurden mit verschiedenen ausländischen Genehmigungsbehörden Kontakte aufgenommen bzw. verstärkt. In Einzelfällen erfolgte eine Ausbildung von Fachkräften aus verschiedenen Ländern. Zu nennen ist die Zusammenarbeit mit: UKAEA, Europäische Gemeinschaft, Schweiz, Brasilien, Argentinien, Türkei, Mexiko, Niederlande, Spanien, Griechenland, Indonesien, Japan, Korea, Taiwan.

Anlage	Gericht	Aufgabe
KWS	Verw.-Gerichtshof BW, Mannheim	Schriftliche Stellungnahme zu radioökologischen Fragen entsprechend einem Beweisbeschluß des Gerichts
KWG	Oberverw.-Ger. der Länder Schlesw.-Holst. u. Nieders., Lüneburg (OVG-Lüneburg)	Schriftliche Stellungnahme im Auftrage der Genehmigungsbehörde zu den Ergebnissen der Aerosolmessungen an Kernkraftwerken, die aufgrund eines Beweisbeschlusses des Gerichts erfolgten sowie zu den Konsequenzen auf die Strahlenexposition durch Einnahme von Medikamenten, die in der Nähe des Kernkraftwerkes hergestellt werden
KWG	"	Teilnahme am mündlichen Erörterungstermin des Gerichts zu dessen Beweisbeschlüssen hinsichtlich Fragen der Notkühlwirksamkeit, Ergebnisse der Risikostudie, Betriebserfahrung von Kernkraftwerken, Radiologie und Radioökologie
KKB	"	Teilnahme am mündlichen Erörterungstermin des Gerichts zu dessen Beweisbeschlüssen hinsichtlich Fragen der Änderung des Kernsprühsystems und der Radioökologie
KKG	Verw.-Ger.-hof Würzburg	Durchführung einer Untersuchung zur Strahlenexposition von Ganzkörper und rotem Knochenmark bei Inkorporation von Radionukliden
KKK*	OVG Lüneburg	Teilnahme am mündlichen Erörterungstermin des Gerichts hinsichtlich der noch ausstehenden Beweisbeschlüsse zur Errichtungsgenehmigung (Notkühlwirksamkeit, Einwirkungen von außen, Radioökologie)
KWS*	Verw.-Ger.-hof Baden-Württemberg, Mannheim	Teilnahme am mündlichen Erörterungstermin des Gerichts hinsichtlich dessen Beweisbeschlusses zu Fragen der Radioökologie
KKB*	OVG Lüneburg	Schriftliche Stellungnahme zum Beweisbeschluß des Gerichts hinsichtlich radioökologischer Fragen

* in 1981 vorgesehen P.S.: KWS = Kernkraftwerk Süd KWG = Kernkraftwerk Grohnde KKB = Kernkraftwerk Brunsbüttel
KKG = Kernkraftwerk Gratenrheinteld KKK = Kernkraftwerk Krümmel

Tabelle 2: Beratung der Gerichte in Verwaltungsstreitverfahren

Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den BMI

Das Aufgabenfeld für den BMI wird durch die in Tabelle 3 aufgeführten Verträge umrissen. Die hervorhebbaren Einzelaufgaben sind:

- Auswertungen zu den wiederkehrenden Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren, insbesondere zu den Anlagen Neckarwestheim und Obrigheim.
- Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken incl. systematischer Dokumentation der Ergebnisse.
- Mitarbeit bei der Sicherheitsstudie für den Hochtemperaturreaktor (HTR) zur Integralbewertung des Sicherheitskonzeptes.
- Koordinierung von Standardproblemanalysen als Vergleichsrechnungen zu Kühlmittelverlustexperimenten in verschiedenen Versuchsständen.
- Verfügbarmachung und Anpassung von Bewertungs- und Analysemethoden zu Betriebsabläufen und Störfällen in Kernkraftwerken für die Aspekte Notkühlung, Anlagendynamik, Strukturverhalten, Äußere Einwirkungen.
- Betreuung der Beraterkommissionen RSK und SSK.
- Mitarbeit und Beratung bei der Regelerstellung sowie Erarbeitung von Sicherheits- und Sicherungskriterien für kerntechnische Anlagen.
- Analysen zu spezifischen Fragen des Strahlenschutzes der Radioökologie.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit für den BMFT

Über das hier anstehende Aufgabenfeld informiert Tabelle 4. Neben der Erstellung der Fachbände zur Deutschen Risikostudie und der laufenden Auswertung der Sicherheitsexperimente sind folgende Entwicklungsschwerpunkte zu nennen:

- Erstellung eines ersten Berichtes über Zuverlässigkeitskenngrößen von Sicherheitssystemen auf Basis der Betriebsauswertung der Anlage Biblis B.
- Entwicklung von fluid-strukturdynamischen Analysecodes und deren Verifizierung an den HDR-Versuchen.
- Entwicklung des Rechencodes DRUFAN zum integralen Notkühlverhalten sowie Verifikation des Codes an verschiedenen Experimenten.
- Weiterentwicklung des Störungsanalysesystems in Kernkraftwerken (STAR) mit Installation eines Erstsystems in Grafenrheinfeld.
- Entwicklung von Systemen zur Störfalldiagnose und Schadensfrüherkennung.
- Projektbegleitung und z. T. Übernahme der Projektträgerschaft zu Entwicklungsvorhaben des BMFT zur Reaktorsicherheit.

Lfd. Nr.:	Kennzeich-nung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/80
2	SR 115	Sammlung, Auswertung und Verbreitung in- und ausländischer Erkenntnisse über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und über den Strahlenschutz	1977/80
3	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließl. fachlicher Zuarbeit	1977/82
4	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/81
5	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/82
6	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/80
7	SR 120	Unterstützung des BMI in KTA-Angelegenheiten	1977/80
8	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/80
9	SR 122	Unterstützung des BMI im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, in der Auswertung von Sicherheitsforschungsvorhaben und in der Erstellung genehmigungsspezifischer Rechenprogramme	1977/80
10	SR 145	Mitarbeit an HTR-Sicherheitsstudie	1978/80
11	SR 157	Durchführung und Koordination des Dtsch. Standard-Problems Nr. 2 (PKL)	1979/80
12	SR 177	Fachliche Zuarbeit zur Anlagensicherung von Reaktoren und im Brennstoffkreislauf	1979/81
13	SR 193	Auswertung der Statusberichte Qualitätssicherung	1979/81
14	SR 196	Durchführung des LOBI-Standard-Problems	1979/80
15	SR 211	Deutsches Standard-Problem Nr. 3 (2. Containment-Standard-Problem)	1979/80
16	SR 234	Simulatortraining	1980/81
17	SR 240	Sicherheitstechnische Grundsatzfragen	1980/81
18	SR 244	Deutsches Standard-Problem Nr. 4	1980/81
19	SR 249	Betriebserfahrungen Wiederaufarbeitungsanlagen	1980/81
20	SR 801	Bereitstellung einer Arbeitsgruppe zur Koordinierung von Sicherheitsvorhaben für die nukleare Entsorgung	1980/81
21	St.Sch.667	SSK-Geschäftsstelle	1977/80
22	St.Sch.670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/80
23	St.Sch.792	Betreuung der vom BMI initiierten Vorhaben zum Strahlenschutz	1980/81
24 25	SR 232 St.Sch.713	Sonstige Aufgaben kleineren Umfangs	1980

Tabelle 3: Verträge mit dem Bundesminister des Inneren (BMI) in 1980

Lfd. Nr.:	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/82
2	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/81
3	RS 217	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland	1976/81
4	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung	1977/82
5	RS 263	Analytische Tätigkeiten des GRS im Rahmen des BMFT-Sicherheitsprogrammes	1977/80
6	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis B	1977/81
7	RS 311	Best-estimate-Rechnungen für das erweiterte Arbeitsprogramm des Projekts Kernschmelzen	1977/80
8	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/82
9	RS 128	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/80
10	RS 350	Durchführung der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/82
11	RS 428	Betreuung des internationalen 2D/3D-Notkühlvorhabens durch Abstellung eines Resident-Engineers durch Japan	1979/80
12	RS 434	Beratungs- und Betreuungsvertrag zu Know-how-Transfer	1979/82
13	RS 446	Feasibility-Studie zur Echtzeitsimulation von Störfällen	1980/81
14	RS 468	Langzeitschwingungsverhalten in Druckwasserreaktoren	1980/81
15	RS 464	Methodenentwicklung zur Analyse von kleinen Lecks im Primärkreis von Leichtwasserreaktoren	1980/81
16	RS 470	Betreuung von Standardproblemen	1980/82
17	RS 471	Methodenentwicklung zu Transientenanalysen in Leichtwasserreaktoren	1980/82
18	RS 472	Versuchsauswertung und Methodenentwicklung zu Druckverteilung im Containment nach Kühlmittelverlust	1980/82
19	RS 473	Versuchsauswertung zum Hochdruckwärmeübergang bei Notkühlvorgängen	1980/81
20	RS 474	Modellentwicklung und Analysen zu Kernschmelzvorgängen	1980/81
21	RS 475	Versuchsbetreuung von Blowdown-Experimenten	1980/82
22	RS 476	Störfallanalyse zu Schnellen Brutreaktoren auf Basis neuer Methodenentwicklung	1980/82
23	RS 477	Bewertung von Bruchvorgängen in Reaktordruckbehältern	1980/82
24	RS 478	Methodenentwicklung und Versuchsauswertung zur Fluid-Strukturdynamik	1980/82
25	RS 496	Entwicklung von Methoden und Systemen zum Thema Mensch-Maschine-Kommunikation	1980/82
26 - 30		Kleinere Vorhaben zur Betreuung von Sicherheitsvorhaben	1980/82

Tabelle 4: Verträge mit dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) in 1980

3. Arbeitsschwerpunkte

3.1 RALLY, ein Programmsystem zur Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen großer, vermaschter Systeme

Zur Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken, oder auch anderer Industrieanlagen, werden wegen der oft weitreichenden Folgen eines Störfalls immer häufiger Zuverlässigkeitsanalysen benötigt. Damit lassen sich umfassende Informationen über das Zustandekommen von Systemausfällen gewinnen. Quantitative Ergebnisse dieser Analyse sind für Systeme, die bei Anforderung funktionieren müssen, die mittlere Nichtverfügbarkeit und für Betriebssysteme die Ausfallwahrscheinlichkeit bzw. Ausfallhäufigkeit. Neben dieser rein quantitativen Bewertung ist die sog. Schwachstellen- und Sensitivitätsanalyse eines Systems eine weitere wichtige Aufgabe von Zuverlässigkeitsuntersuchungen.
Da für die verschiedenartigen Systeme meist statistische Daten zur Beschreibung der Zuverlässigkeit fehlen, für Komponenten aber vorhanden sind, kann unter Berücksichtigung der systemtechnischen Verknüpfung der Komponenten die Zuverlässigkeit des Systems ermittelt werden. Die Systeme müssen dazu so weit unterteilt werden, damit aus den Daten der Betriebserfahrung zum Ausfallverhalten der Untersysteme bzw. Komponenten auf das Systemverhalten hochgerechnet werden kann. Diese Unterteilung führt allerdings zu großen und vermaschten Systemdarstellungen, die mittels Fehlerbäumen beschrieben werden können. Ein Fehlerbaum ist dabei die graphische Darstellung der logischen Zusammenhänge der verschiedenen Komponenten und Untersysteme in bezug auf einen vorgegebenen, meist unerwünschten Ausgangszustand wie z. B. den Ausfall des Systems.
Das folgende Bild 1 zeigt einen Ausschnitt aus einem Fehlerbaum, in dem der Ausfall der Kühlwasserversorgung eines Notstromdieselaggregats bei Anforderung behandelt wird.

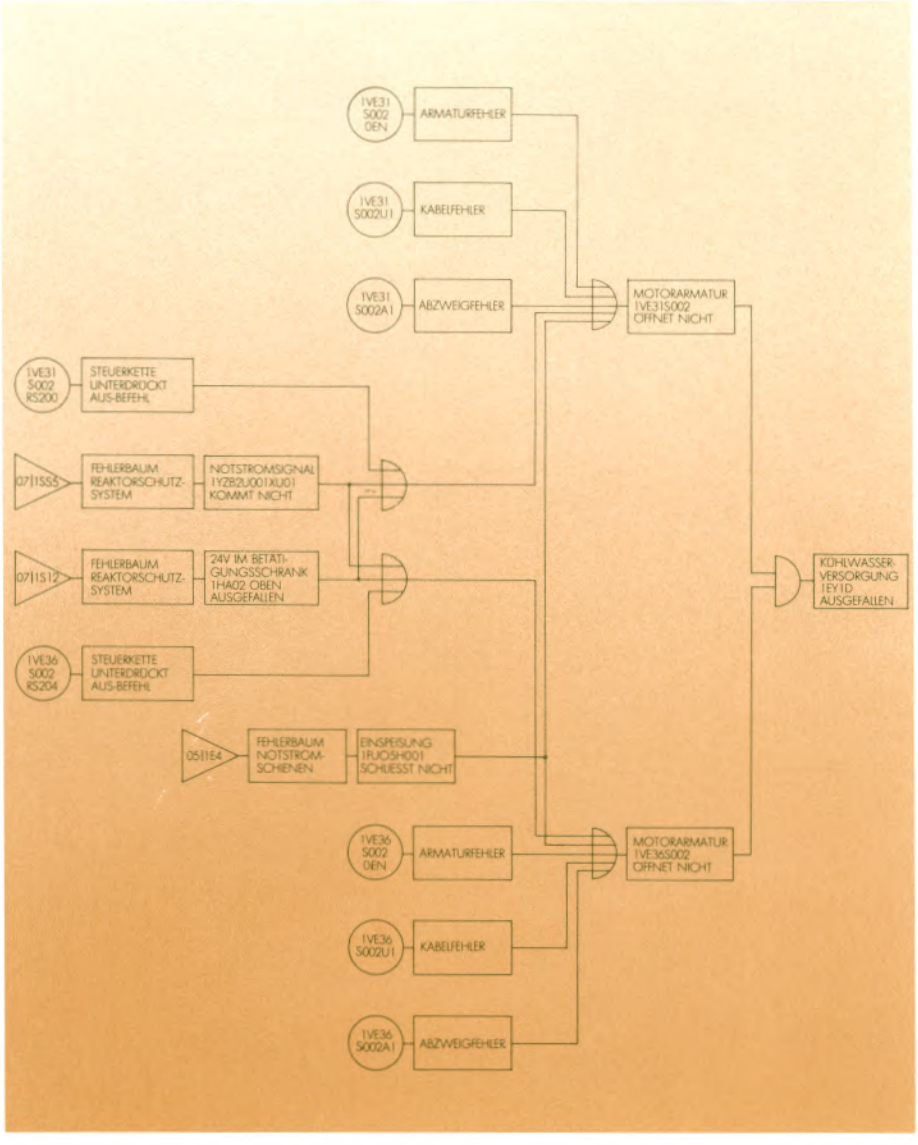


Bild 1: Ausschnitt aus einem Fehlerbaum

Die quantitative Auswertung der Fehlerbäume, eine numerische Schwachstellenanalyse und die Berechnung der verschiedenen Zuverlässigkeitskenngrößen ist bei großen Systemen nur mit EDV-Anlagen möglich. Zu diesem Zweck wurde von der GRS das Programmsystem RALLY entwickelt.
Das folgende Bild 2 zeigt einen Überblick über die Programme und der Datenfluß dieses Programmsystems.

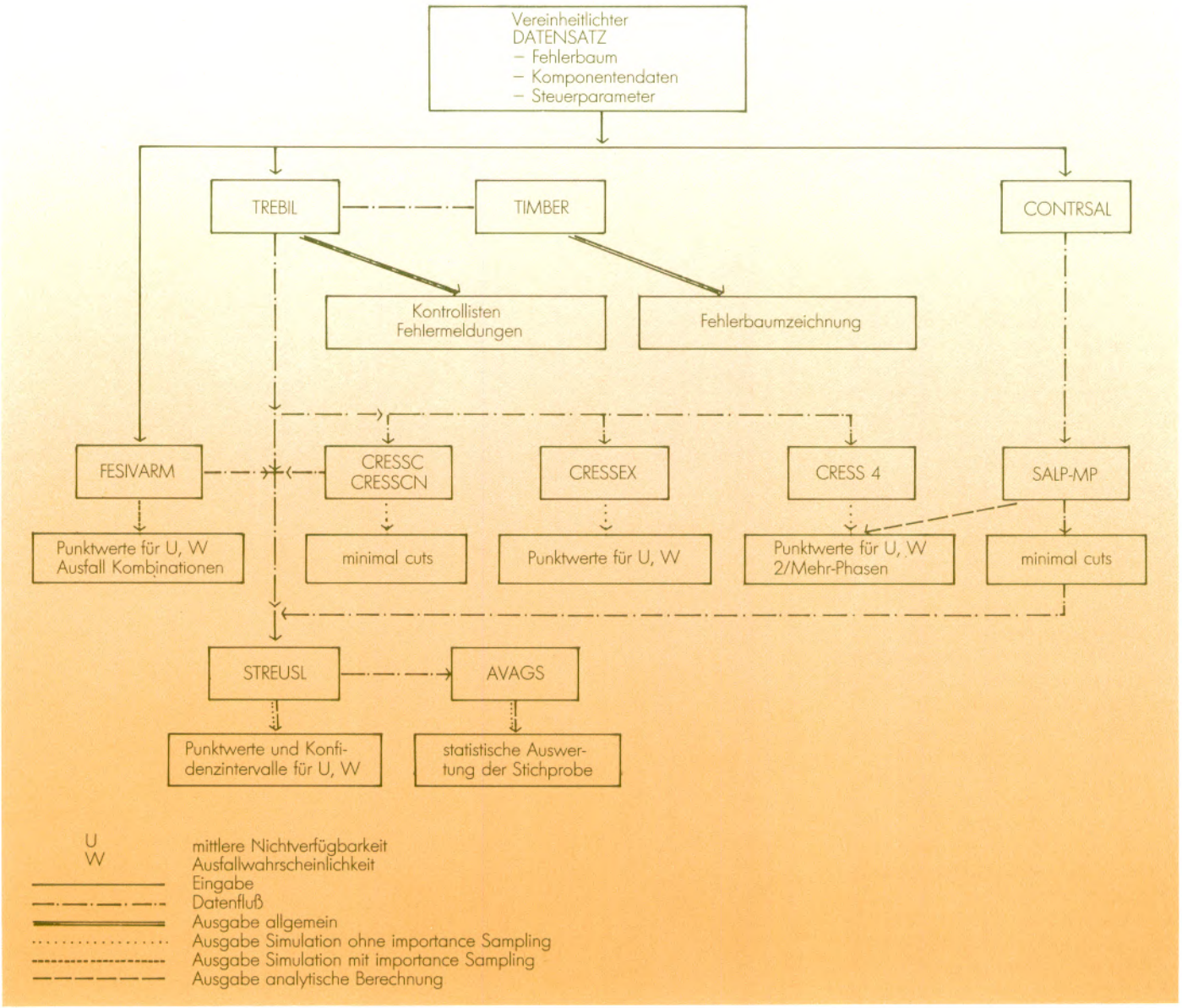


Bild 2: Schematische Darstellung des Programmsystems Rally

Für das gesamte Programmsystem ist nur ein leicht zu erstellender Datensatz erforderlich. Die Informationen für die verschiedenen Programme werden automatisch selektiert und aufbereitet, d. h., ein Eingreifen des Anwenders ist nicht erforderlich.
Basis dieses Systems ist das Daten- und Fehlerbaumaufbereitungsprogramm TREBIL. Wesentlichste Aufgabe von TREBIL ist neben der Überprüfung der Eingabedaten die Umsetzung der Fehlerbaumlogik in ein Boolesches Gleichungssystem sowie die Erstellung der Datensätze für die Nachfolgeprogramme.
Die nachgeschalteten Programme lassen sich hinsichtlich der methodischen Behandlung der Zuverlässigkeitsanalyse in simulative und analytische Verfahren einteilen.

- Bei den Simulationsprogrammen nach der Monte-Carlo-Methode mit und ohne „importance sampling" (varianzreduzierende Methode) wird das Ausfallverhalten der Komponenten mit Hilfe von Zufallszahlengeneratoren simuliert. Bei der Simulation können mit geringem mathematischen Aufwand auch sehr große und vermaschte Systeme analysiert werden. Folgeausfälle, Ausfälle gemeinsamer Ursachen (Common-Mode-Ausfälle CMA), Berücksichtigung von kalten Reserven, Funktionsprüfungen und Instandsetzungen können verhältnismäßig einfach berücksichtigt werden. Der Nachteil von Simulationsprogrammen ist die enorme Zunahme der Rechenzeit bei der Analyse sehr zuverlässiger Systeme, da zur Erzielung einer ausreichenden Genauigkeit der Ergebnisse die Anzahl der simulierten Ausfälle groß sein muß. Durch den Einsatz varianzreduzierender Methoden können in manchen Fällen auch noch Systeme mit großer Zuverlässigkeit simuliert werden.

- Im Gegensatz zur Monte-Carlo-Simulation sind die Ergebnisse aus den analytischen Rechenverfahren feste Größen, die keinen Zufallsschwankungen aus den Rechenverfahren ausgesetzt sind. Ferner spielt der Wert der Systemzuverlässigkeit hinsichtlich der erzielbaren Genauigkeit der Ergebnisse keine Rolle. Die Rechenzeiten sind auch meist erheblich kürzer als bei Simulationsprogrammen.
  Grundlage für die analytische Berechnungsweise bilden die minimalen Schnittmengen (auch kritische Menge oder minimal cuts genannt) des zu untersuchenden Systems. Eine minimale Schnittmenge ist eine minimale Kombination von Komponenten, deren Ausfall zum Systemausfall führt. Ermittelt werden die minimal cuts mit Hilfe der Programme CRESSC, CRESSEX, CRESSCN oder SALP-MP.
  Der Nachteil von analytischen Programmen ist, daß spezielle Teststrategien, Common-Mode-Ausfälle oder kalte Redundanzen oft nur vereinfacht oder gar nicht berücksichtigt werden können. Ferner können bei großen Systemen auch Schwierigkeiten bei der Ermittlung der wichtigsten minimalen Schnittmengen auftreten.

Um zusätzlich die Streuung der Komponentendaten, die sich bei der Auswertung der Betriebserfahrung ergibt, berücksichtigen zu können, wurde das simulativ-analytische Programm STREUSL geschaffen.
Die Berechnung für Mehrphasensysteme, denen für jede Phase ein eigener Fehlerbaum zugrunde liegt, ist mit den Programmen CRESS4 und SALP-MP möglich.
Im folgenden sollen die Programme ausführlicher beschrieben werden.

Fehlerbaum-Aufbereitungsprogramm TREBIL

TREBIL benötigt als Eingabe Informationen über die logische Struktur des zu untersuchenden Systems sowie quantitative Angaben (Ausfallrate, Testintervall usw.) über die Systemkomponenten. Mittels dieser Information werden Kontrollisten angelegt, die die Überprüfung des Fehlerbaums erleichtern. Weiterhin wird der Fehlerbaum, soweit möglich, auf Korrektheit untersucht und evtl. Fehlermeldungen ausgedruckt.
Wesentlichste Aufgabe von TREBIL ist jedoch eine Fehlerbaumoptimierung sowie eine spezifische Datenaufbereitung für die Programme CRESSEX und STREUSL des Programmsystems. Dazu werden unter anderem die einzelnen logischen Verknüpfungen der eingegebenen Fehlerbäume in Boolesche Ausdrücke umgewandelt und für die CRESSEX-Eingabe in einer Booleschen Subroutine zusammengefaßt.

Fehlerbaum-Plotprogramm TIMBER

Das Plotprogramm TIMBER dient zur Dokumentation und ermöglicht dem Anwender die optische Überprüfung des eingegebenen Fehlerbaums. Die Zeichnung eines Fehlerbaums ist abhängig von der Eingabe der Komponenten- und Gatterreihenfolge, da TIMBER die logische Struktur eines Fehlerbaums nicht optimiert. Auf eine Optimierung wurde absichtlich verzichtet, da bei komplexen Fehlerbäumen eine Überprüfung der Eingabe nach einer Fehlerbaumoptimierung nur noch schwer möglich ist. Durch Steuerparameter können für die Komponenten wahlweise Kommentare oder Zuverlässigkeitskenngrößen in die Kommentarkästen eingeschoben werden.

Bild 1 zeigt den Plot eines Fehlerbaumes durch das Programm TIMBER.

Fehlerbaum-Rechenprogramm CRESSEX

Das Simulationsprogramm CRESSEX ermöglicht die Berechnung der Ausfallwahrscheinlichkeit und mittleren Nichtverfügbarkeit für komplexe technische Systeme. Das Programm simuliert für die vorgegebene Systemfunktion das Ausfallverhalten der einzelnen Funktionselemente ohne varianzreduzierende Methoden. Dabei können berücksichtigt werden:

- verschiedene Strategien bei der Durchführung von Funktionsprüfungen (z. B. zeitlich versetzte Funktionsprüfungen von redundanten Komponenten);
- Ausfallverhalten der Komponentenfunktionen, die entweder durch eine konstante Ausfallrate oder durch eine konstante Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung beschrieben werden;
- Erkennungszeitpunkt eines Komponentenausfalls (selbstmeldender, d. h. sofort erkannter Ausfall oder erst bei der Funktionsprüfung erkannter Ausfall);
- konstante Instandsetzungszeiten der Komponenten.

Der Simulationsvorgang wird sehr oft wiederholt. Die in den einzelnen Spielen vom Zufall abhängigen Zwischenergebnisse wie z. B. Eintreten eines Systemausfalls, Ausfalldauer der Systemfunktion, am Ausfall beteiligte Komponenten, werden gespeichert und am Ende der Rechnung statistisch ausgewertet. Berechnet werden die Schätzwerte der Ausfallwahrscheinlichkeit und der mittleren Nichtverfügbarkeit sowie deren Varianz.
Darüber hinaus werden in CRESSEX noch zusätzlich die Komponenten nach der Anzahl der Ausfälle und deren Beitrag zur mittleren Nichtverfügbarkeit angeordnet und die bei der Simulation aufgetretenen minimalen Schnittmengen ausgegeben. Diese Informationen können dann zur Schwachstellenanalyse herangezogen werden.

Fehlerbaum-Rechenprogramm FESIVARM

Das Programm FESIVARM bestimmt die Ausfallwahrscheinlichkeit und mittlere Nichtverfügbarkeit auf simulative Art mit „importance sampling". Durch Eingabe eines Wichtungsfaktors läßt sich die Anzahl der Ausfälle erhöhen, was zu einer Reduzierung der Rechenzeit bei vorgegebener, gewünschter Genauigkeit führt. Auf diese Weise können meist auch noch sehr zuverlässige Systeme simulativ behandelt werden. Darüber hinaus ermöglicht es, anhand der Ausfallkombinationen des Systems eine Schwachstellen- und Sensitivitätstabelle zu erstellen. Die weiteren Eigenschaften sind ähnlich denen des Programms CRESSEX. Bedingt durch eine andersartige Behandlung der logischen Struktur des Fehlerbaumes sind jedoch die Verknüpfungsmöglichkeiten erweitert. So lassen sich auch NOT- oder RESERVE-Verknüpfungen mit kalten oder warmen Standby-Komponenten und nicht-perfektem Umschalter behandeln.

Programm CRESSC zur Ermittlung von minimalen Schnittmengen

Das Programm CRESSC ermittelt auf simulativer Basis für das Programm STREUSL die wichtigsten minimalen Schnittmengen eines Systems.
Analog CRESSEX wird entsprechend dem Ausfallverhalten der Funktionselemente das Ausfallgeschehen der Systemfunktion simuliert. Da die Aufgabe des Programms nur die Ermittlung der wichtigsten minimalen Schnittmengen ist (und nicht die Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen), kann auf die Berücksichtigung von Ausfallzeitpunkt, Ausfalldauer usw. verzichtet werden, was im Vergleich zu CRESSEX zu einer wesentlichen Verkürzung der Rechenzeit führt. Ferner wird, um bei der Simulation genügend Systemausfälle zu erhalten, der Betrachtungszeitraum vom Programm so gesteuert, daß ungefähr bei jedem zweiten Spiel ein Systemausfall auftritt.

Programm CRESSCN zur Ermittlung minimaler Schnittmengen bei NOT-Verknüpfungen

Das Programm CRESSCN dient zur Ermittlung minimaler Schnittmengen von Systemfunktionen, die NOT-Verknüpfungen enthalten. Der Algorithmus entspricht CRESSC, nur müssen minimale Schnittmengen, die unvereinbare Ereignisse enthalten, eliminiert werden.

Programm CRESS4 (Zweiphasenrechenprogramm)

Das Zweiphasenprogramm CRESS4 berechnet die Versagenswahrscheinlichkeit eines Systems, das nach Anforderung (Standby-Phase) über einen vorgegebenen Zeitraum seine Funktion aufrechterhalten muß (Langzeitphase). Die beiden Phasen können durch unterschiedliche Fehlerbäume (z. B. geänderte Wirksamkeitsbedingungen) und durch unterschiedliche Ausfalldaten (z. B. Startversagen bei Anforderung und Betriebsversagen in Durchhaltephase) beschrieben werden. Falls gleiche Komponenten in beiden Phasen wirksam

sind, werden deren simulierte Ausfälle in der ersten Phase (Ermittlung der Systemnichtverfügbarkeit) mit in die zweite Phase übernommen.

Fehlerbaum-Rechenprogramm SALP-MP

Das analytische Programm SALP-MP wurde von JRC ISPRA übernommen. Wie schon erwähnt, ist die Bestimmung der „minimal cuts" Grundlage der Berechnung von Ausfallhäufigkeit und mittlerer Nichtverfügbarkeit. Es werden dazu alle minimalen Schnittmengen ermittelt, deren Beitrag zur Nichtverfügbarkeit größer als eine frei wählbare Schranke ist. Das dabei verwendete Verfahren gestattet es darüber hinaus, Fehlerabschätzungen über die nichtberücksichtigten „minimal cuts" zu machen. Die Einbeziehung des vollständigen Satzes der minimalen Schnittmengen ist somit nur eine Frage der Rechenzeit.
Das Programm berechnet die Zuverlässigkeitskenngrößen für den Betrachtungszeitraum und für interessierende Zwischenzeiten und gibt die Ergebnisse geordnet nach Beiträgen zur Nichtverfügbarkeit aus.
SALP-MP erlaubt auch die Behandlung von Mehr-Phasen-Systemen. Darunter sind Systeme zu verstehen, deren Konfiguration, d. h., in diesem Fall deren Fehlerbäume, sich während aufeinanderfolgender, festgelegter Zeitpunkte ändern. Hier interessiert vor allem die Ausfallwahrscheinlichkeit, jedoch wird wie im einphasigen Fall auch die Nichtverfügbarkeit für alle angegebenen Zeitpunkte berechnet und für alle Phasen ausgegeben.
Zur Verwendung des Programms SALP-MP muß das Programm CONTRSAL vorgeschaltet werden. Seine wesentlichste Aufgabe ist es, aus der Eingabe für TREBIL eine für SALP-MP geeignete Datenstruktur zu erzeugen.

Streubreiten-Rechenprogramm STREUSL

Die simulativen Programme berechnen nur Punktwerte der Zuverlässigkeitskenngrößen, d. h., statistische Unsicherheiten bzw. Streuungen in den Eingabedaten werden nicht berücksichtigt. Bei der Bestimmung repräsentativer Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung treten jedoch Unsicherheiten auf, die man mittels Verteilungsfunktionen (meist logarithmische Normalverteilungen) beschreibt.
Im Programm STREUSL werden nun neben den Erwartungswerten Verteilungen und Vertrauensbereiche für die Nichtverfügbarkeit bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit der betrachteten Systemfunktion in Abhängigkeit von den Verteilungen der Eingangsparameter (Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung) berechnet.
Dabei können folgende Verteilungen behandelt werden: Normal- und logarithmische Normal-, Uniform- und logarithmische Uniform-, Beta- und x^2-Verteilung.
Die Berechnung der mittleren Nichtverfügbarkeit bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit des Systems in Abhängigkeit der Verteilungen für die Eingabedaten erfolgt im Programm STREUSL in einem simulativen und einem analytischen Teil. Im simulativen Teil wird in jedem Spiel aufgrund der Verteilungen der Parameter eine Kombination von Werten für die Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung der Funktionselemente ausgespielt. Mittels dieser Kombination wird dann die Nichtverfügbarkeit bzw. Ausfallhäufigkeit der untersuchten Systemfunktion analytisch berechnet. Grundlage für die analytische Berechnung des Systems sind die minimalen Schnittmengen.
Dieser Vorgang – Ausspielen der Zufallszahlen und Berechnung der Zuverlässigkeitsgrößen – auch Spiel genannt –, kann nun oft wiederholt werden. Auf diese Weise erhält man in STREUSL eine Stichprobe (der Probenumfang sollte $\geqq 100$ sein) von mittleren Nichtverfügbarkeiten bzw. Ausfallhäufigkeiten, die dann im letzten Abschnitt des Programms mittels verschiedener Methoden ausgewertet werden, und zwar:

- Berechnung von Median, Erwartungswert und Streuung der Verteilung und Ermittlung der Dichtefunktion
- Auswertung mittels „order statistics" (Vertrauensintervalle für vorgegebene Fraktilen),
- Auswertung mittels approximierender Verteilungsfunktionen (AVAGS).

Zur Untersuchung von CMA bietet STREUSL noch die Möglichkeit der Ausfallraten-Kopplung. Dabei kann für die redundanten Komponentenfunktionen das Ausfallverhalten gekoppelt werden, d. h., pro Spiel wird die gleiche Zufallszahl für Ausfallrate bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung ausgespielt.

Programm AVAGS zur Approximation von Verteilungen an geordneten Stichproben

Das Programm AVAGS erlaubt die Approximation einer gegebenen Stichprobe durch verschiedene Verteilungen (Normal-, Lognormal-, Johnson-SL-, Beta, x^2-, Weibull-, Extrem-1-, Gamma- und Exponentialverteilung). Zusätzlich werden die Momente (Erwartungswert, Streuung, Schiefe, Exzeß) und das Histogramm der Stichprobe berechnet. Entwickelt wurde AVAGS für das Streubreitenrechenprogramm STREUSL zur Auswertung der Stichprobe von mittleren Nichtverfügbar-

keiten oder Ausfallwahrscheinlichkeiten. Ferner bietet AVAGS die Möglichkeit, Komponentendaten aus der Literatur oder der Betriebserfahrung statistisch auszuwerten. Diese Ergebnisse können dann als Eingabedaten für die anderen Programme von RALLY verwendet werden.

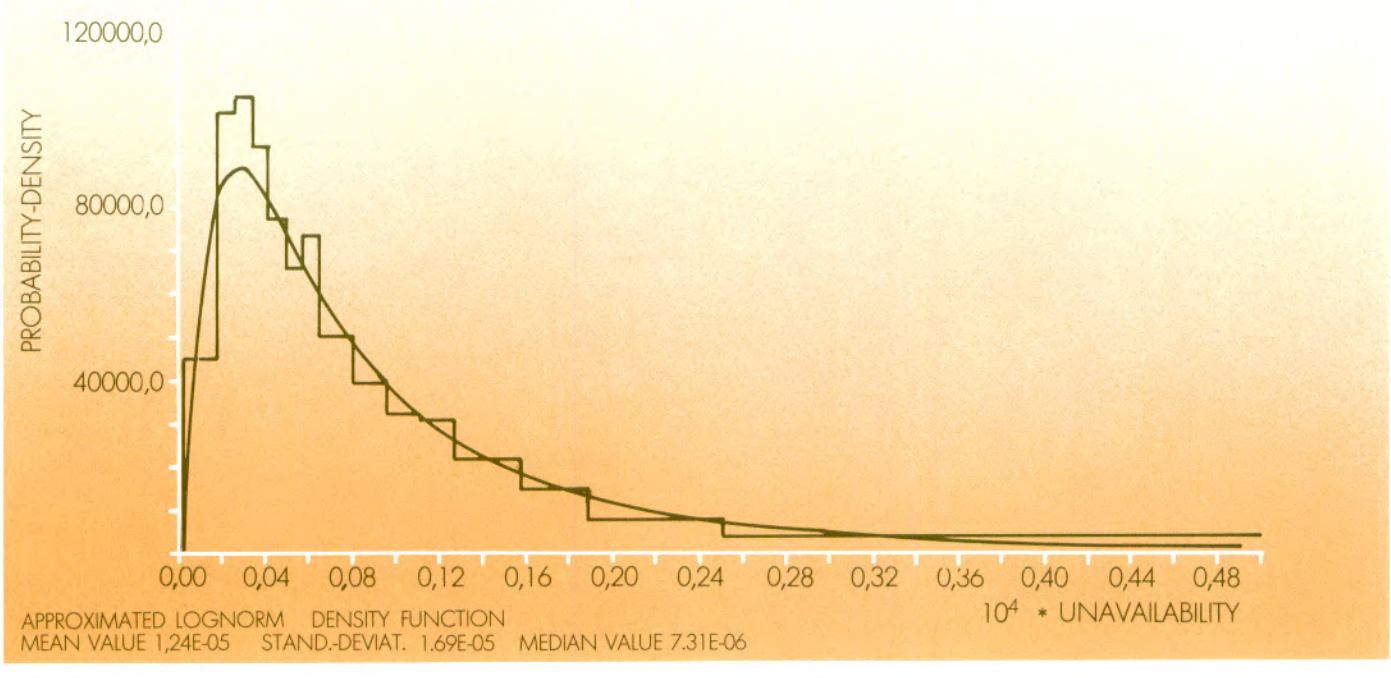


Bild 3: Plot der Bestapproximation einer Stichprobe erzeugt durch das Programm AVAGS

Anwendungsbeispiele für RALLY

Nach der Beschreibung des Programmsystems RALLY seien abschließend noch die wichtigsten bisherigen Anwendungsfälle in der GRS erwähnt. Als erstes muß in diesem Zusammenhang die Deutsche Risikostudie genannt werden, wo in umfassenden Analysen – ausgehend von den Häufigkeiten auslösender Ereignisse über die Zuverlässigkeiten der Sicherheitssysteme und die möglichen Auswirkungen – das Risiko bestehender Anlagen quantifiziert wurde. Im Rahmen neuester Gutachtenstätigkeit wurde das Programmsystem zur Analyse der Störfälle „großes und kleines Leck" sowie der Druckabsicherung im Primärkreislauf für das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld und zur Untersuchung der Nachwärmeabfuhrsysteme sowie des Notstromsystems des SNR 300 eingesetzt. Bei der HTR-Sicherheitsstudie konzentriert sich die GRS-Mitarbeit auf die Analyse des Notstromfalls. Während die letztgenannten Arbeiten meist schwerpunktmäßig die Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen zum Ziel hatten, wurden auch Studien durchgeführt, die vergleichenden Charakter hatten. Als Beispiel sei hierzu der Vergleich zwischen vermaschten und weitgehend entmaschten Sicherheitssystemen am Beispiel der Anlagen Biblis A und B genannt.

Ausblick

Unzweifelhaft befinden sich Zuverlässigkeitsanalysen in allen Bereichen der Technik in stürmischer Entwicklung und im expandierenden Einsatz zur quantitativen Sicherheitsbeurteilung. Dies bedeutet, daß die fachbezogene Programmentwicklung keinen „endgültig fertigen" Status haben kann, sondern lediglich z. Zt. aktuelle Fragen und Problemstellungen angemessen verarbeitbar macht. Neue Fragestellungen oder umfassendere Erkenntnisse aus dem Anlagenbetrieb zwingen erfahrungsgemäß zur Weiterentwicklung der Programme.

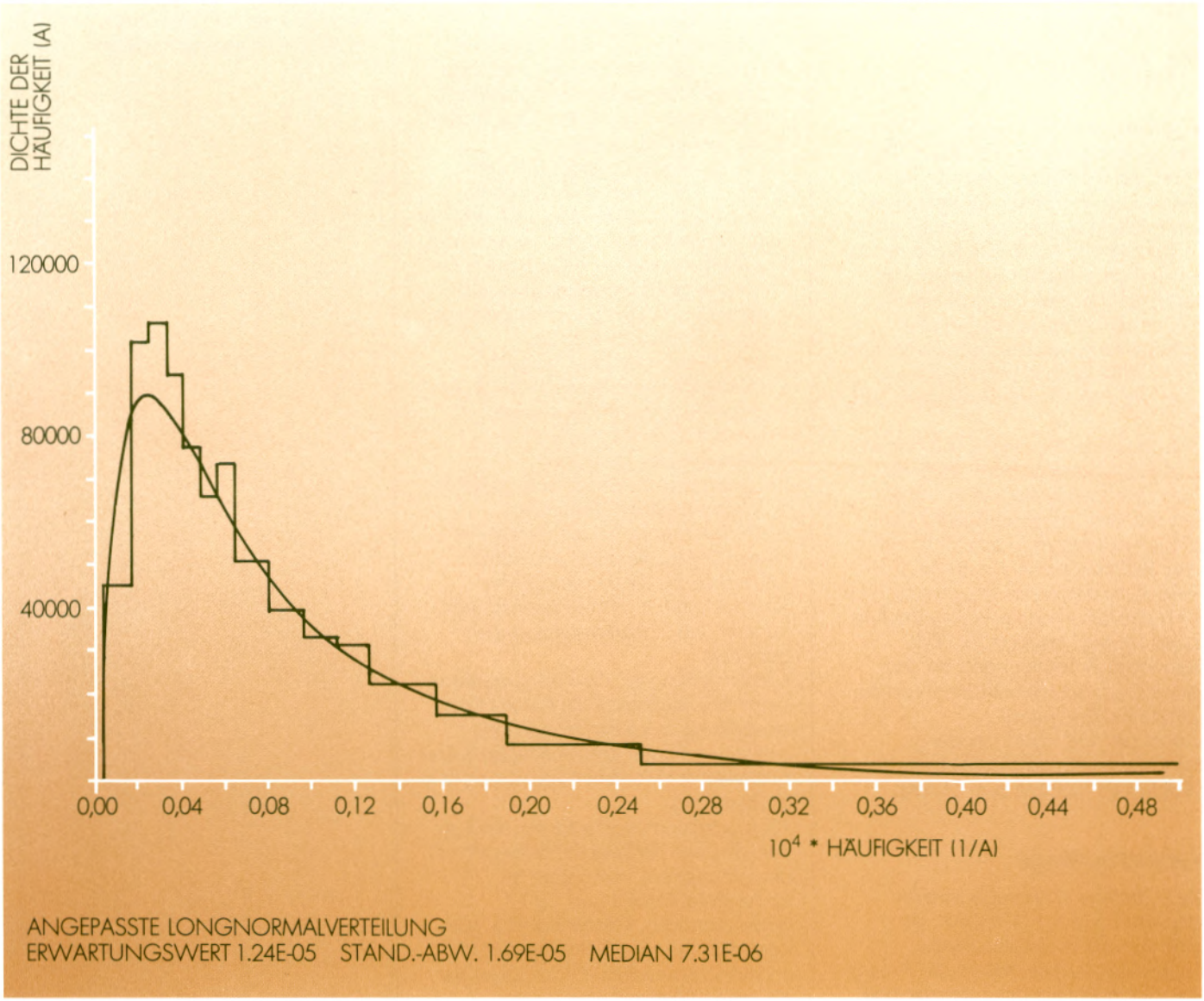


Bild 4: Notstromfall – Häufigkeit eines Kernschmelzunfalls

3.2 Teilnahme an der LOBI PREDICTION EXERCISE mit dem Rechenprogramm DRUFAN-01/MOD2

Im Auftrag des BMFT nahm die GRS an der internationalen LOBI PREDICTION EXERCISE (LOBI PREX) teil, die von der Gemeinsamen Forschungsstelle Ispra durchgeführt wurde. Die Aufgabe der Teilnehmer war es, das PREX Experiment mit den gemessenen Anfangs- und Randbedingungen vorauszurechnen. Gegenstand der experimentellen Untersuchung war das Integralverhalten der LOBI-Versuchsanlage während eines simulierten Kühlmittelverluststörfalles.
Ein besonderer Aspekt der Teilnahme an LOBI PREX bestand darin, daß die Vorausrechnung blind, d. h., ohne Kenntnis des Systemverhaltens der Versuchsanlage durchzuführen war. Beim PREX Experiment hatte es sich nämlich um den ersten Hauptversuch mit der LOBI-Versuchsanlage gehandelt. In dieser Hinsicht stellte LOBI PREX besondere Anforderungen an das Rechenprogramm (Verifikation) und den Teilnehmer (Erfahrung).
Seitens der GRS kam bei der Vorausrechnung das Rechenprogramm DRUFAN-01/MOD2 zum Einsatz.

Versuchsanlage

Die LOBI-Versuchsanlage ist eine Integralanlage zur Simulation von Kühlmittelverluststörfällen. Vom prinzipiellen Aufbau her ist die Anlage eine Nachbildung des primären und sekundären Kühlsystems eines KWU-Druckwasserreaktors der Leistungskategorie 1300 MWe. Die Versuchsanlage befindet sich auf dem Gelände der Gemeinsamen Forschungsstelle Ispra/Italien und wird von dieser Institution im Auftrag des BMFT und der Kommission der EG betrieben.
Bild 5 zeigt die Anlage im Schema. Auf der Primärseite sind die wesentlichen Anlagenkomponenten der Druckbehälter, das darin installierte elektrisch beheizte Bündel, zwei aktive Kühlkreisläufe mit je einem Dampferzeuger und einer Pumpe, der Druckhalter sowie zwei Akkumulatoren.
Der sog. intakte Kreislauf simuliert bezüglich Volumen und Durchsatz 3 Loops der realen Anlage, während der sog. gebrochene Kreislauf einen Loop des Referenzreaktors repräsentiert. Die Einleitung eines Druckentlastungsvorganges ist mit Hilfe von Schnellöffnungsklappen an drei Stellen des gebrochenen Kreislaufs möglich. Die Leckgröße wird bestimmt durch den engsten Querschnitt der jeweils eingesetzten Ausströmdüsen. Zur Abdeckung des gesamten Bruchsprektrums steht ein Satz geeichter Ausströmdüsen zur Verfügung.
Als Wärmesenke für die Primärseite dienen 2 geschlossene sekundäre Kühlkreisläufe, deren wesentliche Komponenten in den Kondensatoren, Kühlern und Speisewasserpumpen bestehen.
Das Notkühlsystem der Versuchsanlage bietet die Möglichkeit der Akkumulatoreinspeisung in beide Stränge des intakten und gebrochenen Kreislaufs. Der Einbau einer Hochdruckeinspeisung ist in Vorbereitung.
Als Containmentnachbildung dient ein Betonbunker, der über Rohrleitungen mit der Atmosphäre verbunden ist.
Ein Maßstabsfaktor von 1:712 gegenüber dem Referenzreaktor gilt bezüglich Leistung, Kühlmitteldurchsatz und Primärkreisvolumen. Die Höhen der einzelnen Anlagenkomponenten entsprechen den Gegebenheiten im Referenzreaktor.

Ein Prozeßsteuerungssystem erlaubt die Simulation des hydraulischen Verhaltens von Reaktorpumpen mittels Drehzahlsteuerung sowie die Nachbildung des Brennstabverhaltens mittels Leistungssteuerung.
Die Instrumentierung der LOBI-Versuchsanlage liefert unter transienten Bedingungen alle relevanten thermohydraulischen Größen.

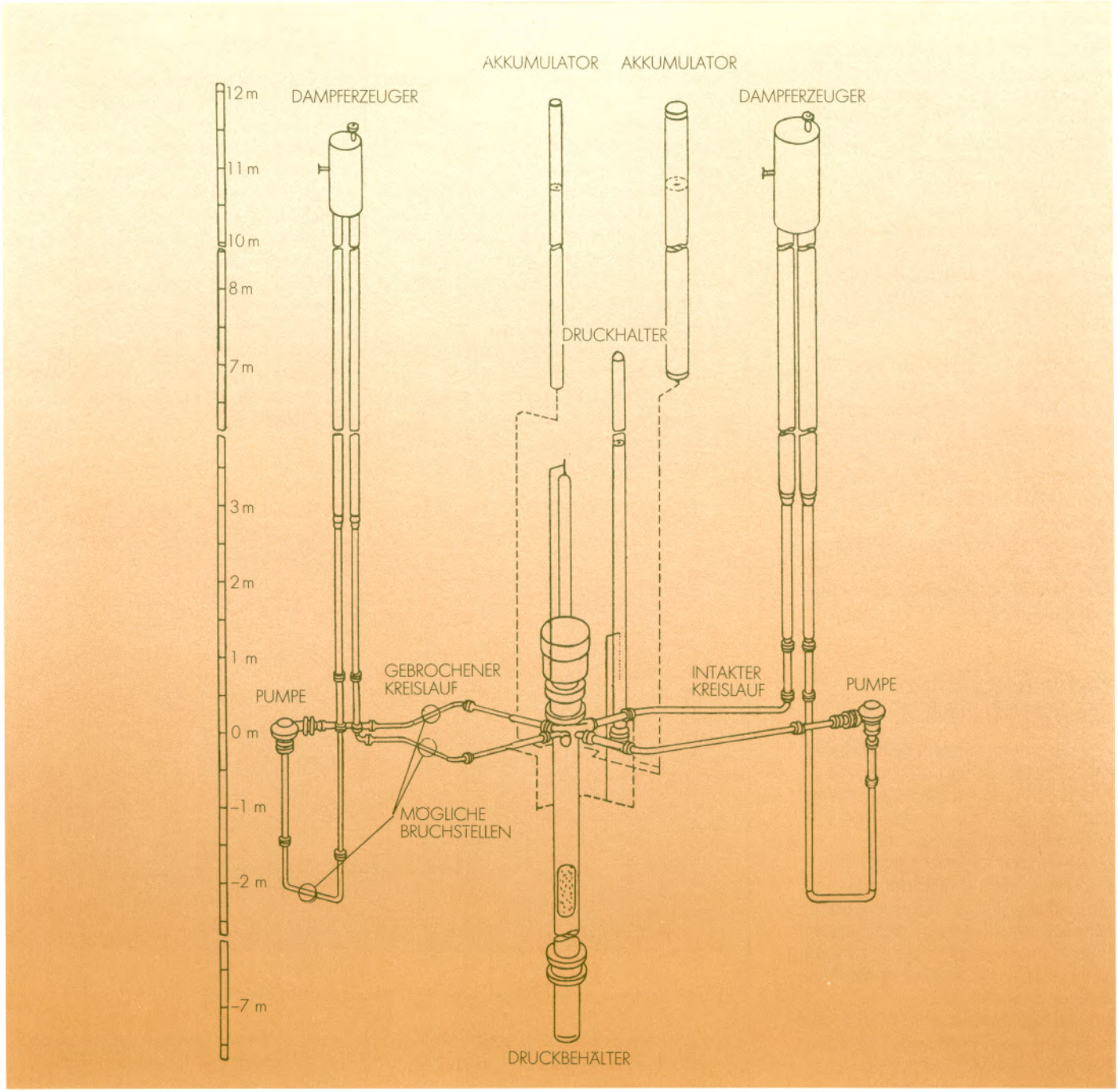


Bild 5: LOBI-Versuchsanlage

LOBI PREX Experiment

Mit dem PREX Experiment wurde das Hauptversuchsprogramm an der LOBI-Versuchsanlage aufgenommen. Simuliert wurde im LOBI PREX Experiment ein doppelendiger Bruch (2×100%) im kalten Strang und kaltseitige Akkumulatoreinspeisung. Die gemessenen Anfangs- und Randbedingungen standen den LOBI PREX Teilnehmern zur Verfügung, wohingegen die experimentellen Ergebnisse bis zur Abgabe der Vorausrechnungen unter Verschluß gehalten wurden.
Die Anfangsbedingungen des PREX Experiments waren unter Berücksichtigung des LOBI-Maßstabfaktors DWR-spezifisch. Bezüglich der Randbedingungen auf der Primärseite ist bemerkenswert, daß die Heizleistung von 5,38 MW nach 1,8 Vollastsekunden abgeschaltet wurde.
Das Sekundärsystem blieb während des Versuchs mit Ausnahme einer Absperrung der Speisewasserzufuhr sich selbst überlassen.

Rechenprogramm DRUFAN-01/MOD 2

Die Programmversion DRUFAN-01/MOD 2 ist sowohl zur Voraus- und Nachrechnung von Blowdownversuchen als auch zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen bei Druckwasserreaktoren geeignet.
Das Programm verwendet zur Darstellung des zu untersuchenden physikalischen Systems das Lumped-Parameter-Konzept und zur Ermittlung der kritischen Ausströmung die Finite-Differenzen-Methode.
Bei der Beschreibung des Kühlmittelverhaltens werden thermodynamische Nichtgleichgewichtszustände berücksichtigt. Es wird dabei angenommen, daß der Dampf und die Flüssigkeit homogen durchmischt sind und gleiche Strömungsgeschwindigkeiten haben. Der Bereich möglicher Kühlmittelzustände reicht vom unterkühlten Wasser bis zum überhitzten Dampf.
Zur Simulation von Reaktorbrennstäben, elektrischen Heizleitern und Strukturen dient ein Wärmeleitmodell. Die Wärmeerzeugung in den Reaktorbrennstäben wird durch ein Neutronenkinetikmodell berechnet. Die Bestimmung der Wärmeübertragung zwischen festen Strukturen und dem Kühlmittel erfolgt mit einem speziellen Modul. Das Überschreiten der kritischen Heizflächenbelastung wird mit Hilfe von Korrelationen berechnet.
Zur Simulation von Komponenten sind ein Pumpen-, Dampferzeuger-, Ventil-, Druckhalter- und Akkumulatormodell implementiert.

Vergleich Vorausrechnung-Experiment

Nachdem die Vorausrechnungen von den Teilnehmern beim Experimentator eingereicht worden waren, wurden die experimentellen Ergebnisse bekanntgegeben. Eine Gegenüberstellung zeigte, daß die Vorausrechnung mit DRUFAN-01/MOD2 bis zu einer Problemzeit von 20s gut mit der Messung übereinstimmte. Ab 20s ergaben sich Abweichungen, die hauptsächlich auf die Verwendung des homogenen Strömungsmodells zurückzuführen waren. Anhand von 3 Beispielen wird in den Bildern 6, 7 und 8 ein Vergleich von Vorausrechnung und Experiment dargestellt.

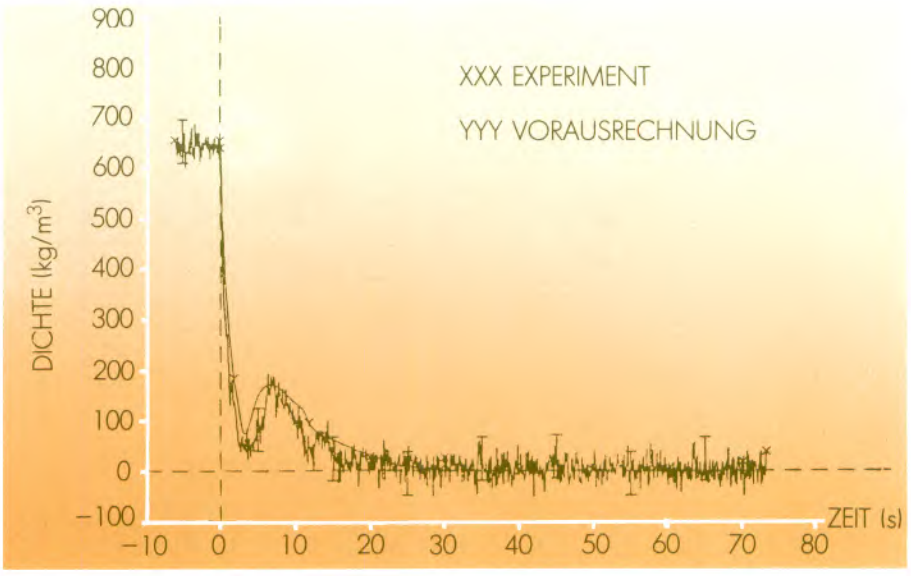


Bild 6: Dichte am Behälterauslaß zum gebrochenen Kreislauf

Die gemessene Dichte im gebrochenen Kreislauf wurde in der Vorausrechnung geringfügig überschätzt. Diese Abweichung ist auf die Verwendung des homogenen Strömungsmodells zurückzuführen. Das homogene Modell berücksichtigt die Phasenseparation nicht, so daß in den oberen Anlagenteilen eine zu hohe Wassermasse berechnet wird.

Der vorausgerechnete Druck stimmt bis 20s gut mit dem gemessenen Druck überein. Nach 20s verläuft die vorausgerechnete Druckentlastung zu schnell, weil

- zu hohe Ausströmraten wegen der zu hohen Dichten im gebrochenen Kreislauf berechnet wurden
- der Strukturwärmeeintrag nicht berücksichtigt wurde.

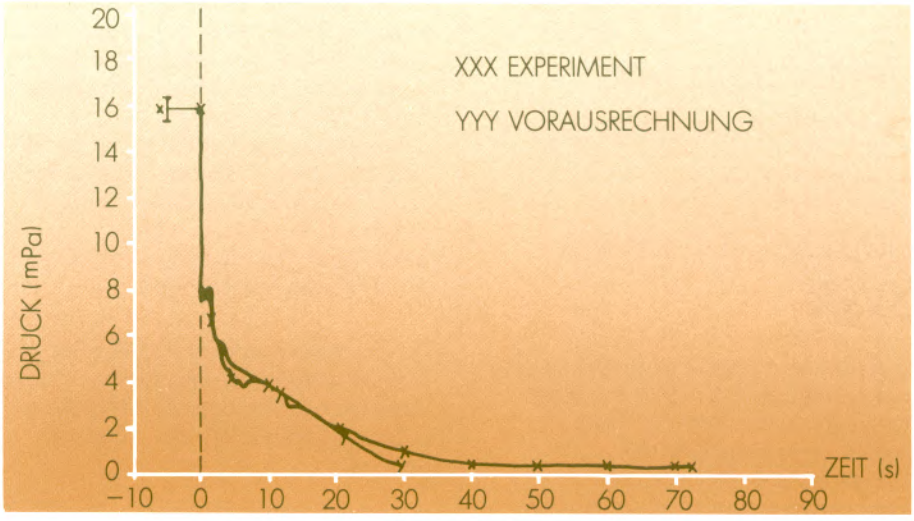


Bild 7: Druck vor der Ausströmdüse

Das vorausberechnete Maximum der Kerntemperatur liegt innerhalb der gemessenen Streubreite. Im späteren Verlauf des Blowdown wird die gemessene Temperatur überschätzt, da ohne Wiederbenetzung gerechnet wurde.

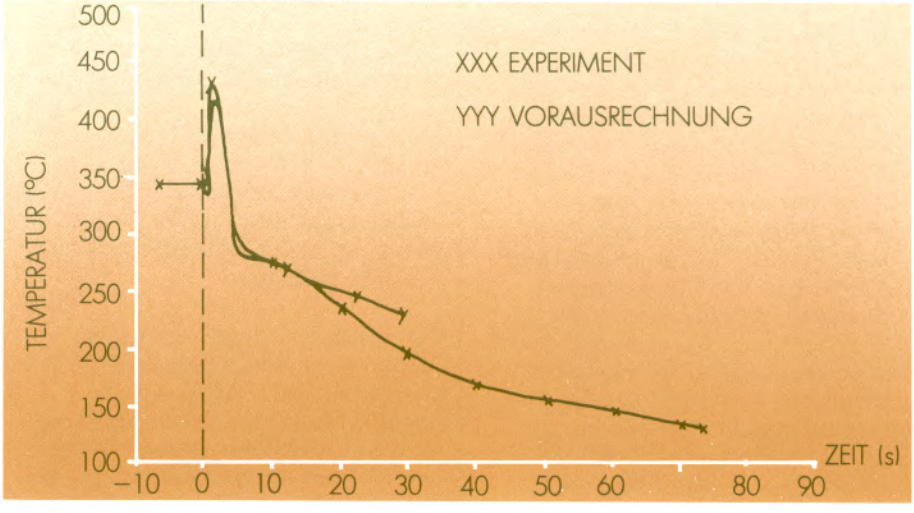


Bild 8: Heizleitertemperatur in Kernmitte

Zusammenfassung

Die Teilnahme der GRS an der internationalen LOBI PREDICTION EXERCISE bestätigte, daß mit dem Rechenprogramm DRUFAN-01/MOD2 eine realistische Vorhersage des Systemverhaltens einer DWR-spezifischen Versuchsanlage möglich ist. In der Nachanalyse konnte geklärt werden, daß die aufgetretenen Abweichungen zwischen der Vorausrechnung und dem Experiment auf der Rechenannahme der homogenen Strömung und der Vernachlässigung der Strukturwärme beruhten. Es ist das Entwicklungsziel für das Jahr 1981, eine DRUFAN-Version auf der Basis eines inhomogenen Modellansatzes bereitzustellen, die eine detaillierte Erfassung von Phasenseparationsvorgängen gestattet.

3.3 Anwendung und Verifikation von Transientenmodellen gezeigt am Beispiel für einen SWR

Die Entwicklung der Transientenmodelle und Kernmodelle für LWR hat einen fortgeschrittenen Stand erreicht. Es stehen Grundversionen der Anlagenmodelle ALMOS für Siedewasserreaktoren sowie ALMOD für Druckwasserreaktoren und ebenso das 3D-Kernmodell QUABOX-HYCA mit Parallelkanälen bereit. Die entwickelten Rechenprogramme stehen im Einsatz für spezielle Fragestellungen, z. B. Deutsche Risikostudie, Analyse von Transienten in Anschluß an den TMI-Störfall, wie auch für das Aufsichts- und Genehmigungsverfahren, z. B. Analyse von ATWS-Transienten oder Analyse des Kernverhaltens nach einem Frischdampfleitungsbruch. Der Einsatz im Genehmigungsverfahren erfolgt in enger Zusammenarbeit mit verschiedenen Technischen Überwachungs-Vereinen; sie soll hier besonders hervorgehoben werden. Die in zurückliegenden Jahren entstandenen Kontakte zum Nuclear Installation Inspectorate (NII) in Großbritannien und zu EURATOM in Ispra führten in beiden Fällen nach umfangreichen Anwendungsrechnungen zur Übernahme des Anlagenmodells ALMOD. Zum Erfahrungsaustausch über das Rechenmodell und zur Weiterentwicklung wurde eine weitere Zusammenarbeit vereinbart. In Tabelle 5 ist eine Auswahl von Anwendungsgebieten aufgeführt, für welche die Transientenprogramme bisher innerhalb der GRS und von externen Institutionen eingesetzt wurden.

Die Programmentwicklung für das DWR-Anlagenmodell zielt auf Modellerweiterungen für Anlagen mit Geradrohr-Dampferzeugern sowie auf den Einsatz von ALMOD zur Analyse der Anfangsphase von Störfällen mit kleinen Lecks im Primärkühlsystem. Die Arbeiten am 3D-Kernmodell umfassen eine verbesserte eindimensionale Beschreibung der Fluiddynamik sowie ein 3D-Fluiddynamikmodell.

Zur Darstellung des Einsatzes eines Transientenmodells und dessen Verifikation durch gezielte Versuche in Reaktoranlagen dient das folgende Beispiel.

In den USA wurden 1977 an einem Siedewasserreaktor, Peach-Bottom-2 (3300 MW_{th}), Versuche gefahren, bei denen umfangreiche Daten mit hoher Genauigkeit aufgezeichnet wurden. Bei einem Turbinenschnellschluß wurde die erste Scram-Anregung verzögert, womit starke Abweichungen vom Normalbetrieb bewußt herbeigeführt wurden. Die Versuche wurden aus mehreren Laststufen (47%, 61% und 69% der Nennlast) durchgeführt. Als Beispiel dient hier nur der Turbinenschnellschluß bei 47% Leistung.

Bevor mit den Modellrechnungen begonnen wurde, mußte das Anlagenmodell ALMOS um ein detailliertes Modell der Dampfleitung und der Umleitstation erweitert werden, weil bei der vorhandenen Anlage die Dampfleitung sehr lang ist und die in ALMOS bisher verwendete punktförmige Darstellung der Dampfleitung zu erheblichen Ungenauigkeiten in der Berechnung des Druckverlaufs geführt hätte. In den Bildern 9 und 10 ist der Vergleich zwischen gemessenen und gerechneten Werten für Druck und Neutronenfluß nach der Programmerweiterung dargestellt. In Bild 10 ist zusätzlich der Einfluß unterschiedlicher Annahmen zum Schlupf gezeigt.

Programm	Benutzer	Einsatzgebiet
ALMOS	Verschiedene TÜVs	Transienten im Genehmigungsverfahren, ATWS-Analysen
	GRS	Vergleich mit Experimenten (Peach Bottom Turbine Trip Tests)
	Junta de Energia Nuclear, Spanien	Inbetriebnahme-Versuche
ALMOD	Verschiedene TÜVs	Transienten im Genehmigungsverfahren, ATWS-Analyse
	GRS	Ereignisablaufanalysen zur Risikostudie, Transientenanalysen, Analyse des TMI-Störfalls, Nachrechnung von LOFT-Experimenten, Bewertung von Trainingssimulatoren
	GKSS	Theoretische Begleitung von Experimenten (Druckhalter)
	EURATOM, Ispra	Sensitivitätsstudien für Response-Surface-Methoden
	Nuclear Installations Inspectorate (NII), London	ATWS-Studien für Westinghouse-Anlagen
	CNEN, Brasilien	Störfallanalysen, ATWS-Studien
QUABOX/CUBBOX, QUABOX-HYCA	Verschiedene TÜVs	Kernauslegung, Reaktivitätsbilanz, Frischdampfleitungsbruch
	GRS	Ausfallkombinationen von Abschaltstäben, Überprüfung der Leistungsverteilungsmessung, Abschaltreaktivität
	IKE, Stuttgart	Methodenentwicklung
	INR, Karlsruhe	
	University of Virginia, USA	
	MIT, USA	
	AEC, Canada	
	CNEN-Brasilien	Kernauslegung
	Institutt for Atomenergie Halden, Norwegen	Kernregelung

Tabelle 5: Auswahl von Anwendungsgebieten für Transientenprogramme

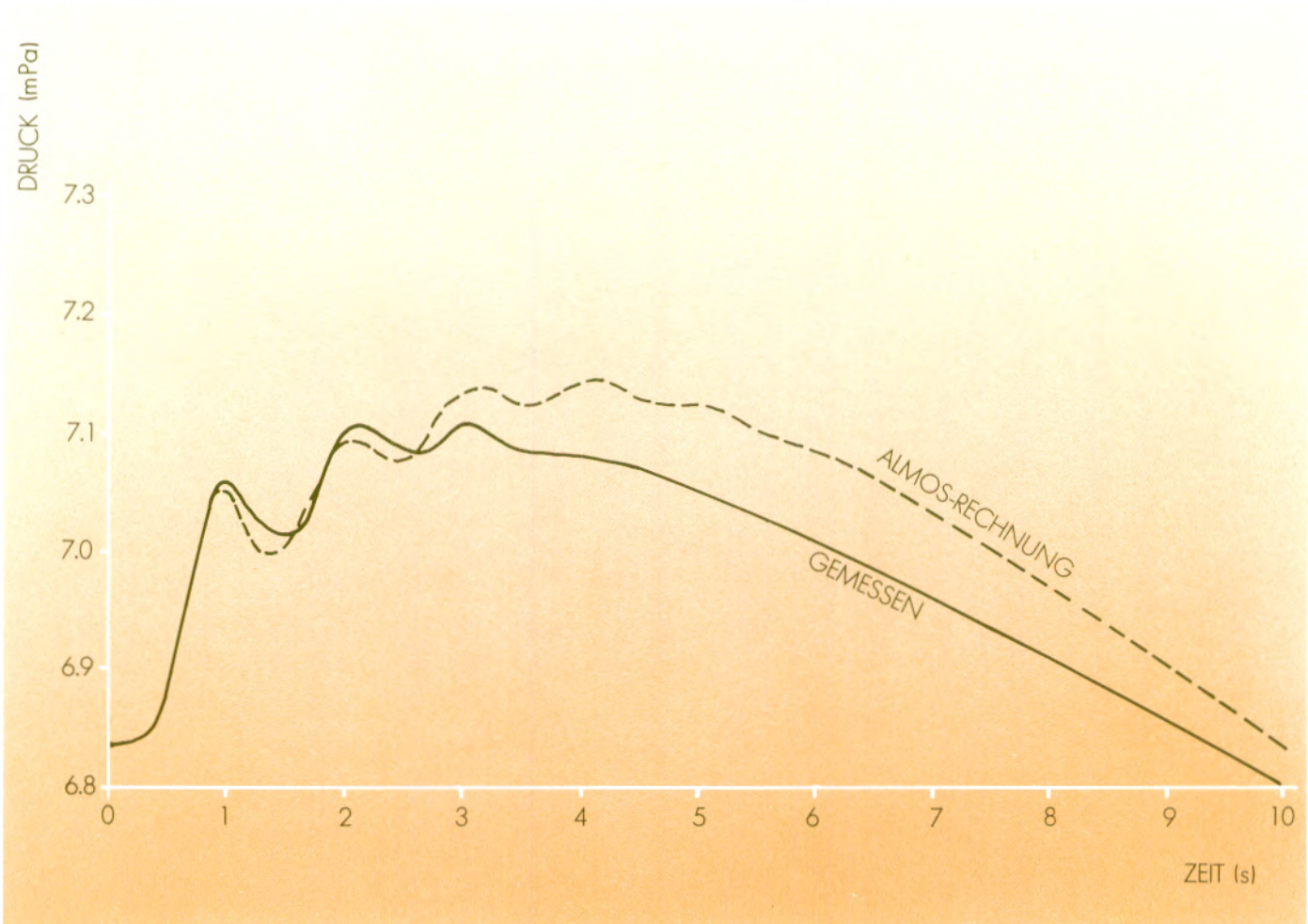


Bild 9: Druckverlauf nach Turbinenschnellschluß, Peach-Bottom-2 SWR

Die Druckstörung, die durch das abrupte Schließen der Turbinenschnellschlußventile (TSSV) in den Dampfleitungen ausgelöst wird, erreicht nach ungefähr 0,3 Sekunden den Reaktordruckbehälter. Zu diesem Zeitpunkt beginnt der Druckanstieg im Reaktor. Die damit verbundene Reaktivitätszufuhr (Moderatordichteeffekt) ergibt einen Anstieg der Leistung, die bei 0,76 Sekunden ein Maximum erreicht, welches das 4,6fache des Ausgangswertes beträgt. Die Abnahme der Leistung nach diesem Zeitpunkt wird durch mehrere Effekte bewirkt:

- Anstieg der Brennstofftemperatur (Doppler-Effekt)
- Beginn des Einfahrens der Regelstäbe (0,17 Sekunden nach Erreichen der Scramanregung durch hohen Neutronenfluß)
- Abnehmen der Moderatordichte.

Parameterstudien haben gezeigt, daß der größte Einfluß auf die Leistungsabsenkung über die Druckabnahme nach der ersten Druckwelle und die damit verbundene Moderatordichterückwirkung hervorgerufen wird.
Die durch das plötzliche Schließen der TSSV angeregte Druckschwingung in

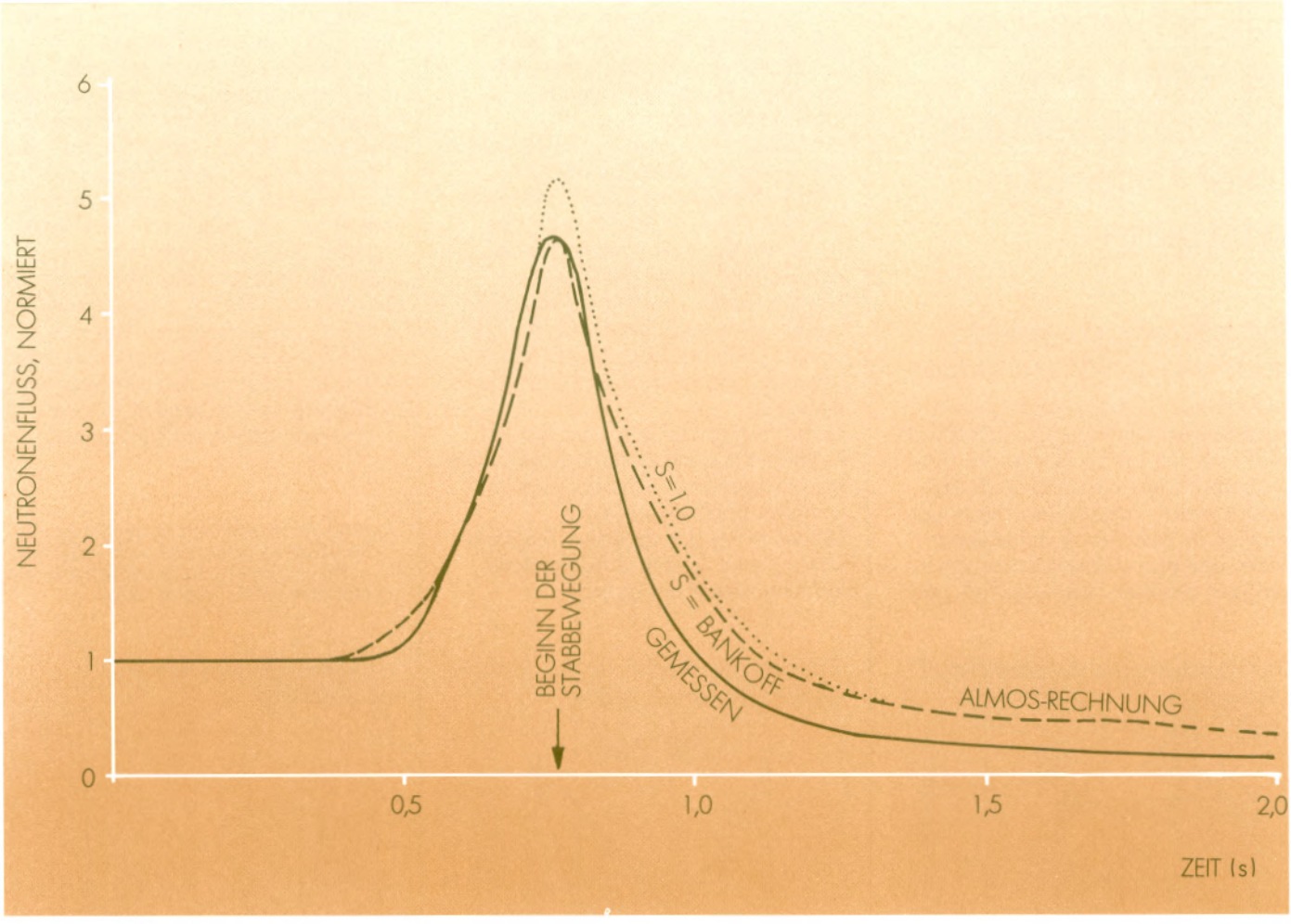


Bild 10: Neutronenflußverlauf nach Turbinenschluß
Einfluß der Schlupfbeziehung

der Dampfleitung wird durch Reibungseffekte gedämpft. Diese Schwingung überlagert sich dem allgemeinen Anstieg des Systemdruckes, der durch Ausfall der Wärmesenke des Systems hervorgerufen wird. Nach einiger Zeit jedoch beginnt eine Abnahme des Systemdruckes wegen Öffnen der Umleitstation und Reduktion der Wärmezufuhr an das Kühlmittel, verursacht durch den Scram.
Die gute Übereinstimmung der ALMOS-Ergebnisse mit den Messungen der TUSA Versuche bestätigt, daß dieses Anlagenmodell auch solche Transienten, die durch schnelle Druckstörungen charakterisiert sind, richtig beschreiben kann.
Eine ausführliche Analyse der experimentellen Ergebnisse und der Nachrechnungen [1] gibt Aufschluß über den Einfluß der einzelnen physikalischen Vorgänge auf den gesamten Transientenablauf.

[1] K. Hornyik, W. Frisch, R. Gill
Analyse der Turbinenschnellschlußtransienten des Peach Bottom 2-SWR mit dem Programm ALMOS, Atomkernenergie – Kerntechnik Bd. 35 (1980) Lfg. 4

3.4 Schwingungsverhalten eines Flutwasserbehälters unter Erdbebenanregung

Modellierung der Komponente und der Wassermassen

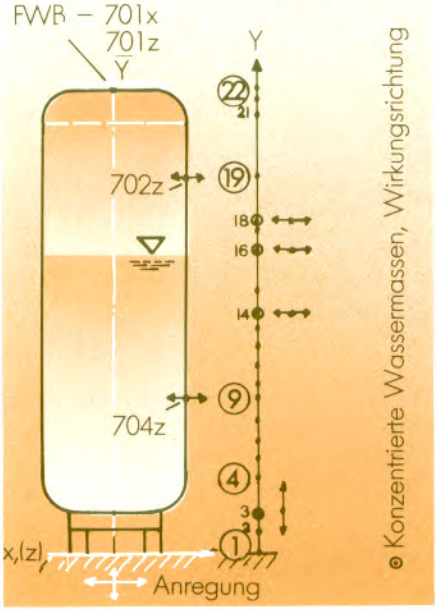
Die globale Strukturantwort auf erdbebenähnliche Anregungen läßt sich mit dem vom Fuß bis zur Spitze des Flutwasserbehälters einheitlichen Balkenmodell effektiv analysieren. Die hauptsächlich im Behälterfuß auftretenden hohen Beanspruchungen lassen sich zuverlässig ermitteln, wenn die Fuß- und Übergangskonstruktion sowie die Wasserfüllung des Behälters den physikalischen Gegebenheiten entsprechend ausreichend genau modelliert werden.

Die Fußkonstruktion des FWB stellt weder den Grenzfall eines homogenen Verbundbalkens, mit voller Wirksamkeit des Steiner'schen Anteils, noch das Pendant völlig entkoppelter Füße dar. An der Grundlage von Steifigkeitsabschätzungen wurden daher für die beiden untersten Balkenabschnitte äquivalente, zwischen beiden Grenzwerten liegende Trägheitsmomente ermittelt und eingesetzt.

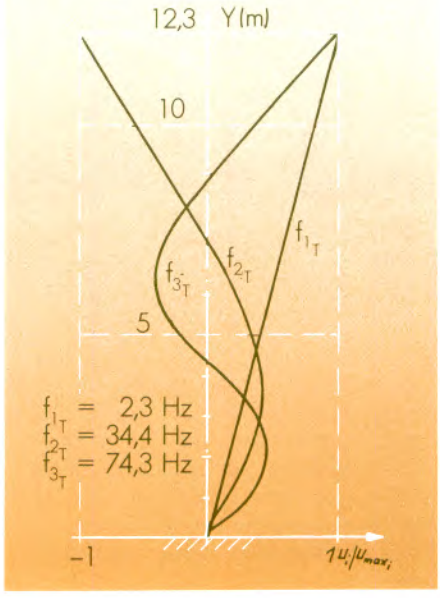
Unter Vernachlässigung der axialen Kräfteübertragung an der Behälterwand kam die gesamte Wassermasse im untersten Behälterknoten zur Modellierung der vertikalen Trägheitswirkung zum Ansatz. In horizontaler Richtung wurde ein als starr angenommener Wasseranteil in Form von Punktmassen auf die entsprechenden Strukturknoten unterhalb des Wasserspiegels gleichmäßig verteilt und ein als beweglich angenommener weiterer Anteil auf wenige Knoten in der Umgebung der freien Wasseroberfläche konzentriert. Diese Vorgehensweise bei der Aufteilung der Wassermassen und Bestimmung der Schwerpunktshöhe des schwappenden Anteils lehnt sich an die amerikanische Praxis der Behandlung solcher Probleme an (NASA-Modell [1]). Die axiale Höhe aller Wasser- und Struktureinzelmassen, einschließlich ihrer speziellen Wirkeinrichtungen, geht aus Bild 11 hervor.

[1] Structural Analysis and Design of Nuclear Plant Facilities. Editing Board and Task Group of the Committee on Nuclear Structure and Materials, ASME. January 1976

Flutwasserbehälter Balkenmodell 3D, Anregung in x-, y-, z-Richtung



Transversale Eigenformen in x-Richtung (z-Richtung nahezu gleich)



Longitudinale Eigenformen in y-Richtung

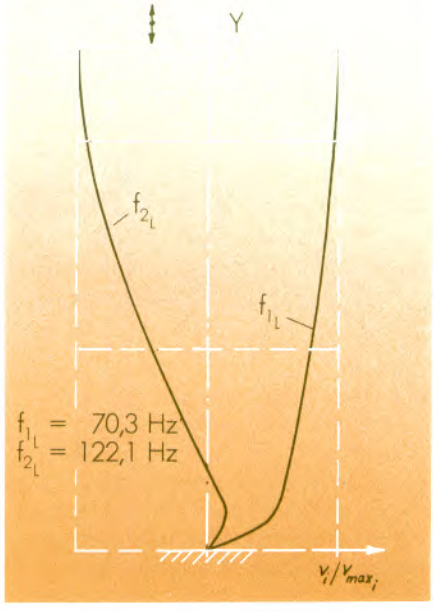


Bild 11: FWB-Balkenmodell: Eigenformen und -frequenzen, Meßstellenanordnung

Bestimmung des Modelleigenverhaltens

Der Massenmodellierung des FWB zugeordnet zeigt Bild 11 die ersten transversalen und longitudinalen Eigenformen und Eigenfrequenzen des Balkenmodells. Die Ergebnisse der mit den beiden Finit-Element-Programmen ADINA und ASKA parallel durchgeführten Eigenwertanalysen stimmen gut überein (bei den transversalen Eigenformen Abweichungen im Prozentbereich) und geben zumindest für die Biegeeigenformen die erwarteten Konfigurationen wieder. Die Übereinstimmung ist bemerkenswert, da sowohl im einzelnen Balkenelement als auch in der Eigenwertanalysenmethode zwischen den Programmen Unterschiede bestehen (ADINA: BEAM, Subspace Iteration Method; ASKA: BECOC, Householder Method).
Ein Vergleich zwischen der vorausberechneten ersten Biegeeigenfrequenz und der später am Originalbehälter durchgeführten Messung weist lediglich eine Abweichung von 6% vom gemessenen Mittel der beiden Horizontalrichtungen auf.

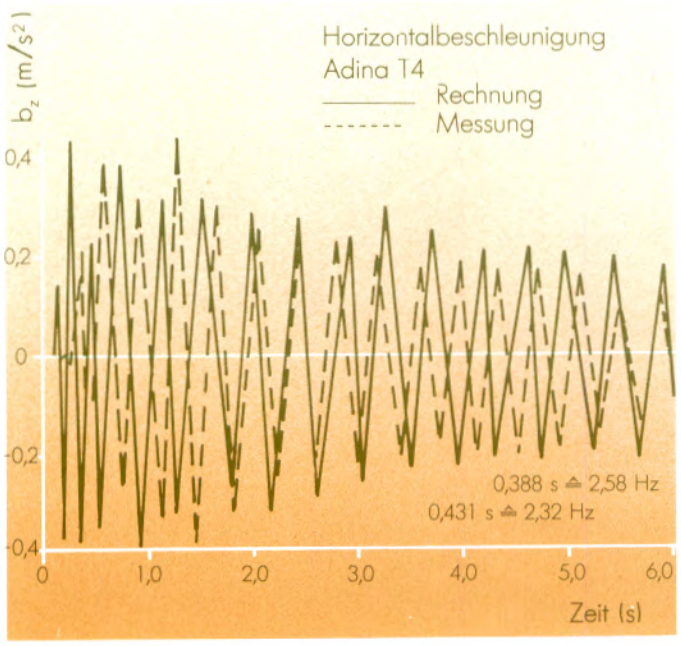
Response des FWB-Modells auf dynamische Anregung

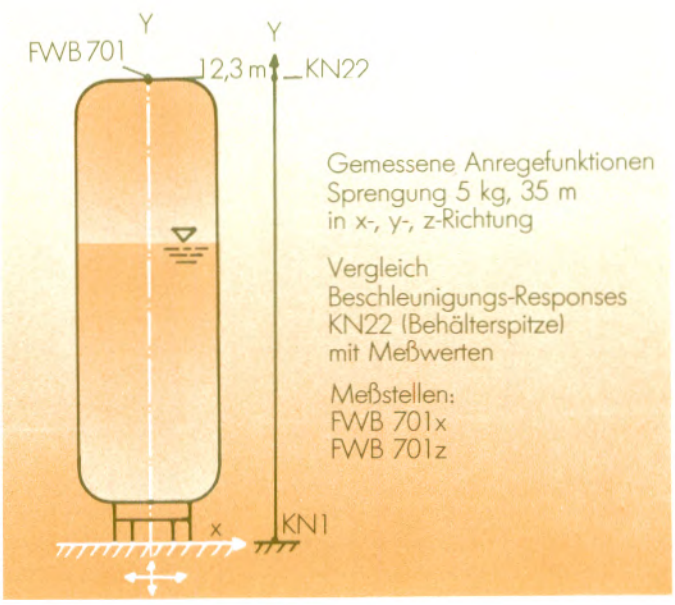
Der Ermittlung der Response des FWB-Modells lagen erdbebenähnliche Beschleunigungs-Zeit-Verläufe zugrunde, wie sie im Zuge einer Versuchssprengung[2]) am Aufstellort der FWB, auf einer Gebäudedecke, in den drei Achsrichtungen gemessen wurden. Aus diesen Beschleunigungsverläufen ergaben sich durch Ausfiltern des hochfrequenten Anteils und zweimalige Integration Verschiebungs-Verläufe, die dem Modellfußpunkt als eigentliche Anregefunktionen simultan eingeprägt würden.
Im Vergleich des Frequenzinhalts der Anregefunktionen mit den Modelleigenfrequenzen ergab sich der für die Time-History-Analysis zugrunde gelegte Zeitschritt von 4 ms. Wie die Ergebnisse zeigen, war er zur Beschreibung des dominierenden Modellbiegeschwingverhaltens im ersten und zweiten Mode sowie des ersten Längsmodes ausreichend klein gewählt. Testrechnungen mit einem Zeitschritt von 1 ms, für die adäquate Abbildung auch des zweiten Längsmodes, zeigten als Ergebnis einen vernachlässigbaren Einfluß auf den Kräftehaushalt in Längsrichtung.

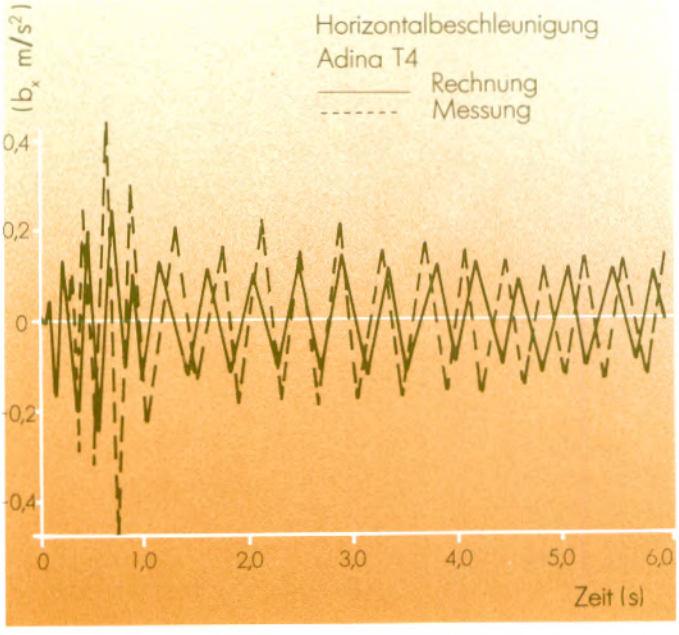
Auf Bild 12 sind die für den Vergleich idealisierten Beschleunigungszeitverläufe der beiden Horizontalrichtungen an der Behälterspitze aus Vorrechnung und Versuch mit einem Zeitschritt von 4 ms einander gegenübergestellt (zur Vertikalbeschleunigung liegt kein Versuchswert vor). Es zeigt sich im qualitativen Vergleich der Beschleunigungsverläufe ein prinzipiell gleiches Ausschwingverhalten von Versuch und Rechnung, geprägt hauptsächlich von der ersten Biegeeigenfrequenz. Die auftretende Phasenverschiebung erklärt sich aus der geringfügig unterschiedlich ersten Biegeeigenfrequenz zwischen Balkenmodell und Originalbehälter.
Quantitativ stimmen in der z-Richtung sowohl die Spitzenwerte im Zeitbereich der hohen Anregungsamplitude als auch diejenigen der Ausklingphase gut überein.
Im Vergleich des Ausschwingverhaltens in der Ausklingphase ergibt sich, daß der in der Vorausrechnung angesetzte Wert für Struktur- und Flüssigkeitsdämpfung von 2% der Wirklichkeit nahe kommt (gemessen etwa 1%).

Bild 13 zeigt schließlich die errechneten Verschiebungen des Punktes in der Behälterspitze in allen drei Richtungen. Meßwerte für Verschiebungen lagen nicht vor. Auch hier dominiert in den beiden Horizontalrichtungen die erste Biegeeigenfrequenz. Wie vorher bei den Beschleunigungen werden in x-Richtung wieder nur etwa halb so hohe Amplituden wie in der z-Richtung errechnet. Es gibt Hinweise dafür, daß dieser Unterschied in der Response der x-Richtung auf nicht modellierte Koppeleffekte zwischen mehreren, teilweise gefüllten, hintereinander stehenden Behältern zu suchen ist.

[2]) Im Rahmen des HDR-Versuchsprogramms EV 4000; Ladung 5 kg, Abstand 35 m







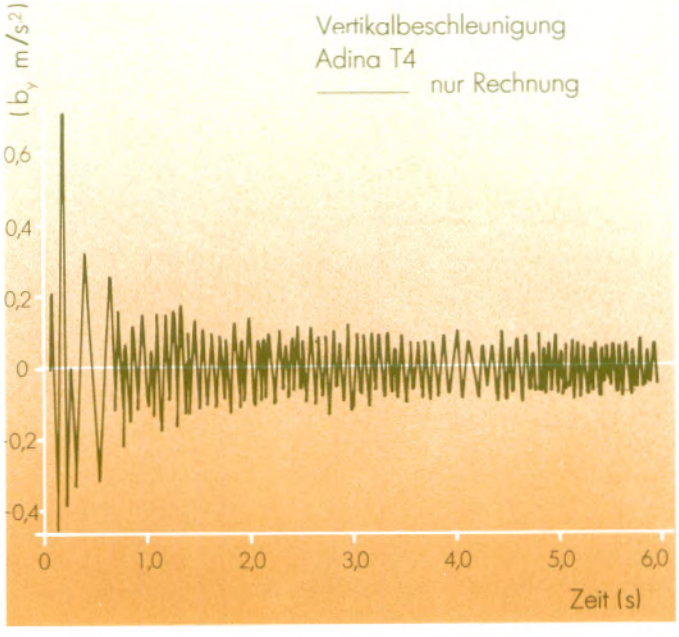
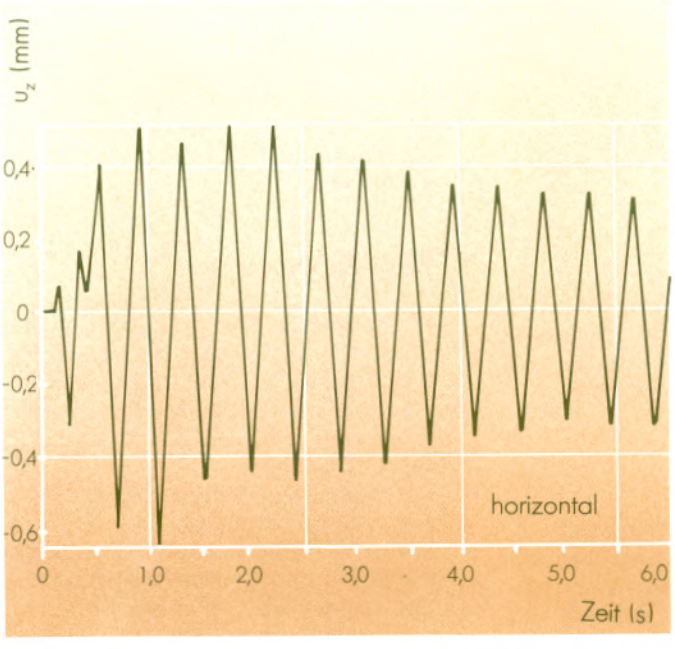
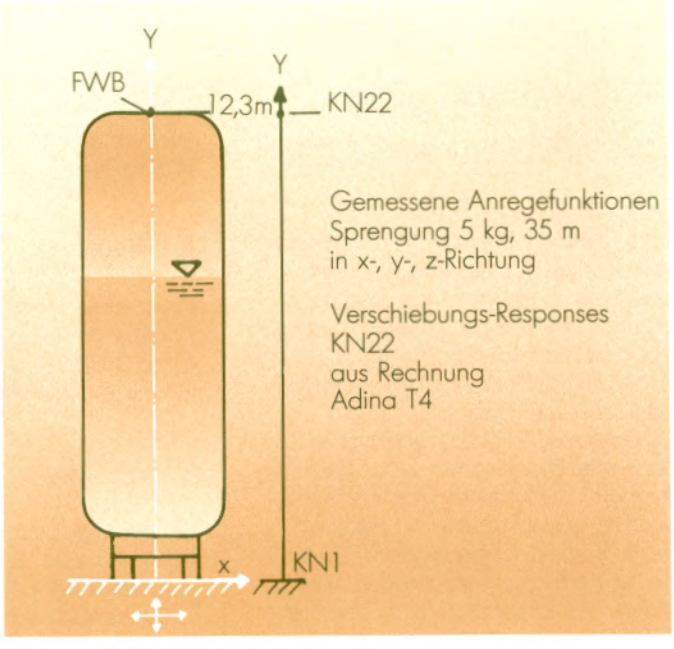
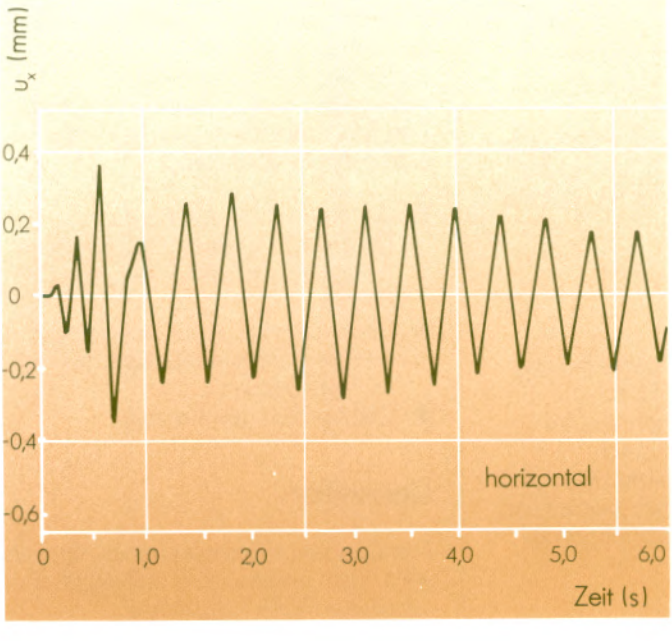


Bild 12: FWB-Balkenmodell:
Vergleich idealisierter Beschleunigungsverläufe, T4







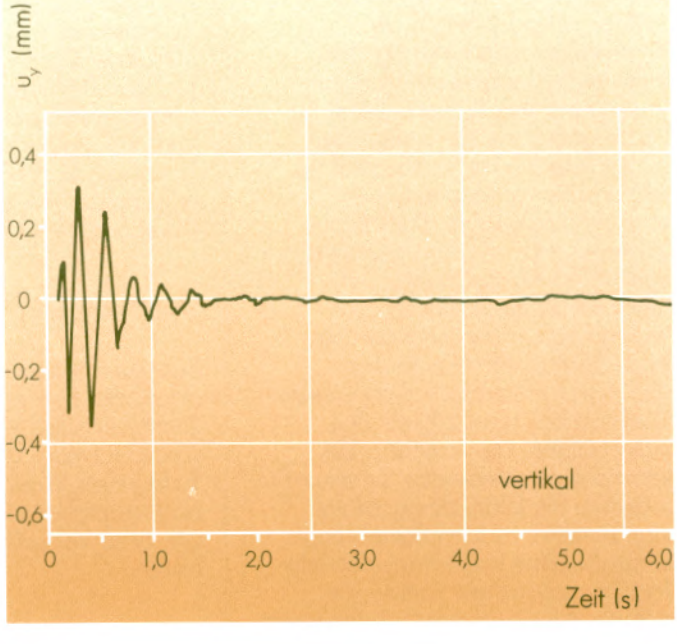


Bild 13: FWB-Balkenmodell:
Gerechnete Verschiebungen des Spitzenpunktes

3.5 Charakterisierung des aus Kernkraftwerken abgeleiteten Aerosols

Radioaktive Stoffe können in der Atmosphäre in zwei Erscheinungsformen vorkommen. Als typische Vertreter gasförmiger Radionuklide sind die Edelgase zu nennen. Daneben existieren jedoch auch noch gasförmige Stoffe, bei denen in die chemische Verbindung ein Radionuklid eingebaut ist, z. B. Kohlendioxid (CO_2) mit dem Isotop C14. Als zweite Modifikation sind radioaktive Feststoffe als luftgetragene Partikel zu nennen. Sowohl diese als Aerosol bezeichnete Erscheinungsform als auch die gasförmigen Radionuklide können natürlichen Ursprungs (z. B. kosmische Höhenstrahlung, spontaner Zerfall von Uran und Thorium) oder auch anthropogener Natur sein (z. B. Nukleare Explosionen in der Atmosphäre, zivile Nutzung der Kernenergie, medizinisch-technische Anwendung von Radionukliden).
Zur Untersuchung der potentiellen Strahlenexposition der Bevölkerung aufgrund der atmosphärischen Ableitung radioaktiver Partikel aus Kernkraftwerken werden gegenwärtig regelmäßig Aerosolproben auf Radionuklide analysiert. Diese Standardmessungen erlauben die Rekonstruktion der Aktivität von wöchentlich mit der Fortluft abgeleiteten, Gammastrahlung ermittierenden Radionukliden. Die Ableitung des Betastrahlenemittierenden Strontium-90 ist gering, die Bilanzierung erfolgt quartalsweise. Für den Betrieb von Kernkraftwerken ist die Frage nach der Ursache radioaktiver Partikel von Interesse. Am Kamin oder in Teilsträngen der Lüftungsanlage gemessene, den Wert der mittleren Aktivität weit übersteigende Luftaktivitäten für Edelgase und Jod lassen noch eine zeitliche Korrelation mit Leckagen aus dem Primärkreis oder mit dem Öffnen von Großkomponenten erkennen; die Zuordnung der Aerosolaktivität ist jedoch erschwert, da mehrere Mechanismen zur Entstehung radioaktiver Partikel bekannt sind.

Erosion

Kontaminierte, mit der Raumluft in Kontakt stehende Oberflächen platzen durch Erosion auf und können luftgetragene Partikel freisetzen.

Versprühen

Bei Leckagen an druckführenden Leitungen kann durch Versprühen kontaminierter Flüssigkeiten ein Tröpfchenaerosol in die Raumluft freigesetzt werden. Größere Tröpfchen erreichen schnell den Boden (Sedimentation) und scheiden sich bei Vorhandensein einer Aufprallfläche gut auf dieser Fläche ab (Impaktion). Kleinere Tröpfchen können auch luftgetragen bleiben. Infolge Verdunstung der Flüssigkeit während des Transports können sich aufgrund der erheblichen Volumenreduktion kleinste Feststoff-Partikel bilden.

Verdampfen

Beim Austritt unter Druck stehender und überhitzter Flüssigkeiten (z. B. Primärkühlmittel) verdampft ein Teil spontan. Dabei können durch Turbulenzen in der überhitzten Flüssigkeit auch Tröpfchen mitgerissen werden und, wie beim Versprühen, Feststoffpartikel bilden.

Wartungs- und Reparaturarbeiten

Die während Wartungs- und Reparaturarbeiten erforderlichen Manipulationen können durch Vibration radioaktive Partikel von kontaminierten Oberflächen freisetzen.

Resuspension

Radioaktive Partikel, die sich auf freien Oberflächen abgesetzt haben, können wieder in die Raumluft abgegeben werden, wenn durch den Luftstrom eine Aufwirbelung (Resuspension) des Staubes erfolgt.
Die möglichen Mechanismen zur Aerosolentstehung und die unterschiedlichen Einflüsse während des Aerosoltransports in der Anlage und in der Atmosphäre sind in Bild 14 schematisch dargestellt. Zur vollständigen Charakterisierung eines radioaktiven Aerosols im Hinblick auf die gesundheitlichen Auswirkungen auf den Menschen sind die die chemisch-physikalischen Eigenschaften bestimmenden Parameter erforderlich. Drei Merkmale eines Aerosols haben eine zentrale Bedeutung:

- Die Deposition von Partikeln, z. B. Deposition im Atemtrakt, Deposition auf landwirtschaftlich genutzten Flächen
- Die chemische Zusammensetzung und die Löslichkeit des Radionuklids im Einzelpartikel
- Die Aktivität des Aerosols

Deposition

Das Depositionsverhalten eines Aerosols wird durch Angabe der Partikelgrößenverteilung (PGV) hinreichend beschrieben. Partikelgrößenverteilungen werden in der Aerosolphysik auf den aerodynamisch-äquivalenten Durchmesser (AED, aerodynamic

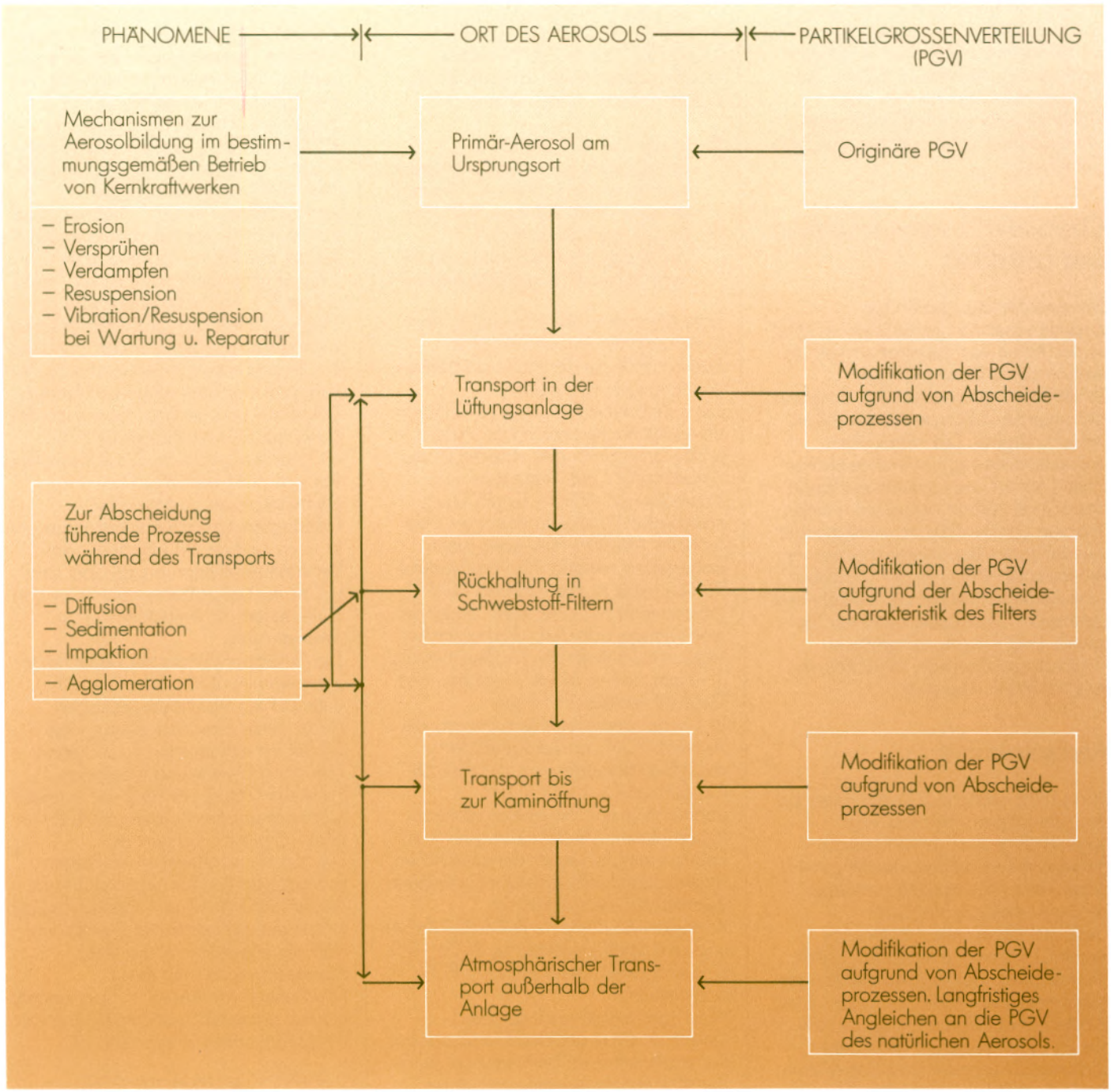


Bild 14 : Schema zur Beschreibung eines aus Kernkraftwerken in die Atmosphäre abgeleiteten Aerosols

equivalent diameter) kugelförmiger Partikel mit Einheitsdichte bezogen. Ein Schwermetallpartikel und ein Rußpartikel mit demselben AED haben so dieselbe Sedimentationsgeschwindigkeit. Die Partikelgrößenverteilungen des Abluftaerosols von Kernkraftwerken wurde bisher nur in wenigen Anlagen gemessen.

Chemische Zusammensetzung und Löslichkeit

Die Analyse der chemischen Zusammensetzung radioaktiver Partikel in der Abluft von Kernkraftwerken ist wegen der äußerst geringen Stoffmassen sehr aufwendig, aufgrund der neuesten Mikroanalysetechniken jedoch möglich. Die chemische Zusammensetzung hat maßgeblichen Einfluß darauf, wie schnell in der Lunge deponierte Partikel abgebaut werden und wie gut die Pflanzenverfügbarkeit von am Boden deponierten Partikeln ist. Bei fehlender Kenntnis der Löslichkeit wird gegenwärtig bei der Berechnung potentieller Strahlenexpositionen die jeweils ungünstigste, zu größeren Organdosen führende Löslichkeit von Radionukliden unterstellt.

Aerosolaktivität

Die nuklidspezifische Zusammensetzung des radioaktiven Aerosols wird gegenwärtig durch kontinuierliche Probennahme bestimmt, allerdings wird dabei über alle Partikeldurchmesser integriert, weil nur Filter von Gesamtstaubsammlern untersucht werden. Es ist nicht zu erwarten, daß in Einzelpartikeln aus Kernkraftwerken ein bestimmtes Radionuklid homogen verteilt ist oder nur eine Radionuklidsorte bzw. alle im Nuklidspektrum gefundenen Radionuklide vertreten sind. Daher kann die Anzahl-PGV noch nichts über die Aktivitäts-PGV aussagen. Dazu ist eine Nuklidanalyse pro Partikelgrößenintervall erforderlich. Wenn z. B. 10% der Cs-137-Aktivität auf das Partikelgrößenintervall 0–1 µm entfiele, kann die Deposition dieser Cs-137-Partikel abgeschätzt werden, aber folgende Fragen bleiben dabei offen:

- Ist die Cs-137-Aktivität im Einzelpartikel homogen verteilt oder liegt im wesentlichen ein schwach kontaminiertes Staubpartikel vor?
- Tragen wenige Partikel den überwiegenden Aktivitätsanteil im untersuchten Partikelgrößenintervall?

Erste experimentelle Erfahrungen zur Verteilung der Aktivität einzelner Radionuklide auf die Partikelgrößenfraktionen zeigen folgendes:
Die in Zeitintervallen von ca. 2 Wochen untersuchten Aerosolproben weisen große Schwankungen hinsichtlich der Aktivitäts-PGV auf. Außerdem sind oberhalb von AED = 10 µm kaum radioaktive Partikel zu erwarten. Eine typische Aktivitäts-PGV kann nicht angegeben werden. Für verschiedene Radionuklide ist die Aktivitäts-PGV unterschiedlich. Daher kann angenommen werden, daß die Nuklidzusammensetzung in Partikeln des Größenintervalls 1–2 µm anders ist als in solchen des Größenintervalls 7–10 µm.
Es wurde weiterhin untersucht, ob die Aktivitäts-PGV von Radionukliden desselben Elements wie z. B. für Co 58, Co 60 und Cs 134, Cs 137 übereinstimmen. Die Meßergebnisse lassen diese Schlußfolgerung nicht zu. Ebensowenig ist wegen der erheblichen Streuung der Meßwerte für verschiedene Zeitintervalle den aktivierten Korrosionsprodukten (z. B. Co 60, Mn 54) und den Spaltprodukten (z. B. Cs 137) eine charakteristische Aktivitäts-PGV zuzuordnen.
Nach den bisher vorliegenden Untersuchungsergebnissen ist für das aus Kernkraftwerken im bestimmungsgemäßen Betrieb abgeleitete radioaktive Aerosol von Partikeldurchmessern zwischen 0,05 und 10 µm auszugehen, weil auf Partikel in diesem Bereich fast die gesamte Aerosolaktivität entfällt. Die zur Partikelabscheidung führenden Prozesse Diffusion, Sedimentation, Agglomeration und Impaktion bewirken langfristig, daß die Partikelgrößenverteilung sich zugunsten schlecht abscheidbarer Partikelgrößen – Durchmesser von etwa 0,5 µm – verschiebt und sich damit der PGV des in der Atmosphäre vorhandenen Aerosols annähert. Von Partikeln der Kaminluft, vorausgesetzt, sie haben auf ihrem Transport vom Ursprungsort die hochabscheidenden Schwebstoff-Filter passiert, wäre eine Häufung der Anzahl im Durchmesserbereich um 0,5 µm denkbar, denn für diese Partikelgröße besitzt die Abscheidecharakteristik der Filter wegen schlechter Diffusions- und Sedimentationsabscheidung auf den Filterfasern für AED = 0,5 µm ein Minimum. Diese Vermutung hat sich nicht bestätigt. Die Meßergebnisse gestatten keine Differenzierung nach Abluftsträngen, die je nach Anlage mit Zwangs- oder Bedarfsfilteranlagen ausgerüstet sind, um die Partikelgrößenverteilung vor und hinter einem Schwebstoff-Filter zu rekonstruieren.
Die Aktivitäts-PGV der bei Aktivitätskonzentration im 10^{-15} Ci/m³-Bereich untersuchten Abluftaerosolproben geben erste Hinweise darauf, daß weder mit extrem kleinen, zu hoher Diffusionsabscheidung führenden Partikeln < 0,05 µm noch mit schnell sedimentierenden Partikeln mit AED von über 10 µm zu rechnen ist.
Die aus Kernkraftwerken emittierten radioaktiven Partikel liegen damit im Bereich AED ≦ 10 µm und können als lungengängig betrachtet werden, so daß die Modellannahme eines Standardaerosols mit einem Medianwert von AMAD = 1 µm (activity median diameter)*) zur Berechnung von Inhalationsdosen hinreichend ist.

*) AMAD = 1 µm bedeutet, daß 50% Aerosolaktivität einer als log-normal-Verteilung angenommenen PGV durch Partikel mit AED ≦ 1 µm repräsentiert wird.

Bild 15: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld

3.6 Handeingriffe in das Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem eines Kernkraftwerkes hat die Aufgabe, die für die Sicherheit der Reaktoranlage und der Umgebung wesentlichen Prozeßvariablen zu erfassen und zu verarbeiten und im Bedarfsfalle automatisch Schutzaktionen auszulösen, um den Zustand der Reaktoranlage innerhalb sicherer Grenzen zu halten. Die Auslösung von Schutzaktionen muß grundsätzlich automatisch erfolgen, da bei der Mehrzahl aller Störfälle eine sehr rasche Reaktion mit kurzfristiger Betätigung einer Vielzahl von Sicherheitseinrichtungen erforderlich ist und das menschliche Auffassungs- und Entscheidungsvermögen gerade unter den u. U. bei Störfällen auftretenden Streßbedingungen eine zu geringe Sicherheit gegen Fehlentscheidungen bzw. Fehlhandlungen bietet. Auf eine automatische Auslösung einer Schutzaktion darf nur in begründeten Ausnahmefällen verzichtet werden. Bei solchen Ausnahmefällen muß die für die erforderlichen Handeingriffe zur Verfügung stehende Zeitspanne zwischen Erkennbarkeit der Störung und Erreichen gefährlicher Anlagenzustände mindestens 30 Minuten betragen. Da also fast alle Schutzaktionen automatisch vom Reaktorschutzsystem ausgelöst werden müssen, hängt die Sicherheit der Reaktoranlage u. a. unmittelbar von der Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit des Reaktorschutzsystems ab. Aus diesem Grunde darf die Zuverlässigkeit des Reaktorschutzsystems weder durch einzelne Ausfälle noch durch Eingriffe des Anlagenpersonals in unzulässiger Weise eingeschränkt werden.
Ausgelöst durch einen Störfall am 18.6.1978 im Kernkraftwerk Brunsbüttel, in dessen Verlauf das Anlagenpersonal durch gezielte Eingriffe eine automatische Reaktorschnellabschaltung verhinderte, wurde das Problem unzulässiger Handeingriffe in das Reaktorschutzsystem bzw. das Sicherheitssystem verstärkt in den Vordergrund der Sicherheitsbetrachtungen von Kernkraftwerken gerückt. Die GRS hat im Rahmen von Gutachten untersucht, welche Eingriffe in das Reaktorschutzsystem erforderlich sind, welche als unzulässig einzustufen sind und wie unzulässige Eingriffe verhindert bzw. erschwert werden können. Im folgenden sollen die wesentlichsten Erkenntnisse zu dieser Fragestellung dargestellt werden, soweit sie allgemein und nicht nur für eine bestimmte Anlage gültig sind.

Notwendigkeit von Eingriffen in das Reaktorschutzsystem

Die erforderliche Zuverlässigkeit des Reaktorschutzsystems läßt sich nicht unverlierbar durch geeignete Konstruktion und Fertigung im Rahmen der Errichtung des Kernkraftwerkes realisieren, sondern erfordert zuverlässigkeitserhaltende Maßnahmen während der gesamten Betriebszeit der Anlage. Im Rahmen dieser zuverlässigkeitserhaltenden Maßnahmen sind auch Eingriffe in das Reaktorschutzsystem unerläßlich. Der Umfang solcher notwendigen Eingriffe wird zwar gering gehalten durch z. B.:

- den Einsatz zuverlässiger Geräte
- fehlertolerierende Strukturen der Systeme (Redundanz, Auswahlschaltungen)
- Einrichtungen zur Selbstüberwachung in allen Teilen des Reaktorschutzsystems.

In einem gewissen Mindestumfang bleiben jedoch Eingriffe in das Reaktorschutzsystem unvermeidbar notwendig, z. B. zur

- Instandhaltung des Reaktorschutzsystems (Inspektion, Prüfung, Fehlersuche, Reparatur)
- Kalibrierung und Nachjustierung elektrischer Einstellgrößen
- Anpassung des Reaktorschutzsystems an bestimmte System- und Anlagenzustände.

Eingriffe zum Zwecke der Instandhaltung sind vorzunehmen zur Reparatur ausgefallener Komponenten. Solche Reparaturen lassen sich in der Regel durch einfachen Austausch der steckbaren Geräte durchführen. Nur Ausfälle in der Verdrahtung erfordern kompliziertere Eingriffe zur Reparatur. Eingriffe in das Reaktorschutzsystem sind jedoch teilweise bereits erforderlich, um Ausfälle zu erkennen und zu lokalisieren. Das Reaktorschutzsystem moderner Kernkraftwerke ist zwar durchgehend mit Einrichtungen zur Selbstüberwachung ausgestattet, wodurch sich die meisten Fehler und Ausfälle selbst melden. Es ist jedoch technisch nicht möglich, das Reaktorschutzsystem so aufzubauen, daß jeder beliebige Ausfall selbständig gemeldet wird. So ist es nach derzeitigem Stand von Wissenschaft und Technik beispielsweise bei analogen Meßgeräten nicht möglich, während des Normalbetriebes der Anlage festzustellen, ob die Geräte über den vollen vorgesehenen Meßbereich funktionsfähig sind, wenn die während des Normalbetriebes meist lange Zeit unveränderlichen Prozeßvariablen richtig angezeigt werden. Eine Beeinträchtigung der ordnungsgemäßen Funktion in einem anderen Teil des Meßbereiches kann daher nur festgestellt werden, wenn sich die gemessenen Prozeßvariablen ändern (bzw. gezielt geändert werden) und sich in dem beeinträchtigten Teil des Meßbereiches bewegen. Um solche, nicht selbstmeldende Ausfälle entdecken zu können, müssen daher in regelmäßigen Zeitabständen wiederkehrende Prüfungen vorgesehen werden. Diese Prüfungen erfordern zum Teil

unmittelbare Handeingriffe in das Reaktorschutzsystem, zum Teil sind sie halbautomatisiert von der Warte aus durchzuführen, wobei die Verfügbarkeit des Reaktorschutzsystems nicht eingeschränkt wird. Während häufig gleichzeitig mit der Erkennung eines Ausfalles auch feststeht, welche Komponente ausgefallen ist, muß in anderen Fällen zusätzlich in das Reaktorschutzsystem eingegriffen werden, um einen erkannten Ausfall zu lokalisieren.
An bestimmten Stellen, sowohl im Analogteil als auch im Logikteil des Reaktorschutzsystems, sind Einrichtungen zur Kalibrierung und Nachjustierung von elektrischen Einstellgrößen wie z. B. zur Einstellung von Referenzspannungen oder Laufzeiten sowie Einrichtungen zur Kalibrierung bzw. Nachjustierung von elektrischen Größen wie z. B. Nullpunkt, Verstärkung etc. erforderlich. Die Einstellung bzw. Nachjustierung der entsprechenden elektrischen Größen kann in manchen Fällen auch während des Reaktorbetriebes erforderlich sein. Ein Beispiel für regelmäßig notwendige Nachjustierung ist die etwa monatlich durchzuführende Nachstellung des Verstärkungsfaktors bei den Baugruppen zur Neutronenflußmessung im Leistungsbereich infolge des Abrandes der für die Messung verwendeten Spaltkammern.
Andere Neueinstellungen bzw. Nachjustierungen sind nach Bedarf durchzuführen, wenn z. B. bei wiederkehrenden Prüfungen zufällig aufgetretene kleinere Driftabweichungen entdeckt werden.
Manche Anlagen- bzw. Systemzustände erfordern eine Anpassung des Reaktorschutzsystems. Beispiele für solche Anpassungen sind:

- Umschaltung der Neutronenfluß-meßbereiche beim Anfahren
- Überbrückung oder Unscharfschalten von Schutzaktionen z. B. während des Anlagenstillstandes
- Rücksetzen von Schutzaktionen in Abhängigkeit vom Störfallablauf (Langzeitmaßnahmen)
- Anpassung des Reaktorschutzsystems an den Betrieb der Reaktoranlage mit ausgefallenen Komponenten des Betriebssystems (z. B. einer ausgefallenen Hauptspeisewasserpumpe).

Während eine Vielzahl entsprechender Umschaltungen automatisiert ist, ist es in einigen Fällen zweckmäßig, die Umschaltung von Hand durchzuführen.

Unzulässige Eingriffe

Die Zulässigkeit bzw. Unzulässigkeit eines Eingriffes in das Reaktorschutzsystem kann davon abgeleitet werden, ob und in welchem Maße die Sicherheit der Reaktoranlage beeinträchtigt wird. In diesem Zusammenhang sind entscheidend,

- der Betriebszustand der Reaktoranlage,
- die Auswirkungen des Eingriffs,
- die Art der betroffenen Schutzaktion
- der Zustand des Sicherheitssystems zum Zeitpunkt des Eingriffs.

Die Zulässigkeit bzw. Unzulässigkeit eines Eingriffes hängt zunächst ab vom jeweiligen Betriebszustand der Reaktoranlage. Manche Störfälle sind nur in bestimmten Betriebszuständen, z. B. nur während des Leistungsbetriebes, nicht jedoch während des Anlagenstillstandes, möglich. Dementsprechend müssen die für solche Störfälle vorgesehenen Schutzaktionen nur während bestimmter Anlagenzustände verfügbar sein, während sie in anderen Betriebszuständen unwirksam geschaltet werden dürfen und z. B. für Revisionsarbeiten aus Gründen des Arbeitsschutzes eventuell sogar unwirksam geschaltet werden müssen. Abhängig vom Betriebszustand der Reaktoranlage kann ein bestimmter Eingriff einmal unzulässig, ein andermal zulässig oder gar notwendig sein.

Die Zulässigkeit bzw. Unzulässigkeit eines Eingriffes hängt weiterhin ab von dessen Auswirkungen auf die jeweils betroffenen Schutzaktionen. Durch Eingriffe in das Reaktorschutzsystem kann zum einen die Verfügbarkeit zur Störfallbeherrschung erforderlicher Schutzaktionen reduziert werden. Hierzu können alle auslösehemmenden Eingriffe führen, aber auch Eingriffe, die auslösegerichtet auf nicht-eindeutig-sicherheitsgerichtete Schutzaktionen wirken. Die Anlagensicherheit kann zum anderen vermindert werden durch Eingriffe, die auslösegerichtet wirken auf Schutzaktionen, die bei Fehlauslösung Störfälle oder störfallähnliche Zustände verursachen oder verschlimmern können.
In allen genannten Fällen ist zu unterscheiden, ob die Eingriffe nur zur Erhöhung der Nichtverfügbarkeit bzw. Fehlauslösungswahrscheinlichkeit der betroffenen Schutzaktionen führen (z. B. bei einkanaligem Eingriff in redundante, 2v3-bewertete Kanäle) oder ob eine vollständige Blockierung bzw. (Fehl-) Auslösung einer Schutzaktion verursacht wird (z. B. bei mehrkanaligen Eingriffen). Im ersten Fall ist die Anlagensicherheit zwar reduziert, aber aufgrund des redundanten Aufbaus des Sicherheitssystems immer noch in ausreichendem Maße gewährleistet. Die entsprechenden Eingriffe sind dann zulässig. Im zweiten Falle kann die Anlagensicherheit in unzulässiger Weise reduziert oder aufgehoben sein. Hierzu führende Eingriffe sind unzulässig.
Schließlich wird die Zulässigkeit bzw. Unzulässigkeit eines Eingriffes in das Reaktorschutzsystem auch mitbestimmt vom Zustand der durch den Eingriff nicht unmittelbar betroffenen Teile des Sicherheitssystems. Ein Eingriff, der z. B. einen von mehreren Kanälen unverfügbar macht (z. B. durch Simulation von Signalen zu Prüfzwecken)

und der für sich alleine betrachtet wegen des Vorhandenseins der redundanten Kanäle zulässig ist, wird dann unzulässig, wenn einer oder mehrere der redundanten Kanäle bereits ausgefallen ist bzw. ausgefallen sind.

Maßnahmen gegen unzulässige Eingriffe

Zur Verhinderung bzw. Erschwerung unzulässiger Eingriffe können folgende Maßnahmen eingesetzt werden:

- schaltungstechnische Absicherungen
- Meldung und Dokumentation von Eingriffen oder deren Auswirkung und daraus abzuleitende Gegenmaßnahmen des Anlagenpersonals gegen unzulässige Eingriffe
- administrative Maßnahmen
- Aufsicht durch die Genehmigungsbehörde

Schaltungstechnische Maßnahmen stellen hierbei die wirksamsten Absicherungen dar. Wo solche Maßnahmen möglich sind und nicht wichtige Gründe gegen ihre Realisierung sprechen, ist ihnen der Vorzug zu geben. Überall dort, wo schaltungstechnische Maßnahmen nicht möglich, nicht zweckmäßig oder nicht ausreichend sind, gewinnen die anderen Maßnahmen an Bedeutung.
Wie weiter oben dargestellt wurde, sind alle Eingriffe als unzulässig einzustufen, die dazu führen, daß notwendige Schutzaktionen verhindert oder daß nicht eindeutig sicherheitsgerichtete Schutzaktionen oder störfallauslösende Aktionen fehlerhaft ausgelöst werden. Die wirkungsvollsten realisierten schaltungstechnischen Maßnahmen gegen entsprechende Auswirkungen einzelner Eingriffe (Eingriff nur an einer Stelle) in das Reaktorschutzsystem stellen dar:

- der durchgehend redundante Aufbau des Reaktorschutzsystems mit 2v3-Bewertungen wichtiger bzw. kritischer Signale
  bzw. Unterteilung von Schutzaktionen in z. B. vier Schutzteilaktionen
- getrennte Signalbildung und Signalverarbeitung in getrennten Teilen des Reaktorschutzsystems für verschiedene bzw. redundante Schutzaktionen und Schutzteilaktionen.

Hierdurch werden fehlerhafte Eingriffe in einzelne Signalkanäle tolerierbar.
Weitere schaltungstechnische Gegebenheiten gegen Fehler bei der Durchführung von einzelnen Eingriffen zu Instandhaltungszwecken sind:

- Einsatz zuverlässiger Geräte. Hierdurch wird die Notwendigkeit, zu Wiederholungsprüfungen und Reparaturen ins Reaktorschutzsystem einzugreifen, auf ein Minimum reduziert.
- Einrichtungen zur Selbstüberwachung in allen Teilen des Reaktorschutzsystems, um die Notwendigkeit von Eingriffen zu Prüfzwecken gering zu halten und auch um die Auswirkungen von Eingriffen sofort erkennbar zu machen.
- Vorgegebene, fest installierte Einrichtungen zur einfachen und damit weniger mit der Gefahr von Fehlern behafteten Durchführung notwendiger Prüfeingriffe (z. B. Prüfbuchsen, Prüfschalter und -taster, eingebaute Prüfsignalgeber). Hierdurch werden vor allem auch Prüfeingriffe im Bereich der Verdrahtung unnötig.
- Standardisierte Gerätesysteme. Sie ermöglichen eine bessere Durchschaubarkeit der Systeme, reduzieren dadurch Irrtümer bei Instandhaltungsmaßnahmen und vereinfachen Reparaturen.
- Schaltungstechnische Einrichtungen zur Durchführung von Wiederholungsprüfungen z. B. für den Logikteil von der Warte aus, um unmittelbare Eingriffe in diesen Teil des Reaktorschutzsystems zu Prüfzwecken unnötig zu machen. Hierbei erhalten Reaktorschutzsignale, soweit erforderlich, Vorrang vor den von der Warte aus durchgeführten Prüfungen. Dadurch bleiben die Steuerungen auch während Prüfungen für Reaktorschutzaktionen verfügbar.
- Melde- und Lampenleitsystem zur Reduzierung der Notwendigkeit von Eingriffen in das Reaktorschutzsystem zum Zwecke der Fehlersuche.
- Leichte Austauschbarkeit der eingesetzten Geräte und Baugruppen zur Vermeidung von Fehlern bei Reparaturen.
- Justiermöglichkeiten (z. B. Potentiometer) auf der Frontplatte der Geräte nur in Ausnahmefällen. Justiereinrichtungen werden nur dann von außen zugänglich vorgesehen, wenn eine Nachjustierung während des Betriebes möglich sein muß. In der Regel ist eine Verstellung auch dann nur mit Hilfe von Schraubendrehern oder nach Lösen von Feststelleinrichtungen möglich. Hierdurch wird unbeabsichtigtes Verstellen verhindert.

Im derart aufgebauten Reaktorschutzsystem sind im wesentlichen nur noch gleichzeitige Eingriffe in redundante Kanäle gefährlich und damit unzulässig. Zur schaltungstechnischen Absicherung gegen derartige gleichzeitige Eingriffe dienen:

- durchgehend räumliche und elektrische Trennung der Redundanzgruppen und der den maschinenbaulichen Strängen zugeordneten Steuerungen

- gegenseitige Verriegelungen der von der Warte aus durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen redundanter Kanäle des Logikteils

Da die Zulässigkeit bzw. Unzulässigkeit von Eingriffen in das Reaktorschutzsystem jedoch nicht nur von der Anzahl der gleichzeitigen Eingriffe, sondern in komplexer Weise auch von mehreren anderen Kriterien abhängt, sind den Möglichkeiten schaltungstechnischer Absicherungen Grenzen gesetzt, so daß sich nicht alle unzulässigen Eingriffe allein durch schaltungstechnische Maßnahmen verhindern oder ausreichend erschweren lassen. Demzufolge sind zusätzliche Maßnahmen erforderlich, wie sie im folgenden skizziert werden.
Außer durch schaltungstechnische Maßnahmen lassen sich unzulässige Auswirkungen von Eingriffen wirksam vermeiden bzw. kurzfristig rückgängig machen durch geeignete Melde- und Dokumentationseinrichtungen. Die Melde- und Dokumentationssysteme sollen Eingriffe so erfassen, daß möglichst viele der folgenden Kriterien erfüllt sind:

- andauernde Meldungen der Auswirkungen von Eingriffen auf Signale des Reaktorschutzsystems (sofern und solange solche Auswirkungen auftreten) in Form von Zustandsmeldungen bzw. Analoganzeigen
- Meldungen, die erkennbar machen, daß ein Eingriff in das Reaktorschutzsystem vorliegt durch gezielte Überwachung möglichst aller Eingriffsstellen (z. B. Überwachung von Betriebsartenschaltern, Ziehschleifen, Schranktürüberwachung)
- Meldungen in Form von Gefahrmeldungen (optisch-akustisch)
- Einzelauflösung der Meldungen
- alle genannten Meldungen in der Warte
- Dokumentation der Meldungen
- schneller Zugriff auf die aktuelle Dokumentation durch das Wartenpersonal
- einfache Auswertbarkeit der Dokumentation im Rahmen der Aufsicht durch die Genehmigungsbehörde (z. B. durch Speicherung auf automatisch lesbare Datenträger und angepaßte Such- und Auswerteprogramme)

Die Melde- und Dokumentationssysteme müssen so ausgelegt sein, daß Eingriffe, die

- andauernde Auswirkungen auf das Reaktorschutzsystem haben und nicht (oder z. B. nur für die Dauer des Eingreifens) gemeldet werden, möglichst ausgeschlossen sind.

Durch das Meldesystem, eventuell ergänzt durch die zugehörige Dokumentation, muß das verantwortliche Wartenpersonal jederzeit in der Lage sein, den Zustand des Reaktorschutzsystems zu beurteilen, Beginn und Ende sowie Ort und Art von Arbeiten im Reaktorschutzsystem auch über ausgedehntere Zeiten sowie über Schichtwechsel hinaus zu überblicken und nachzuvollziehen und notfalls korrigierend einzugreifen.
Die bisher beschriebenen schaltungstechnischen Absicherungen sowie Meldungen und Dokumentation von Eingriffen müssen ergänzt werden durch administrative Regelungen. Wirksame administrative Maßnahmen zur Verhinderung bzw. Erschwerung unzulässiger Eingriffe sind

- Zugangsbeschränkung (z. B. Festlegung der Zugangsberechtigung, Schlüsselsysteme, Verplombung) auf einen eng begrenzten Personenkreis
- Zugangskontrolle (z. B. Türüberwachung, Schlüsselausgabe, Verplombung)
- geeignete Festlegungen für die Erteilung von Arbeitsaufträgen (Festlegung der Zuständigkeiten für die Auftragserteilung und -freigabe)
- Festlegung der Zuständigkeiten für die Durchführung von Arbeiten
- geeignete Festlegungen für die Arbeitsdurchführung (genaue Festlegung von Art, Umfang sowie Ort und Zeit der Arbeiten) unter Berücksichtigung aller verfügbaren Informationen über den Zustand des Sicherheitssystems
- Kontrolle des Personals bei der Durchführung von Arbeiten (z. B. durch Überwachungseinrichtungen oder z. B. bei Arbeiten in der Verdrahtung durch zusätzliches Personal)
- Kontrolle der korrekten Durchführung nach Abschluß der Arbeiten (z. B. durch Sichtkontrollen oder Funktionsprüfungen durch eine zweite fachkundige Person)

Durch die Begrenzung und Kontrolle des Zugangs zu den Einrichtungen des Reaktorschutzsystems lassen sich Eingriffe Unbefugter wirksam verhindern. Durch die Festlegungen zur Erteilung von Arbeitsaufträgen und zur Durchführung der Arbeiten müssen Irrtümer bei den notwendigen Eingriffen so weit wie möglich ausgeschlossen werden. Die Überwachung des Personals bei Arbeiten im Reaktorschutzsystem dient zur Steigerung der Sorgfalt bei der Durchführung der Arbeiten. Die Kontrolle des Reaktorschutzsystems nach Abschluß von Arbeiten dient dazu, bis dahin eventuell unentdeckt gebliebene unzulässige Auswirkungen von Eingriffen aufzufinden und rückgängig zu machen.
Eine letzte Barriere gegen unzulässige Eingriffe in das Reaktorschutzsystem stellt die regelmäßige Überprüfung der aufzubewahrenden Dokumentation durch die Aufsichtsbehörde dar. Solche

Überprüfungen wirken in zweifacher Weise. Zum einen wird beim Personal der Anlage eine psychologische Hemmschwelle gegen unzulässige Eingriffe oder auch nur mit geringer Sorgfalt durchgeführte Arbeiten aufgebaut. Zum anderen wird hierdurch ermöglicht, daß durch anlagenfremde Sachverständige beim Betreiber unerkannt gebliebene Mängel der Durchführung von Arbeiten im Reaktorschutzsystem aufgedeckt werden können und für die Zukunft korrigierend eingegriffen werden kann.

Zusammenfassung und Zukunftsaspekte

Die Untersuchungen der GRS haben gezeigt, daß in modernen deutschen Kernkraftwerken in dem Umfang, in dem dies notwendig und zweckmäßig ist, schaltungstechnische Maßnahmen gegen unzulässige Eingriffe in das Reaktorschutzsystem realisiert sind. Ergänzt werden diese schaltungstechnischen Maßnahmen durch umfangreiche Melde- und Dokumentationssysteme zur Überwachung von Arbeiten am Schutzsystem. Schließlich stellen strenge administrative Vorschriften sicher, daß nur befugtes Personal zu eindeutig festgelegten Zwecken und in zulässiger Weise in das Reaktorschutzsystem eingreift. Durch das Zusammenwirken dieser sich überlappenden Maßnahmen, ergänzt durch Kontrollen durch die Genehmigungsbehörde, ist sichergestellt, daß unzulässige Eingriffe in Reaktorschutzsysteme nach menschlichem Ermessen nicht zu befürchten sind. Eine Weiterentwicklung erscheint jedoch sinnvoll im Hinblick auf die Bereitstellung verbesserter Entscheidungshilfen für das verantwortliche Anlagenpersonal.
Das mit dem Betrieb der Anlage betraute Personal muß jederzeit, auch bei Ausfall einzelner Baugruppen im Reaktorschutzsystem, bei Nichtverfügbarkeit einzelner Sicherheitsteileinrichtungen und auch vor und während der Durchführung von Arbeiten im Reaktorschutzsystem (z. B. wiederkehrende Prüfungen), in der Lage sein, schnell und sicher zu beurteilen, ob noch alle Bedingungen zu einer sicheren Störfallbeherrschung im Anforderungsfall (entsprechend der Forderungen der KTA 3501) erfüllt sind. Die Entscheidung darüber, ob ein geplanter Eingriff in das Reaktorschutzsystem zulässig ist, welche Zeit zur Reparatur ausgefallener Komponenten zur Verfügung steht, ob der Weiterbetrieb der Anlage möglich ist oder ob ein Abfahren notwendig ist, muß eindeutig und rasch zu treffen sein. In den Betriebshandbüchern aller deutschen Kernkraftwerke finden sich daher mehr oder weniger detaillierte Entscheidungshilfen für das verantwortliche Anlagenpersonal. Diese Entscheidungshilfen sollten fortentwickelt werden, um in jedem Falle eine schnellere und sicherere Zuordnung zwischen dem Zustand des Sicherheitssystems (Ausfälle, Reparaturen, Prüfungen) und den jeweils sicherheitstechnisch notwendigen Maßnahmen zu ermöglichen. Die Auflösung dieser Entscheidungshilfen (z. B. in Form von Flußdiagrammen oder von Entscheidungstabellen) sollte möglichst bis zu den Anrege- und Schaltkanälen des Reaktorschutzsystems gehen und muß auch die aktiven Sicherheitseinrichtungen einschließen. Längerfristig bietet sich für die hier beschriebene Aufgabe die Benutzung eines Prozeßrechners an, mit dessen Hilfe sich z. B. auch die komplexen Zusammenhänge zur Beurteilung der Zulässigkeit und Unzulässigkeit von Eingriffen sicherer und schneller berücksichtigen lassen.

Bild 16: Warte des KKW Biblis

3.7 Wasserstoffverteilung nach KMV-Störfall bei Druckwasser-Reaktoren

Problemstellung

Nach einem Kühlmittelverlust-Störfall wird Wasserstoff (und Sauerstoff) aus dem Primärkreis in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt. Dabei kann es zur Bildung eines entzündlichen Gasgemisches kommen. Der primäre Explosionsschutz besteht darin, die Bildung eines solchen Gemisches in gefahrdrohender Menge zu verhindern. Im Gegensatz zu anderen großtechnischen Anlagen (z. B. in der chemischen Industrie) tritt bei Kernkraftwerken dieses Problem nicht in Verbindung mit dem Produktionsvorgang selbst, sondern nur als Nebenerscheinung bestimmter Störfälle auf. Dies bedeutet – wie der TMI-2-Unfall gezeigt hat – jedoch nicht, daß es sich um ein untergeordnetes Problem handelt, allerdings sind die Randbedingungen und Anforderungen grundsätzlich unterschiedlich. So scheidet beispielsweise die Möglichkeit des sekundären Explosionsschutzes, d. h. die Verhinderung der Zündung, praktisch aus. Auch die Durchführung des tertiären Explosionsschutzes, d. h. die Abtragung der Lasten einer Verbrennung, ist aufgrund der für ein Kernkraftwerk spezifischen Gegebenheiten sehr problematisch. Besondere Bedeutung kommt dabei der Tatsache zu, daß die Anlage nach einem Störfall über längere Zeiträume nicht begehbar ist. Diese Betrachtungen zeigen, daß die Aufgabe in der Wahrung der Möglichkeiten des primären Explosionsschutzes liegt. Dem Konzept der Auslegung gegen Kühlmittelverluststörfälle entsprechend fordern deutsche Richtlinien (RSK-LL und TÜV-WB 23) daher, daß die Bildung brennbarer Gemische nach einem Kühlmittelverlust-Störfall auch lokal und langfristig zu verhindern ist.

Analytische und technische Aufgabe

Kühlmittelverlust-Störfälle sind nicht praktisch „erprobbar". Erfahrungen liegen kaum vor und können zudem nicht ohne weiteres übertragen werden. Aus diesen Gründen und im Hinblick auf die Anforderungen an technische Gegenmaßnahmen kommt der Analytik besondere Bedeutung zu. Hierbei gibt es einen weiteren spezifischen Gesichtspunkt: Bei Auslegung und Einsatz von Durchmischungsmaßnahmen ist insbesondere im Hinblick auf die Spaltproduktverteilung zu berücksichtigen, daß eine sofortige, beständige und heftige Durchmischung der Atmosphäre von Nachteil sein kann. Der Simulation der H_2-Verteilung nach einem Störfall kommt somit eine erhöhte Bedeutung zu. Sie soll Auskunft darüber geben, wann frühestens und in welchem Ausmaß bzw. wie oft und wie lange eine Durchmischung erforderlich werden kann. Erste, nicht anlagenspezifische Untersuchungen und Analysen wurden seit Jahren angestellt und sind in einem Statusbericht dokumentiert (GRS-A-333). Zu der häufig praktizierten Verknüpfung des TMI-Unfalles mit dem Wasserstoffproblem muß ergänzt werden, daß es sich hierbei um keinen Auslegungsstörfall handelt, und daß dieser Störfall nicht übertragbar ist. Die Auslegungskriterien für die Notkühlung deutscher Anlagen gebieten die zuverlässige Verhinderung hoher Raten der Zirkon-Wasser-Reaktion (< 1%). Die Untersuchungen beschränken sich daher auf Auslegungsstörfälle.

RALOC-MOD1

Das Modell RALOC-MOD1 wurde speziell für die Problematik der langzeitigen H_2-Verteilung in stark unterteilten Sicherheitsbehältern (DWR) entwickelt. Modell und Untersuchungen wurden in verschiedenen Arbeiten dokumentiert (z. B. GRS-A-333) und international zur Diskussion gestellt. Die Verifikation durch Experimente wurde und wird durch Versuche im Modellcontainment des Battelle Instituts Frankfurt vorgenommen. Die Simulation geschieht nach der sog. Lumped parameter Technik. Berücksichtigt werden die Mechanismen

- Druckausgleichsströmung
- Konvektion
- Diffusion (quasistationär)
- Lösungstransport (falls erforderlich)
- Einfluß der Nachkühlung

Während der im Berichtszeitraum durchgeführten Untersuchungen ergab sich die zwingende Notwendigkeit der Simulation von in Strukturen gespeicherter oder von diesen aufgenommener Wärme. Zu diesem Zweck wurde kurzfristig ein einfaches Strukturwärmemodell hinzugefügt.

DWR bei Kühlmittelverlust-Störfall

Die störfallspezifischen und anlagenbedingten Gegebenheiten stellen hohe Anforderungen. Alle maßgeblichen Einflüsse müssen bei vertretbarem Aufwand erfaßt werden. Typisch für den hier untersuchten Druckwasser-Reaktor mit Volldruck-Sicherheitsbehälter sind:

- starke räumliche Unterteilung
- tiefliegende, mögliche Bruchlage
- rasche Temperaturabsenkung im unteren Bereich durch Nachkühlung

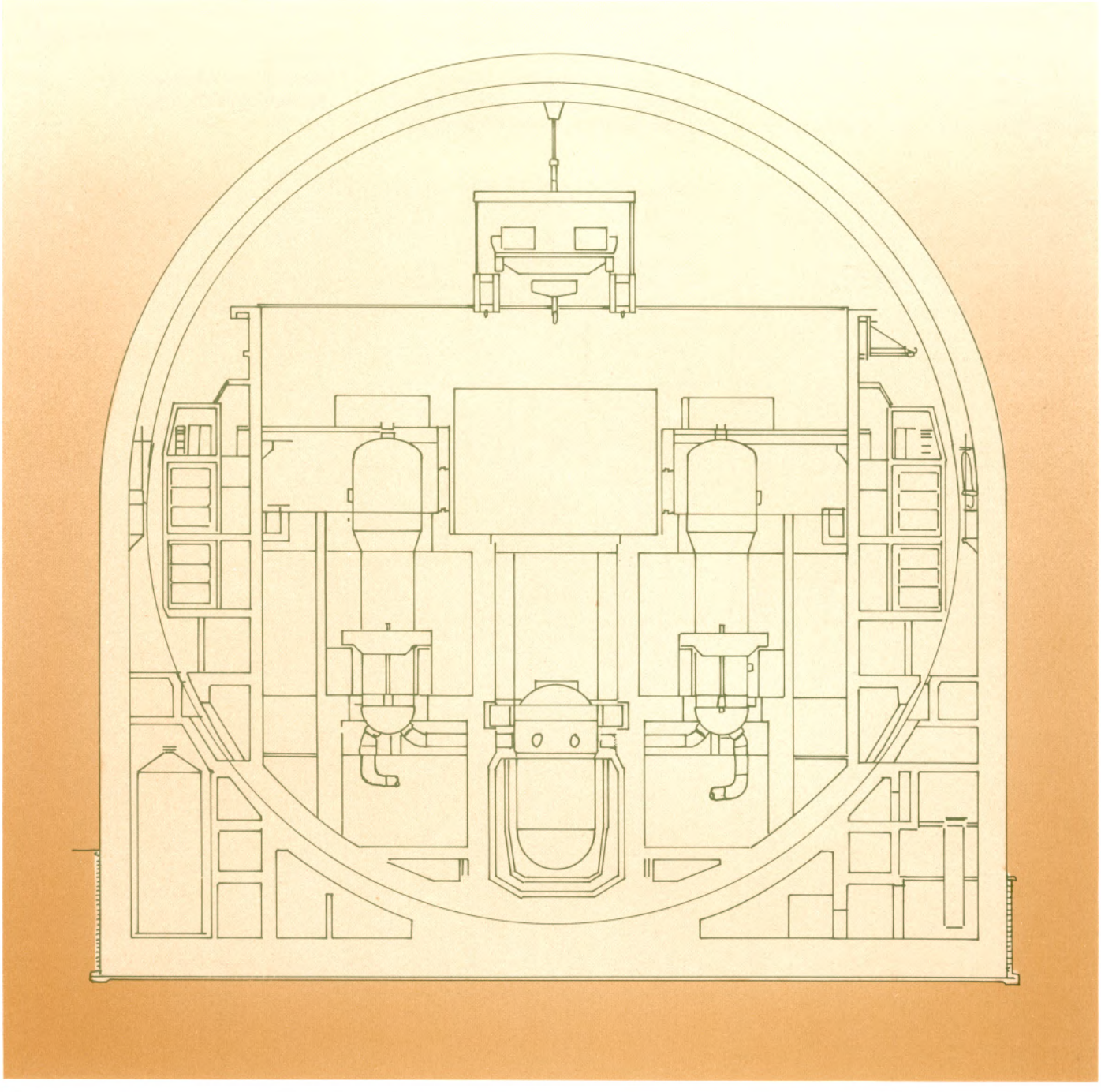


Bild 17 : Querschnitt durch den Sicherheitsbehälter

Simulation mit RALOC-MOD1

Im Rechenmodell müssen geeignete Vereinfachungen getroffen, und Unsicherheiten, die sich durch Störfallablauf oder ungenügend genaue Kenntnis von Randbedingungen ergeben, durch Parametervariation abgedeckt werden.
Die baulichen Vorgaben wurden anhand der Bauzeichnungen und einer Anlagenbegehung in eine geeignete, vereinfachte Diskretisierung der Anlage in 26 Zonen und 55 Verbindungen umgesetzt.
(Dies führt im Modell zu 211 Differentialgleichungen)

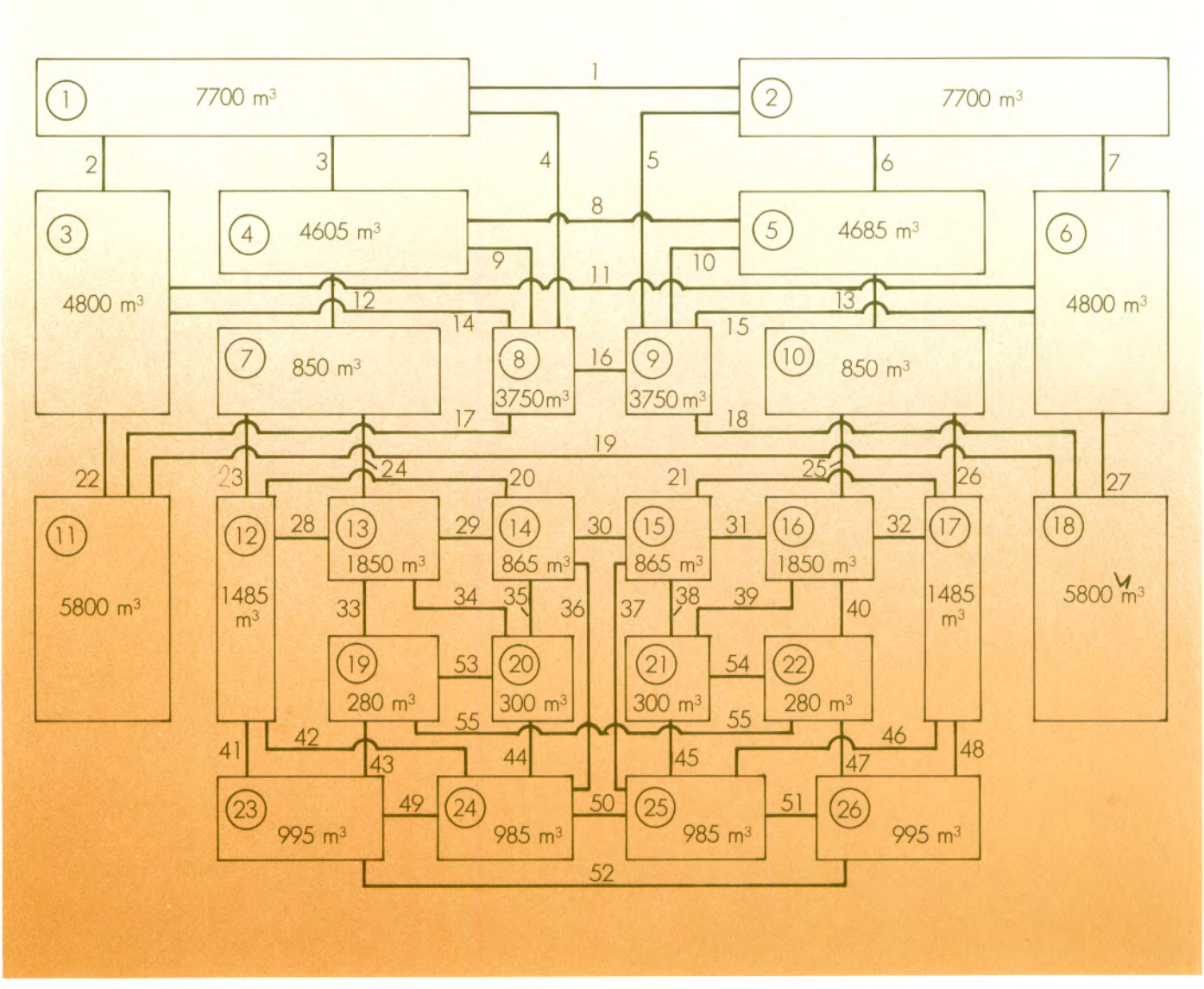


 Bild 18 : Diskretisierung für einen DWR

Gewisse Unsicherheiten bestehen bezüglich der lokalen Anfangsbedingungen. Die Rechnung setzte bei 1000 s nach Störfalleintritt ein und erfordert detaillierte Angaben über lokale Strömungs-, Temperatur- und Konzentrationsverhältnisse. Sind diese nicht, oder nur ungenügend, bekannt, so werden entsprechende Annahmen getroffen und eine eigene Startrechnung zur Abstimmung der einzelnen Größen durchgeführt. Dies war bei allen bisherigen Rechnungen erforderlich.

Repräsentativ für eine Reihe von Untersuchungen zur selbständigen Wasserstoffverteilung ist ein Rechenbeispiel wiedergegeben.

Anmerkung:
Aufgrund der erforderlichen unterschiedlichen Annahmen bei der Durchführung einzelner Rechenläufe wird nicht ein einzelnes Beispiel, sondern ein Spektrum von Rechenläufen zur Bewertung herangezogen.

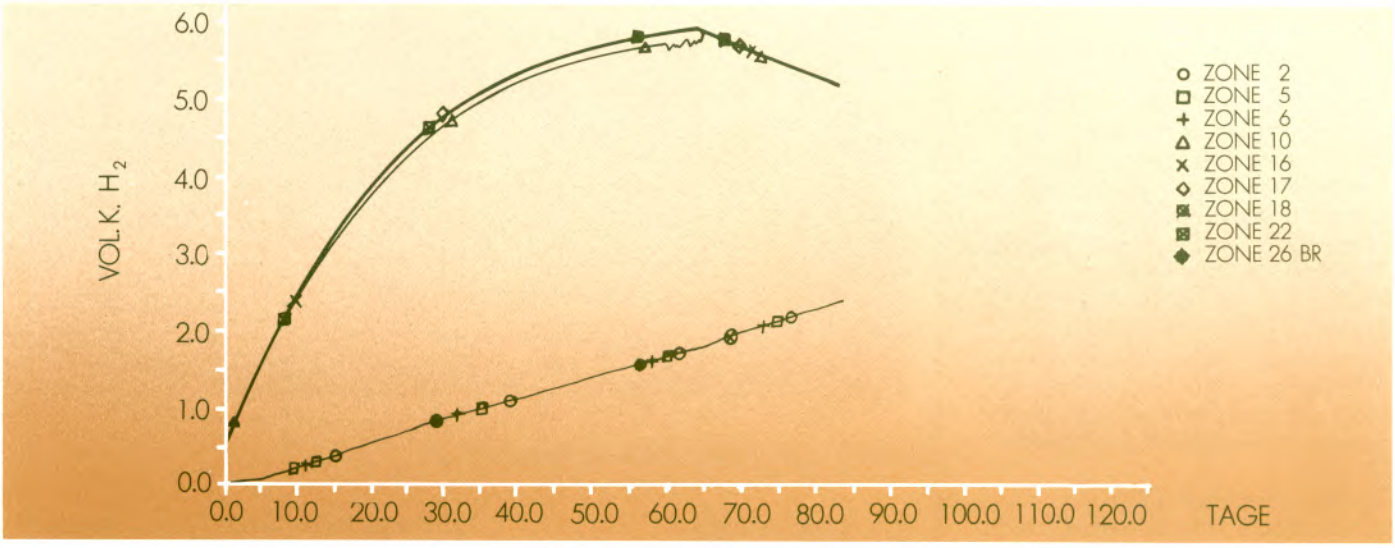


Bild 19 : Konzentrationsverlauf

Die im Rahmen der für das Genehmigungsverfahren erforderlichen Nachweise durchgeführte Studie ergab, daß in fünf von sechs Fällen die untere Brennbarkeitsgrenze von 4% Volumengehalt H_2 überschritten wurde. Es wurden daher weitere Rechnungen zur erzwungenen Durchmischung durchgeführt. Als in Frage kommende Maßnahmen wurden die Verfahren „He-Einspeisung" und „Gebläsesystem" untersucht. Hierbei müssen gewisse Einschränkungen – insbesondere hinsichtlich der Eignung des Punktmodelles bei der Gebläsesimulation – gemacht werden. Diese gelten gleichermaßen für den Fall, daß die von der grundsätzlich mit RALOC-MOD1 mögliche Simulation von Rekombinatoren Gebrauch gemacht wird. Die Simulation interner thermischer Rekombinatoren (ohne Gebläse) unterliegt vermutlich geringeren Einschränkungen, da deren Durchsatz und Wirksamkeit in erster Linie den Gesetzmäßigkeiten der Konvektion unterliegt. (Ein solcher Fall wurde von einem „Fremdanwender" mit RALOC-MOD1 untersucht).

Vorhaben

Wegen der Bedeutung lokaler thermischer Einflüsse auf die H_2-Verteilung und der Nachteile des vereinfachten Modelles speziell bei transienten Vorgängen (z. B. erzwungene Durchmischung) wurden Anstrengungen zur Entwicklung und Integration eines geeigneten instationären Strukturwärmemodelles unternommen. Ferner ist für die Zukunft vorgegeben, spezielle Programmversionen (RALOC-MOD2, -MOD3) zur Simulation schwerer Unfälle mit angenommener unzureichender Kernnotkühlung zu entwickeln, um die Analyse hypothetischer Unfälle in Bezug auf das Problem der Verteilung von Wasserstoff und die Beherrschung zu ermöglichen.

3.8 Wärmeübergang im Sicherheitsbehälter

Allgemeines
Der Sicherheitsbehälter eines Kernkraftwerks stellt die letzte mehrerer Barrieren gegen den Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Brennstoff in die Umgebung dar. Seine Auslegung erfolgt aufgrund der Berechnung des maximal möglichen Druckes während aller Arten von beherrschten Kühlmittelverluststörfällen. Auch weitergehende Störfälle werden in der Regel wie beherrschte Störfälle beginnen, sich jedoch dann infolge zusätzlicher Ausfälle zu Störfällen mit möglicherweise höherer Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern entwickeln. Auch in diesen hypothetischen Fällen schließt der Sicherheitsbehälter die Spaltprodukte sicher ein, solange seine Auslegungsgrenzen nicht erheblich überschritten werden.
Die Berechenbarkeit solcher Störfallabläufe hängt ausschließlich ab von der Kenntnis der einzelnen physikalischen Vorgänge, die teilweise aus früheren Untersuchungen bekannt sind, teilweise aber unter den speziellen Bedingungen der Reaktortechnik nicht oder nur ungenügend erforscht sind. Der Sicherheit bei der Auslegung einer Anlage wird durch Annahmen, die jeweils auf der sicheren Seite liegen, Genüge getan; einer realistischen Berechenbarkeit zur Vorhersage von Störfallabläufen im Sinne von Best-estimate-Aussagen kann ein solches Verfahren aber nur mit erheblichen Einschränkungen dienen, da die Ungenauigkeit der Annahmen nicht oder nur näherungsweise bekannt ist. Außerdem ist es nicht möglich, die teilweise sicherlich überhöhten Sicherheitsmargen zu quantifizieren.

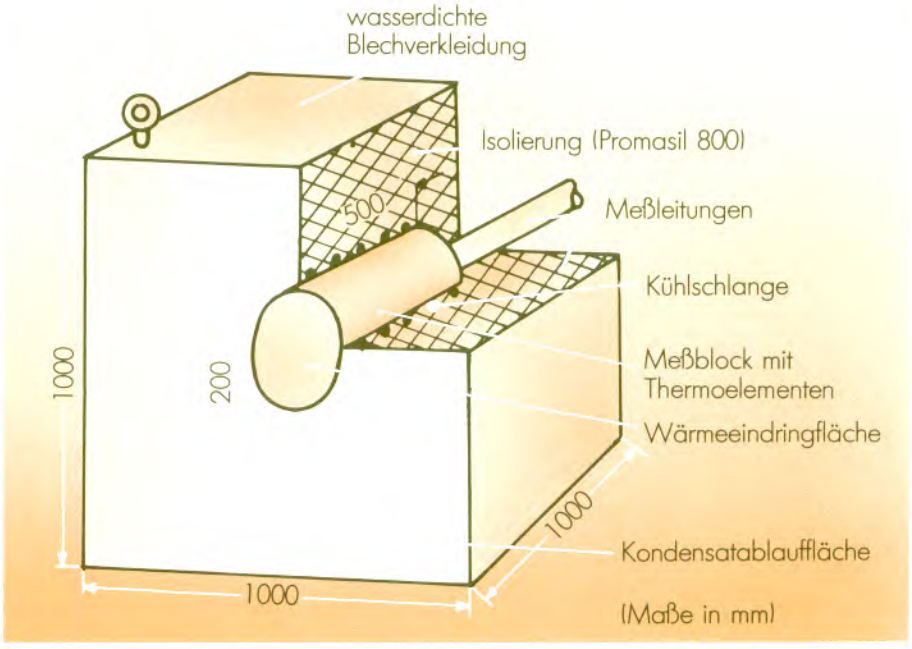


Bild 20 : Schema des HDR-Meßblocks

Forschungsvorhaben
Zur Klärung solcher Ungewißheiten werden seit etwa 10 Jahren Forschungsvorhaben vorbereitet und durchgeführt, die zunächst der integralen Verifikation der Rechenprogramme dienten und später zur Aufdeckung der Einzeleffekte mit relativ großem Einfluß auf das Ergebnis bei geringem Kenntnisstand ihrer physikalischen Zusammenhänge führten. Das zur Zeit laufende Forschungsvorhaben HDR berücksichtigt diese Erkenntnisse und schafft mit einer Sonderinstrumentierung zu den wichtigen Phänomenen wie Wassermitriß und Wärmeübergang die Grundlage für eine Verifikation bzw. Verbesserung der einzelnen physikalischen Modelle in einem Maßstab, der nahe an reale Anlagen heutiger Bauart heranreicht. Das Phänomen Wärmeübergang in einem komplizierten Bauwerk mit unterschiedlichsten Materialien, Materialstärken und zeitlicher Beaufschlagung durch Dampf, Luft und Wasser in unterschiedlicher Entfernung von der Bruchstelle wurde bereits frühzeitig als schwierig lösbar eingestuft und schon bei sämtlichen früheren Versuchsvorhaben zur Sicherheitsbehälterproblematik punktuell untersucht.

Das Meßverfahren beruht auf der Definition der Wärmeübergangszahl nach dem Newtonschen Gesetz, wobei der transiente Wärmestrom an der Oberfläche aus Temperaturmessungen innerhalb von sogenannten Wärmemeßblöcken aus Stahl oder Beton, den am häufigsten im Sicherheitsbehälter vertretenen Materialien, gewonnen wird (Bild 20).

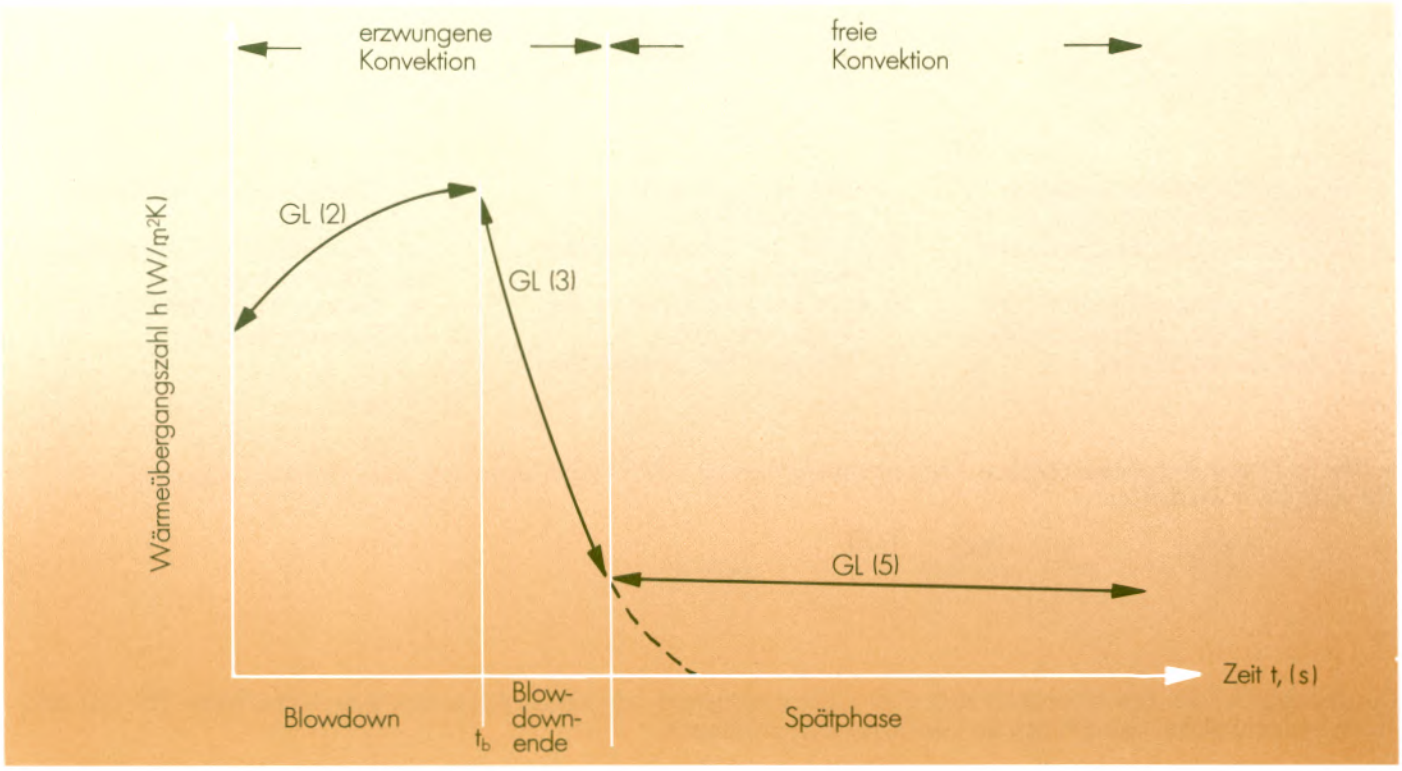


Bild 21 : Korrelation für Wärmeübergangszahlen in unterschiedlichen Störfallphasen

Korrelationen

Die bisher verwendeten Wärmeübergangsbeziehungen wie Tagami/Uchida/Hendersen/Marchello u. ä. beinhalten starke Vereinfachungen oder Einschränkungen der Gültigkeitsbereiche. In der Regel müssen bei Versuchsnachrechnungen die Rechenergebnisse durch Eingabefaktoren an die Meßergebnisse angepaßt werden, wobei die Eingabefaktoren von Anlage zu Anlage, z. T. aber auch von Versuch zu Versuch unterschiedlich sind. Die Übertragbarkeit auf reale Anlagen ist damit in der Tendenz bei entsprechend sicherheitsgerichteten Faktoren möglich, eine Vorhersage des exakten Verhaltens ist jedoch zweifelhaft. Von solchen Unzulänglichkeiten sollte eine allgemein anwendbare Korrelation für sämtliche Zeit- und Raumbereiche möglichst frei sein, um die zuverlässige Übertragbarkeit auf reale Anlagen, die aus einer Vielzahl von Gründen versuchstechnisch nicht erfaßt werden können, mit hohem Vertrauensgrad zu gewährleisten.

Die hohe Zahl vorhandener, aber bisher nicht systematisch ausgewerteter Versuche unter unterschiedlichsten Randbedingungen sollte neben theoretischen Überlegungen die Grundlage für die Erstellung einer solchen Korrelation darstellen. Zunächst war es notwendig, ein vorhandenes Rechen-Programm zur Berechnung mehrdimensionaler Temperaturfelder so anzupassen, daß die in unterschiedlichster Qualität vorliegenden Messungen über lange Zeitbereiche ausgewertet werden konnten und daß Aussagen zur Genauigkeit des Ergebnisses möglich wurden.
Aufgrund der Messungen im HDR, im CVTR, in Marviken, bei Battelle-Frankfurt und am ECOTRA-Versuchsstand sowie aufgrund der bereits bestehenden Wärmeübergangsbeziehungen wurde eine Korrelation entwickelt, deren Variablen nur aus den geometrischen Abmessungen und dem Verlauf des Blowdown bestimmt werden. Sie gliedert sich in die drei Zeitbereiche Blowdown, Blowdownende und Spätphase (s. Bild 21). Blowdown und Blowdownende werden von Gleichungen für turbulente Strömungsverhältnisse erfaßt.

$$h = \frac{0{,}037\ h_v\ p_\infty\ \nu_\infty^{0.2}}{L^{0.2}\ Sc^{0.4}\ (T_\infty - T_w)}\ \ln\left[1 + \frac{\frac{p_A(T_\infty)}{p_\infty(T_\infty)} - \frac{p_A(T_W)}{p_\infty(T_W)}}{\frac{p_A(T_\infty)}{p_\infty(T_\infty)} - 1}\right] * \left[\frac{7045}{Z^{3.6} + 200}\right]^{0.8} \quad (W/m^2K) \qquad (1)$$

mit

L charakteristische Kondensatfilm-Länge (Höhe) einer Struktur, m

Z Abstand zwischen Bruchstelle und Raummitte, m
Bei Mehrraummodellen ist für den Bruchraum der volumenäquivalente Radius einzusetzen, bei Einraummodellen gilt:
$z = 0{,}000252\,V + 11{,}52$

ρ_∞ Dichte der Sicherheitsbehälteratmosphäre, kg/m³

ν_∞ kinematische Zähigkeit in der Atmosphäre, m²/s

T_∞ Temperatur der Atmosphäre, K

T_W Oberflächentemperatur einer Struktur, K

p_∞ Gesamtdruck der Atmosphäre, bar

pa Luftpartialdruck, bar

h_v Verdampfungswärme, kJ/kg

Sc Schmidtsche Zahl

In den für Sicherheitsbehälter üblichen Temperaturbereichen bis 150 °C kann diese Gleichung mit einem Fehler unter 5% vereinfacht werden zu:

$$h = \frac{630\ P_\infty}{L^{0.2}}\left[\frac{7045}{Z^{3.6} + 200}\right]^{0.8} \quad (W/m^2K) \qquad (2)$$

Der Zeitbereich nach Blowdownende stellt einen Übergangsbereich von turbulenten zu beruhigten Verhältnissen dar und wird durch ein zusätzliches Glied in obigen Gleichungen charakterisiert:

$$h = \frac{630 p_\infty}{L^{0.2}}\left[\frac{7045\ e^{-0{,}054\,(t-t_b)}}{Z^{3.6} + 200}\right]^{0.8} \quad (W/m^2K)$$

mit t_b = Zeitpunkt für Blowdownende (unterkritische Ausströmung aus dem Reaktordruckbehälter), $t > t_b$ (3)

Die Spätphase ist durch Kondensation bei beruhigter Konvektionsströmung mit allmählichem Übergang zu Konvektionsströmung ohne wesentliche Dampfanteile charakterisiert. Für diesen Bereich gilt:

$$h = \frac{0.87\left[\frac{k_W^3\ \rho_W^2\ h_v\ g}{L\,(T_\infty - T_W)\,\mu_W}\right]^{0.25}}{1 + 66\,\frac{p_A}{p_\infty}} \quad (W/m^2K)$$

mit den Größen

k_w Wärmeleitfähigkeit des Wasserfilms bei Oberflächentemperatur der Struktur, W/mK (4)

μ_w Viskosität des Wasserfilms, kg/ms

g Erdbeschleunigung, m/s²

Auch diese Gleichung kann innerhalb eines Fehlerbandes von 5–10% vereinfacht werden zu

$$h = \frac{8100}{1 + 66\,\frac{p_A}{p_\infty}}\left[\frac{1}{L\,(T_\infty - T_W)}\right]^{0.25} \quad (W/m^2K) \qquad (5)$$

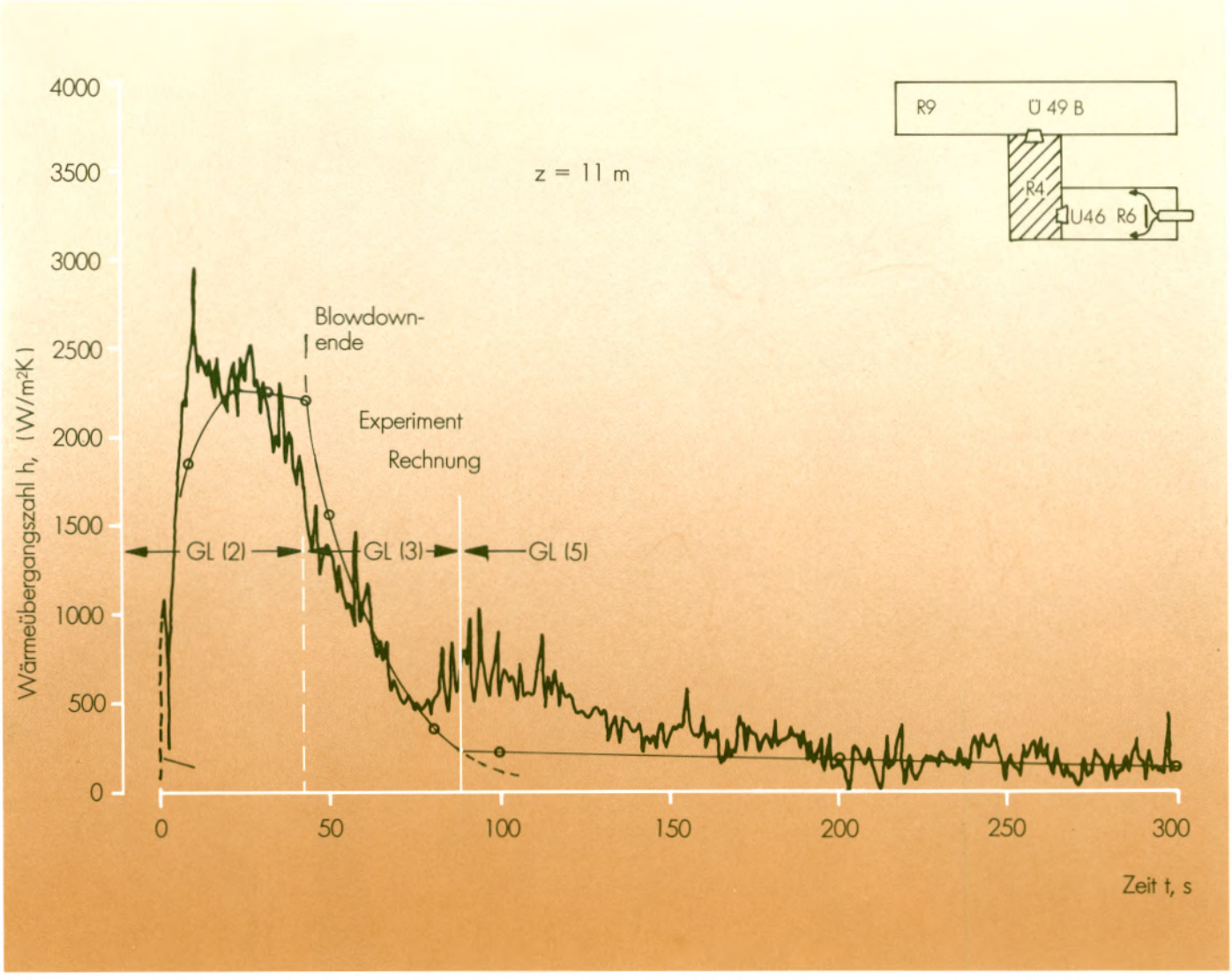


Bild 22 : Vergleich gerechneter und gemessener Wärmeübergangszahlen beim Battelle-Versuch D3 in Raum 4

Die Korrelationen wurden in die Rechenprogramme COFLOW und CONDRU eingebaut und auf mehrere Versuchsstände ohne Änderung mit sehr gutem Erfolg angewandt (siehe Bild 22). Sie werden an den noch geplanten HDR-Versuchen verifiziert. Aufgrund systematischer Versuchsführung werden möglichst auch die Bereiche abgedeckt, die bisher nicht oder mit schwacher Instrumentierung erfaßt wurden. Geringfügige Korrekturen sind nach Abschluß der Untersuchungen möglich. Es wird erwartet, daß mit diesen Korrelationen zum Wärmeübergangsverhalten die bestehenden Unsicherheiten bezüglich der Vorhersagegenauigkeit postulierter Störfälle in versuchstechnisch nicht erfaßbaren Anlagen deutlich reduziert und bestehende Sicherheitsmargen besser quantifiziert werden können.

50 Bild 23: Montage des Sicherheitsbehälters beim KKW Grohnde

3.9 Verbesserung des Simulatortrainings für Druckwasserreaktoren

Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes setzt ein hohes Maß an Fachkunde des Betriebspersonals voraus. Bei der Ausbildung des Personals und der Erhaltung des Ausbildungsstandes spielt neben anderen Ausbildungsmaßnahmen das Training am Simulator (Bild 24) eine wichtige Rolle. Dieser hat insbesondere bei der Einübung des zweckmäßigen Verhaltens bei Störfällen offensichtliche Vorteile. Es wird in einer der Realität entsprechenden Situation trainiert, und es können Anlagenzustände simuliert werden, die sich bei tatsächlichen Anlagen verbieten.
In der Bundesrepublik Deutschland wird der Ausbildung von Schichtpersonal am Simulator weiterhin große Bedeutung beigemessen. Im Auftrag des BMI wurde daher eine Untersuchung durchgeführt, wie der Simulator und die Ausbildung am Simulator verbessert werden können. Ziel der durchgeführten Arbeiten sollte es sein, ausgehend von den bereits am Simulator realisierten Störungen und Störfällen durch systematische Auswertung von Betriebserfahrungen und Störfallanalysen Verbesserungsmöglichkeiten aufzuzeigen.

Stand der Technik für Trainingssimulatoren:

Die in Deutschland vorhandenen Kernkraftwerkssimulatoren (1) wurden unter dem Aspekt konzipiert, eine optimale Ausbildung des Personals im Sinne einer Schulung des Verständnisses für das Anlagenverhalten im normalen und gestörten Betrieb zu erzielen. Dem Training der Auslegungsstörfälle oder komplizierter Störungsabläufe (Ereignisketten) wurde eine geringere Bedeutung beigemessen, weil die Anlagenkonzeption im wesentlichen eine Störungsbeherrschung durch automatisch erfolgende Maßnahmen vorsieht.
Die zum Zeitpunkt der Konzeption und Entwicklung dieser Simulatoren zur Verfügung stehende Simulations- und Rechnertechnik erlaubte zwar die Programmierung einer großen Zahl von Einzelstörungen, zwang aber zu wesentlichen Vereinfachungen beim Simulationsumfang und zu Einschränkungen der Abbildungsgenauigkeit bei der Simulation von komplizierteren und länger andauernden Störungsabläufen.

Verbesserungsmöglichkeiten:

Im Rahmen der durchgeführten Untersuchung wurden zu Druckwasserreaktoren (DWR) vorliegende Betriebserfahrungen und Störfallanalysen systematisch unter dem Aspekt ausgewertet, wie der vorhandene DWR-Simulator verbessert werden kann. Die Vorgehensweise ist im Bild 25 dargestellt. Wesentliche Gesichtspunkte waren:

1. Vergrößerung des Spektrums der abgebildeten Störungen und Störfälle.
2. Erweiterung des Umfangs der Simulation bei den einzelnen Störungen und Störfällen.
3. Verbesserung der Genauigkeit der Simulation.

Zum ersten Punkt wurden Störungen und Störfälle in den USA, die besonderen Vorkommnisse in der Bundesrepublik Deutschland, die bei den Betreibern vorhandenen Erfahrungen über Störungen und Störungsabläufe, die beim Hersteller erarbeiteten Störfallanalysen und die Deutsche Risikostudie ausgewertet. Daraus wurde mit Hilfe einer Reihe von Kriterien (s. auch Bild 25) ein Katalog derjenigen Störungen und Störfälle abgeleitet, die zusätzlich am Simulator zur Verfügung stehen sollten. Diese Störungen und Störfälle wurden genauer beschrieben und nach anlagentechnischen, anlagendynamischen und für die Schulung wichtigen Gesichtspunkten bewertet. Außerdem erfolgte eine Spezifizierung der für die Realisierung am Simulator notwendigen Erweiterungen an software und hardware.
Ein Ergebnis der bisherigen Untersuchungen ist, daß folgende weitere Störungen bzw. Störfälle in das Schulungsprogramm aufgenommen werden sollten:

- Leckstörfälle mit variablen Leckgrößen und unterschiedlichen Leckstellen
- Unterkühlungstransienten
- Transienten mit Ungleichgewicht zwischen Leistungserzeugung und Leistungsabgabe
- Transienten infolge von Fehlanregungen
- Transienten infolge von Fehlbedienungen
- Transienten infolge Fehlverhalten von Regelungen
- Ausfall mehrsträngiger Systeme

An Hand der Spezifikation für diese zusätzlich aufzunehmenden Störungen und Störfälle ergab sich eine Reihe von Forderungen an den Simulator. Diese Forderungen betreffen hauptsächlich den Umfang der Simulation. Für die Realisierung der vorgeschlagenen Anlagenstörungen am Simulator sind Nachrüstungen erforderlich, z. B.

- Nachrüstung bisher nicht abgebildeter Anlagensysteme
- Erweiterung der Abbildung bereits vorhandener Systeme
- Nachrüstung bisher nicht abgebildeter Komponenten
- Darstellung der auslösenden

(1) An der Kraftwerkschule in Essen werden je ein Simulator für Druckwasser- bzw. Siedewasserreaktoranlagen betrieben, bei der Kraftwerk Union in Karlstein ein Druckwasserreaktor-Simulator

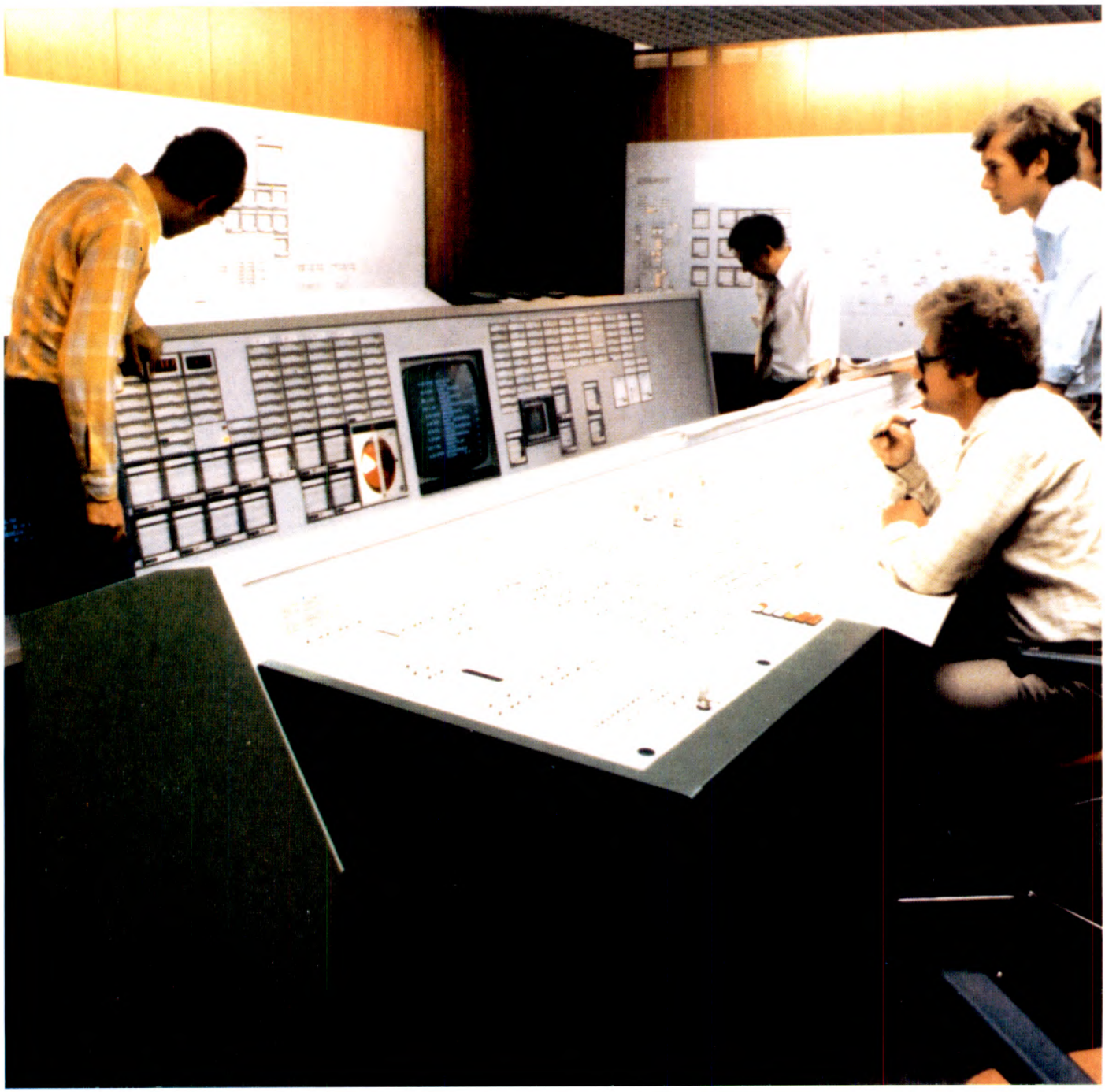


Bild 24: Ausbildung am Simulator für einen Druckwasserreaktor

Ereignisse
- Darstellung von Folgefehlern im Störungsverlauf

Im letzten Schritt der bisherigen Untersuchungen wurde die Abbildungsqualität der simulierten Störungsabläufe beurteilt. Der Simulator soll das Gesamtverhalten der Anlage bei Störungen – auch bei unterschiedlichen Randbedingungen – ausreichend genau wiedergeben. Dazu ist es erforderlich, daß die Programmierung der simulierten Störungsverläufe zum überwiegenden Teil auf physikalischen Gesetzen und technologischen Zusammenhängen beruht und nur zu einem geringen Teil ablauforientiert erfolgt.
Die Rechenmodelle des Simulators wurden im Einzelfall durch andere Rechencodes (ALMOD, LOOP 7) überprüft. Eine vorläufige Betrachtung der verwendeten Modelle ergab folgende Ansatzpunkte für Verbesserungen:

- Füllstands- und Temperaturverhalten im Druckhalter
- Füllstandsverhalten in den Dampferzeugern
- Reaktivitätsverhalten und Nachzerfallswärme bei unterschiedlichen Abbrandzuständen
- Zeitverhalten der Signalbildung für bestimmte meßtechnische Größen
- Verhalten von Regelkreisen

Es ist geplant, die Untersuchungen fortzusetzen. Dabei sollen u. a. die Simulator-Rechenmodelle genauer untersucht werden, um auch hier Verbesserungsmöglichkeiten aufzeigen zu können.

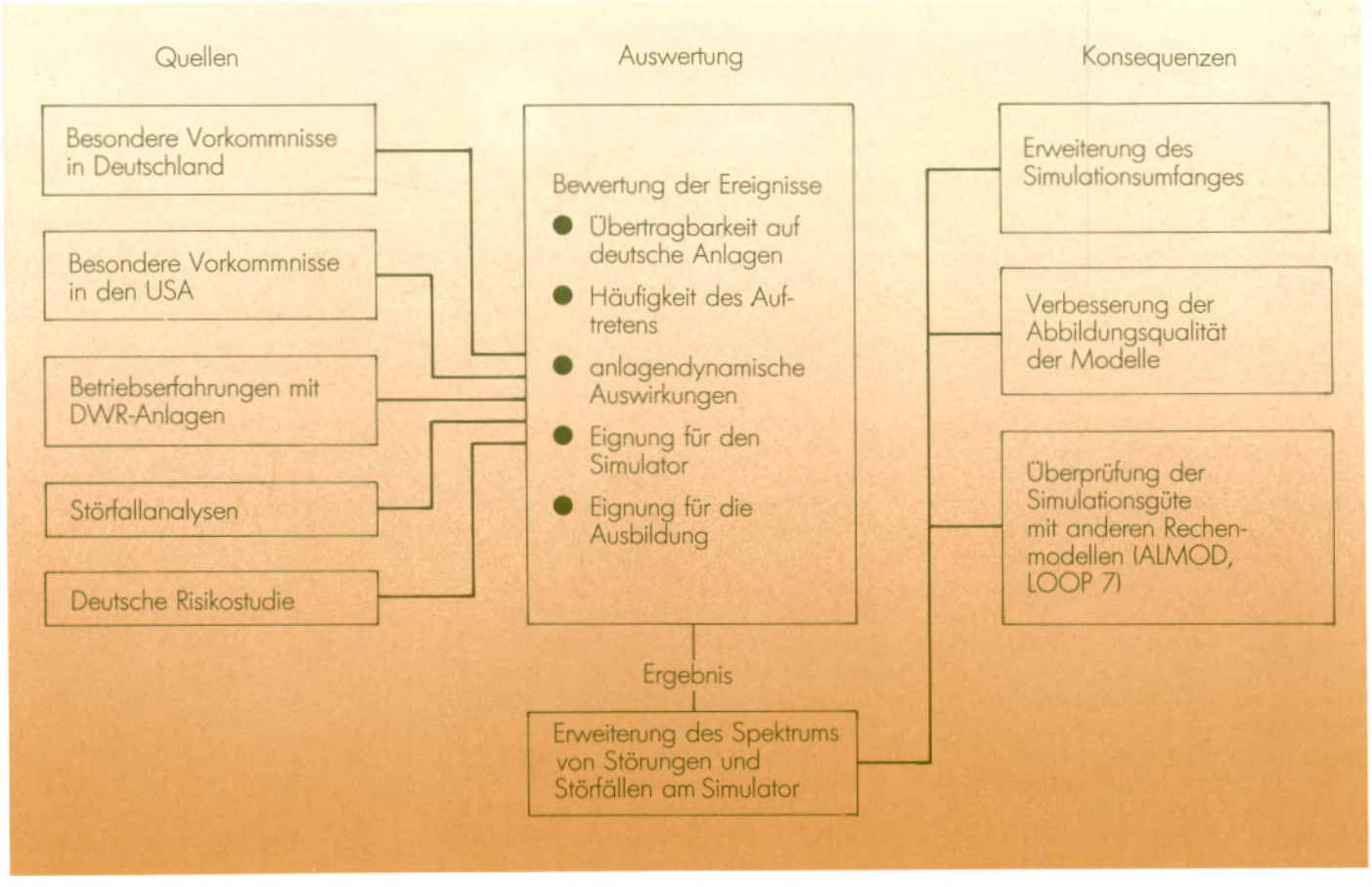


Bild 25: Vorgehensweise zur Erkennung von Verbesserungsmöglichkeiten des DWR-Simulators

3.10 Anwendungsbeispiele des GRS–Programmsystems DAPSY

Anwendungsbereich

Zur Simulation von Druckwellenausbreitungsvorgängen im Primär- oder Sekundärsystem von Leichtwasserreaktoren während Störfällen wird bei der GRS das Rechenprogramm DAPSY angewandt. Der Anwendungsbereich erstreckt sich von der Berechnung fluiddynamisch induzierter Belastungen auf Rohrleitungen, Druckgefäß- und Dampferzeugereinbauten über das dynamische Schlußverhalten von Armaturen bis hin zu den fluiddynamischen Vorgängen beim Bersten von Behältern.

Beschreibung des Programms DAPSY

Das zu analysierende System wird durch eindimensionale Strömungskanäle, auf deren Beschreibung das physikalische Modell des DAPSY beruht, nachgebildet. Durch geeignete Verknüpfungen dieser eindimensionalen Teilstücke kann ein Netzwerk zur Simulation mehrdimensionaler Geometrien erzeugt werden. Zur Beschreibung von Komponenten sind Ventil-, Pumpen- und Separatormodelle vorhanden.
Der instationäre thermo- und fluiddynamische Zustand der eindimensionalen Strömung wird durch die Erhaltungssätze für Masse, Impuls und Energie beschrieben. Da die Massenbilanzen für Wasser und Dampf getrennt aufgestellt sind, kann thermodynamisches Nichtgleichgewicht behandelt werden. Generell wird bei den Bilanzbildungen unterstellt, daß beide Phasen homogen vermischt sind und mit gleicher Geschwindigkeit strömen. Die beschreibbaren Fluidzustände reichen von unterkühltem Wasser bis zu überhitztem Dampf.

Die Integration des Differentialgleichungssystems erfolgt nach dem Charakteristikverfahren im festen Ortsnetz und variablen programmintern berechneten Zeitschritten.
Wichtige Ergänzungen für eine optimale Programmhandhabung sind eine Startwertermittlung sowie Auswerteprogramme, die z. B. sehr flexibel die graphische Darstellung der Ergebnisse erlauben.

Grundlegende Beispiele zu Rohrleitungsbelastungen

Um die Fähigkeiten des Programmsystems DAPSY zu demonstrieren, Druckwellenausbreitung in unterkühlten, zweiphasigen oder dampfförmigen Fluidsystemen zu beschreiben, wird zunächst dieser Vorgang anhand von zwei einfachen Beispielen aufgezeigt.
Anschließend sollen darauf aufbauend Vorgänge unter Randbedingungen, die den physikalischen Ablauf der Ausbreitung von Störungen und gekoppelter Zustandsänderungen stark beeinflussen, durch beispielhafte Anwendungen beschrieben und erläutert werden. Der Anwendungsbereich sowie die Möglichkeiten der Aussage werden somit für dieses Programmsystem aufgezeigt.
In dem ersten Testbeispiel wird der Ausgleichsvorgang zwischen zwei Zonen unterschiedlichen Druckes berechnet. Hierbei wird zum Zeitpunkt t = 0 eine gedachte Membran entfernt; sie trennt die Druckbereiche von 90 bar und 40 bar. Die Systemtemperatur wurde mit t = 250 °C angesetzt. Bild 26 zeigt das „Hin- und Herschwappen" des hohen Druckniveaus, wobei sich in der Mitte des Rohres ein relativ gleichförmiger Verlauf des Ausgleichsdruckes einstellt. Im Testfall Nr. 2 wurde das Rohr mit den gleichen Abmessungen, aber unterschiedlichen Ausgangsbedingungen für das Fluid (p = 90 bar, t = 285 °C) über eine zur Zeit t = 0 freigegebene Öffnung von ¼ des Rohrquerschnittes druckentlastet. Aus Bild 27 ist das kurzzeitige Absinken des Systemdruckes unter den zur Fluidtemperatur korrespondierenden Sättigungsdruck von 70 bar im Bereich der Austrittsöffnung sowie die Reflexion dieser Druckstörung am geschlossenen Ende des Rohres gut zu erkennen. Im Bereich der Öffnung liegt somit zu Beginn der Druckentlastung ein thermodynamischer Nichtgleichgewichtszustand vor. Nachdem sich in dem Ausströmquerschnitt kritische Strömungsbedingungen eingestellt haben, können von dort Störungen nicht mehr in das System eindringen, so daß die anschließende Druckentlastung gleichförmig abläuft.
Durch diese detaillierte Beschreibung der Ausbreitung von Druckstörungen sowie lokaler Strömungsvorgänge und Zustandsänderungen des Fluids in Rohrleitungssystemen ergibt sich die Möglichkeit, sowohl integral als auch lokal wirkende Systembeanspruchungen zu berechnen.
Hierfür werden die fluiddynamischen Rechengrößen des DAPSY-Programms als lokal wirkende Kräfte bzw. die Druck- und Temperaturverteilung direkt für die Eingabe strukturdynamischer Rechenprogramme benutzt.

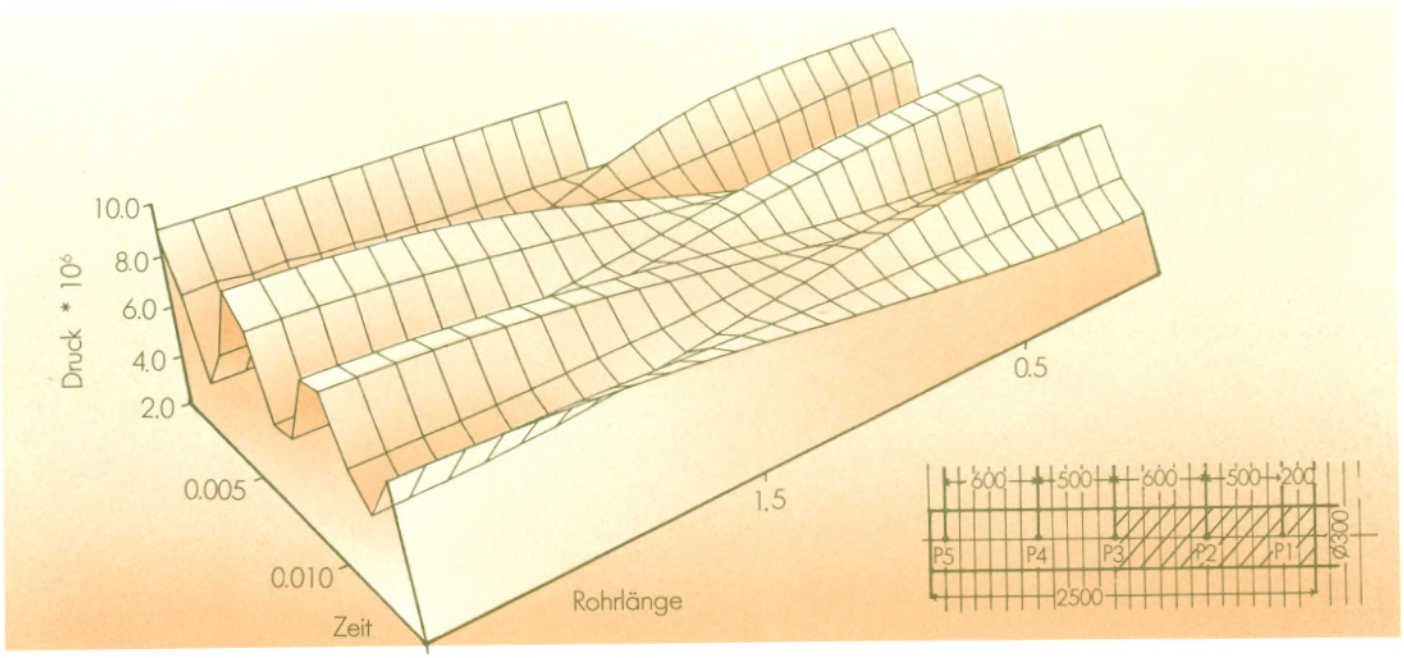


Bild 26: Test 1

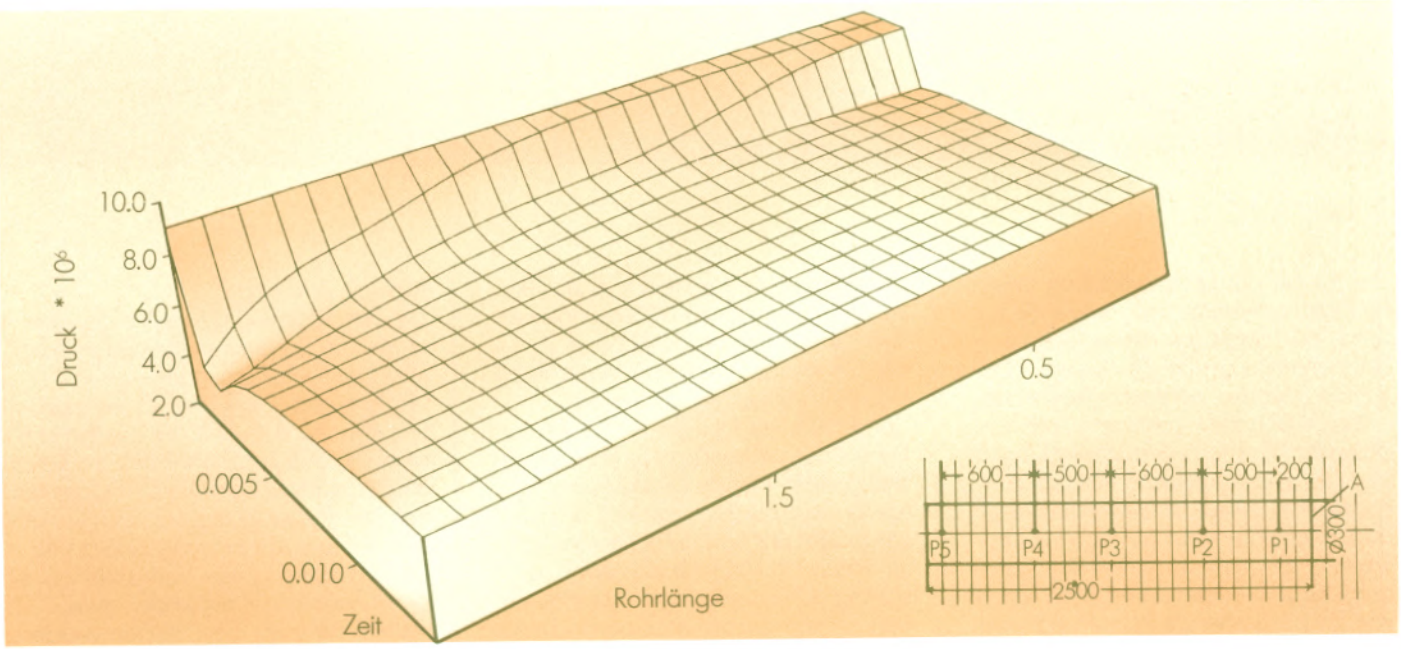


Bild 27: Test 2

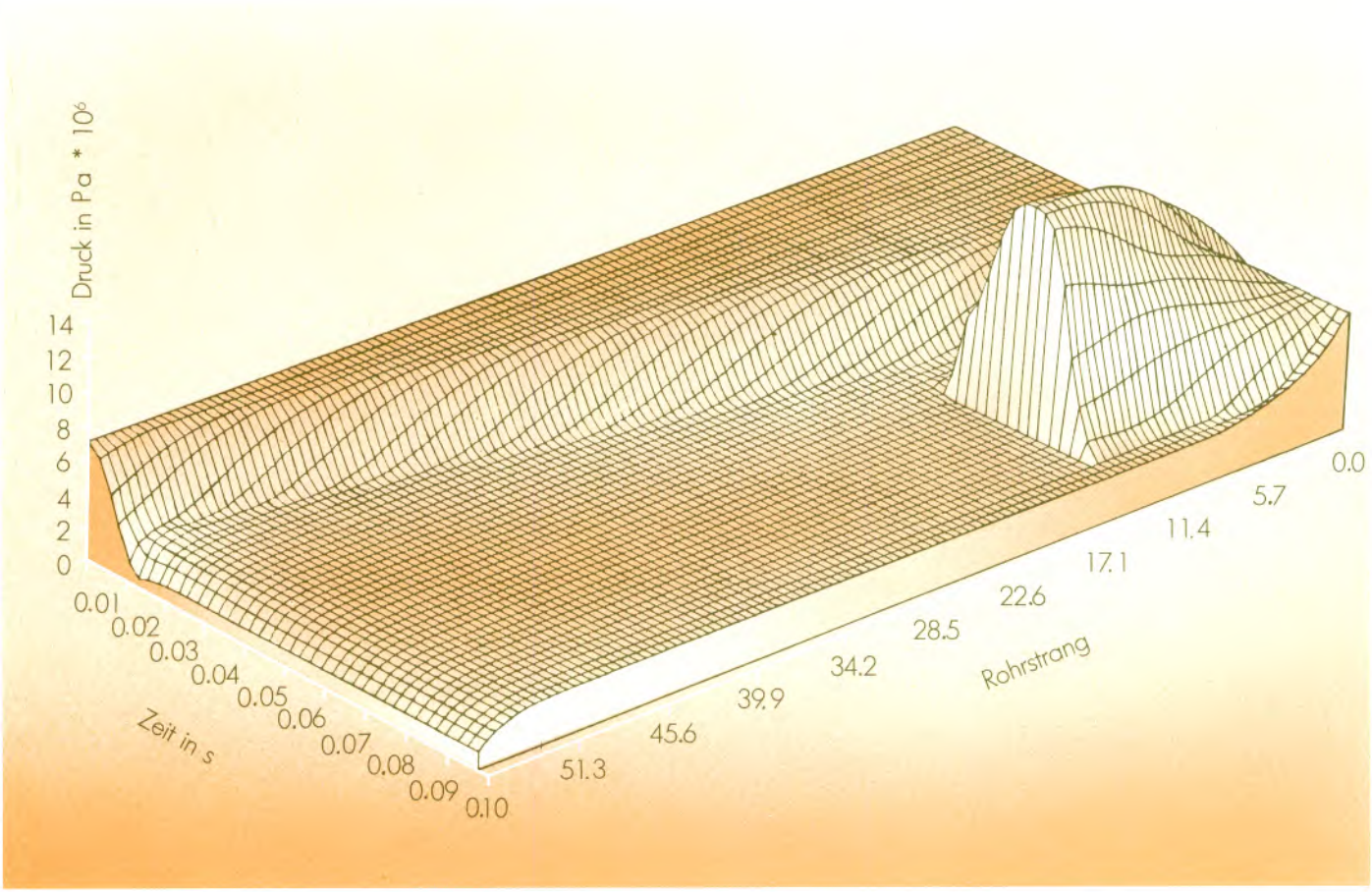


Bild 28: Test 3

Der Ablauf der Druckentlastung eines Rohrleitungssystems kann wesentlich durch das Eingreifen aktiver Systemkomponenten beeinflußt werden. Hiervon sind insbesondere schnell öffnende oder schließende Armaturen zu nennen, deren Funktion hohe Zusatzbelastungen auf das System ergeben können. Am Beispiel Nr. 3 wird die Auswirkung einer Schnellschlußarmatur auf den Druckentlastungsvorgang in einem Rohrsystem aufgezeigt. Die unter einem Systemdruck von 70 bar stehende Rohrleitung wird unterhalb der Armatur über eine Berstvorrichtung geöffnet. Die nachfolgende Druckentlastung führt nach einer Zeitverzögerung von 40 Millisekunden zu dem Schnellschluß der Armatur. In Bild 28 ist das Druckprofil in der Rohrleitung in Abhängigkeit der Zeit dargestellt. Verdeutlicht wird in dieser Darstellung die zunächst im Rohrleitungsstrang stattfindende Druckentlastung sowie die Auswirkungen des Schließvorganges der Armatur. Während sich unterhalb der Armatur das Rohr vollständig entleert, propagieren die durch den Schließvorgang induzierten Druckstörungen zwischen Druckspeicher und Armatur im hohen Druckbereich mehrfach hin und her.
Die Beschreibung dieses Vorganges sowie die daraus resultierenden Rohrleitungsbeanspruchungen waren Gegenstand des deutschen Standard–Problems Nr. 4 und Nr. 4a, an dem sich auch die GRS beteiligte. Neben dieser Möglichkeit, mit dem DAPSY-Programm Rohrleitungsbelastungen zu analysieren, sind weitere Anwendungsgebiete für das Programmsystem vorhanden, aus deren Vielzahl im folgenden zwei weitere Beispiele beschrieben werden.

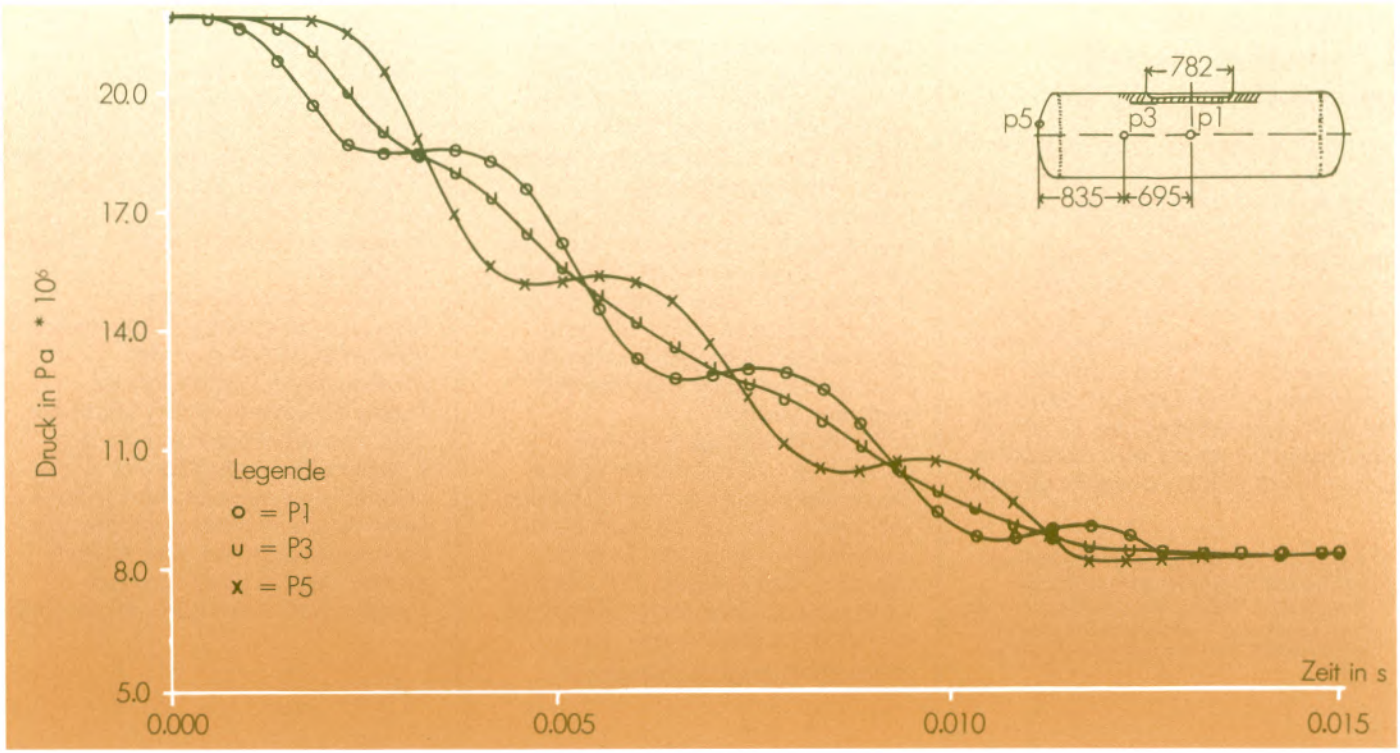


Bild 29: Druckvergleich P1/P3/P5

Behälterversagen

Von der MPA, Stuttgart, werden im Rahmen des Forschungsvorhabens RS 279 (Behälterversagen) Berstversuche an Behältern unter Betriebsbedingungen eines Druckwasserreaktors (DWR) durchgeführt. Das laufende Programm hat zum Ziel, das Bruchverhalten von Druckbehältern insbesondere im Hinblick auf den zeitlichen Verlauf der Rißöffnung, des Rißfortschrittes sowie eines möglichen Rißstoppes zu überprüfen. Die Versuche finden im unterirdischen Werk Fritz des Großkraftwerkes Mannheim statt.

Von der GRS werden die experimentellen Ergebnisse des Vorhabens durch analytische Untersuchungen in bezug auf Kopplungseffekte von fluiddynamischen Zustandsgrößen mit bruchmechanischen Vorgängen und strukturdynamischen Verschiebungen ausgewertet.

In einem ersten Schritt wurden mit dem Programm DAPSY Rechnungen mit experimentell bestimmten Rißformen und Rißausbreitungsgeschwindigkeiten zur Ermittlung von Druckverteilungen im Versuchsbehälter während des Berstvorganges durchgeführt. Für die Nachrechnungen einzelner Versuche, bei denen es zu einem Längsriß kam, wurde das Fluidvolumen der Behälter durch ein dreidimensionales Netzwerk aus 61 Rohrteilen dargestellt. Ein Vergleich von Meßkurven mit rechnerisch ermittelten Werten ist in Bild 29 dargestellt. Man erkennt, daß mit dem Programm der zeitliche Verlauf der Druckentlastungswellen und deren Reflexion an Behälterenden sehr gut simuliert werden kann. Abweichungen vom gemessenen Druckverlauf lassen sich auf das Strukturverhalten der Behälter während des Berstvorganges zurückführen. Um diese Wechselwirkung zwischen Strukturverschiebungen und Zustandsänderungen im Fluid zu quantifizieren, kann die mit Strukturdynamik-Programmen errechnete lokale Behälteraufweitung während der Rißausbreitung als zeitabhängige Funktion in das DAPSY-Programm eingegeben werden. Diese Art einer indirekten Kopplung zwischen Fluid und Struktur ermöglicht nur eine erste Trendaussage zu dieser Wechselwirkung. Nachfolgend wird daher eine wesentlich genauere Methodik erläutert.

Anwendung bei fluid-strukturdynamisch gekoppelten Problemen

Zur Beschreibung von Problemen, bei denen die durch fluiddynamische Transienten induzierten Belastungen eine Wechselwirkung zur das Fluid umgebenden elastischen Struktur erwarten lassen, wurde das Programm DAPSY durch einen das dynamische Verhalten der Struktur beschreibenden Teil erweitert. Ein Kopplungsmodul bewirkt den Datenaustausch zwischen beiden Programmteilen, die zusammen das Programmsystem DAISY[1] darstellen. Eine erste Möglichkeit, dieses Programmsystem DAISY an experimentellen Ergebnissen zu überprüfen, bietet die Voraus- und Nachrechnung der RDB-Einbauten-Versuche aus dem HDR-Sicherheitsprogramm RS 123B des BMFT, an dem sich die GRS im Rahmen einer analytischen Begleitung beteiligt. Bei diesen Versuchen handelt es sich um sog. Blowdown-Experimente an einem Druckgefäß mit Einbauten (Bruch des Eintrittsstutzens) unter nahezu realen DWR-Bedingungen, bei denen die fluiddynamischen Beanspruchungen der Druckgefäßeinbauten (Kernmantel) gemessen werden.
In Bild 30 ist exemplarisch eine gemessene und berechnete örtliche Druckdifferenz am Kernmantel für einen Zeitbereich von 100 ms nach Blowdown-Beginn dargestellt. Es ist zu erkennen, daß einerseits die Wechselwirkung zwischen Fluid und Struktur gut mit DAISY simuliert werden kann. Andererseits zeigt der Vergleich zwischen Rechnungen mit und ohne Wechselwirkung deutlich die Notwendigkeit der Anwendung von gekoppelten Berechnungsmethoden, da sowohl die Amplituden als auch insbesondere das Frequenzverhalten der fluiddynamischen Transienten entscheidend durch die elastisch reagierende Struktur beeinflußt wird und umgekehrt.
Diese Zusammenstellung von Berechnungsbeispielen zeigte einen Einblick in die Vielfältigkeit der Anwendungsmöglichkeiten des Programmsystems DAPSY. Die bisher gewonnenen Erfahrungen auf den Gebieten der Verifikation und Sicherheitsanalysen ergeben den Eindruck eines Programmsystems, welches die hohen Ansprüche an eine realitätsgetreue Beschreibung von fluiddynamischen Vorgängen voll befriedigt.

[1] A. Badur, H. Schürkamp: DAISY – A Method for Calculating Fluid-Structure Interaction Phenomena in Reactor Safety Problems (Theory and Experimental Verification) to be presented to 6th SMIRT, Paris (France), 17.–21. August 1981

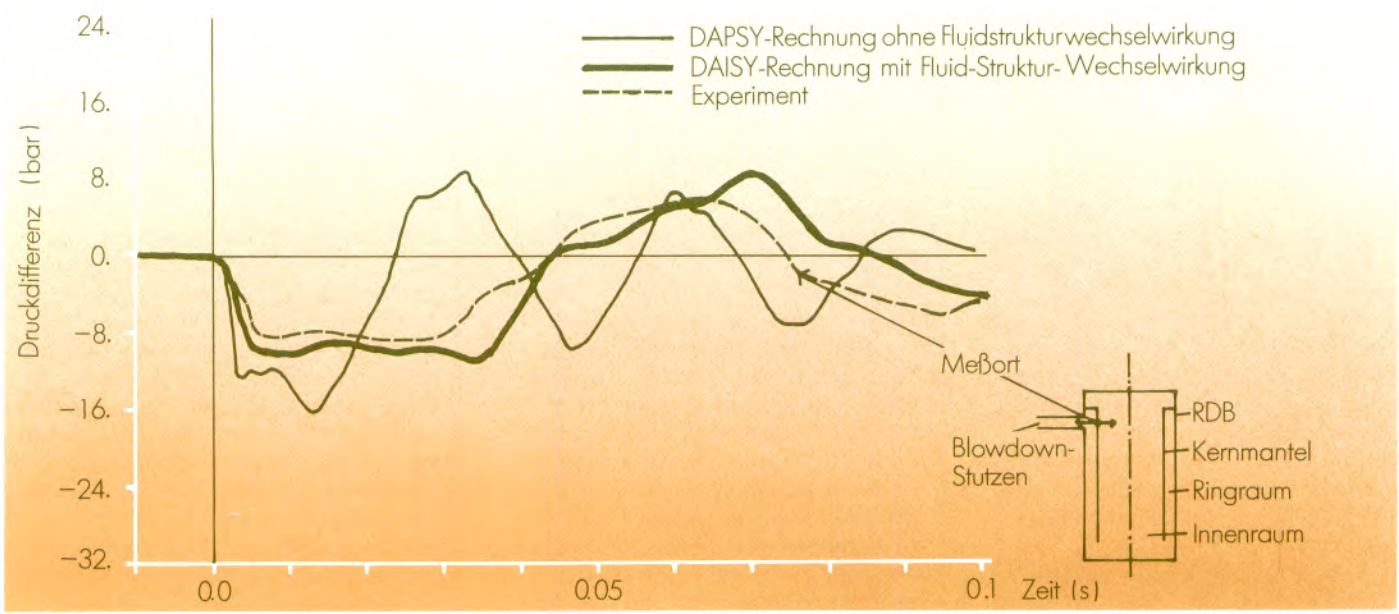


Bild 30: RDB-Einbauten Versuch V31.1
Experimentell ermittelte und berechnete (mit und ohne Fluid-Struktur-Kopplung) örtliche Druckdifferenz am Kernmantel des HDR

3.11 Datenverarbeitung

Numerische Verfahren

Die effiziente Gestaltung, wenn nicht sogar die grundsätzliche Realisierbarkeit einer Modellentwicklung oder Systemanalyse hängt vielfach ganz entscheidend davon ab, daß geeignete numerische Verfahren zur Lösung der anstehenden Aufgaben gefunden werden. Um die Problematik zu verdeutlichen, sollen derartige methodische Arbeiten am Beispiel des Teilforschungsprojektes „Erdbeben" des HDR-Sicherheitsprogrammes erläutert werden. Im Rahmen dieses Projektes wurden theoretische Untersuchungen zum Schwingungsverhalten des Reaktorgebäudes des Heißdampfreaktors Kahlstein bei mittlerer und hoher Anregung durchgeführt und die Rechenergebnisse mit den experimentell gewonnenen Meßdaten verglichen.
Ausgehend von ähnlichen Untersuchungen auf niedrigem Belastungsniveau – sie sind im GRS-Jahresbericht 1978 kurz beschrieben, – ist das damals verwendete Berechnungsmodell aufgrund der erweiterten Anforderungen verfeinert und zur Erfassung neuer Effekte modifiziert worden. Im einzelnen erforderte dies folgende Arbeiten:

- Ergänzungen des Finiten-Element-Modells für den Innenbereich des Reaktorgebäudes, um die Schwingungsantworten, die als Belastungsgrößen für weiterführende Berechnungen dienen, genauer zu erfassen
- Ergänzungen des Modells für den Kuppelbereich des Reaktorgebäudes, an dem die Lasteinleitung für Stoßkräfte erfolgt
- Entwicklung eines Verfahrens, das mit vergleichsweise geringem numerischen Aufwand aus den Ergebnissen einer für einen bestimmten Belastungsgrad durchgeführten Eigenwertanalyse die Eigenformen und -werte bei einem anderen Belastungsgrad liefert. Damit konnte untersucht werden, welchen Einfluß die vom Belastungsgrad abhängigen Bodeneigenschaften auf das Eigenschwingungsverhalten des Systems Bauwerk-Untergrund ausüben
- Entwicklung eines numerischen Verfahrens zur besonders effizienten Lösung der Bewegungsgleichungen der Strukturdynamik
- Entwicklung von Methoden für die Berechnung von Spannungsmaxima bei harmonischer und transienter Anregung der Struktur

Mit den verwendeten theoretischen Ansätzen und den daraus abgeleiteten numerischen Verfahren wurden Ergebnisse erzielt, die von Ausnahmen abgesehen, mit den experimentellen Befunden gut übereinstimmen. Beispielsweise wird die theoretisch vorausgesagte Variation der Eigenwerte mit dem Belastungsgrad weitgehend vom Experiment bestätigt. Auch die für verschiedene Belastungstypen berechneten Gebäudeantworten konnten mit den Experimenten in vielen Fällen verifiziert werden. Wo größere Abweichungen auftreten, sind diese meist in Unterschieden zwischen vorausberechneten und gemessenen Dämpfungen begründet. Bild 31 zeigt beispielhaft die Gegenüberstellung der Rechen- und -meßergebnisse für die Beschleunigung an einem Punkt im Innern des Reaktorgebäudes. Hinsichtlich Amplitudenhöhe und Frequenzlage stimmen die Ergebnisse weitgehend überein. Die unterschiedlichen Amplituden bei der ersten Resonanzüberhöhung sind auf eine zu große theoretische Dämpfung zurückzuführen.

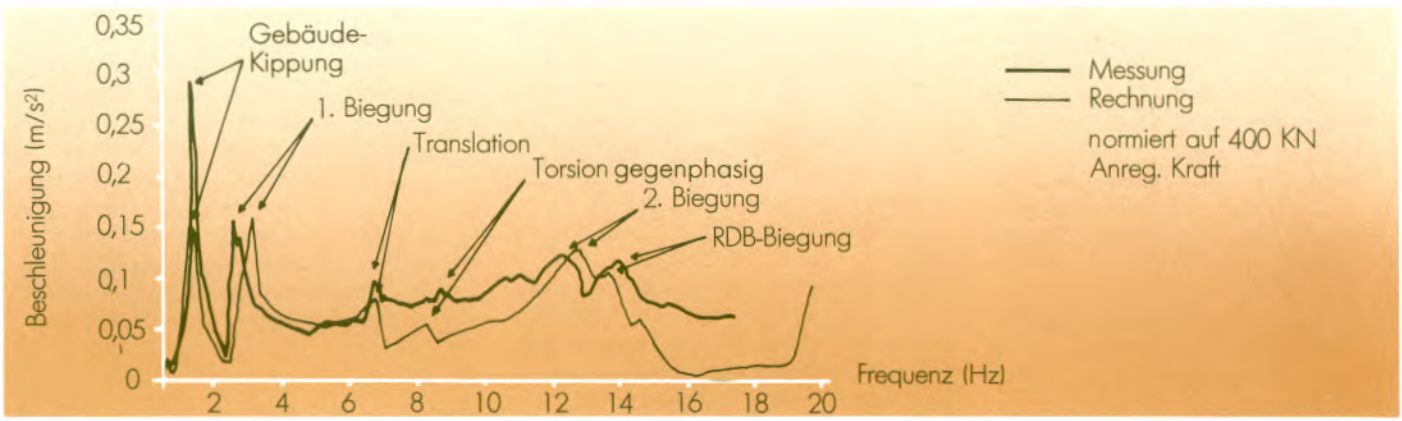


Bild 31 : Beschleunigung in Abhängigkeit von der Frequenz bei Shakeranregung an einem Punkt im Inneren des Reaktorgebäudes

Programmierung

In der GRS stellt die Entwicklung und Anwendung umfangreicher Simulationsprogramme ein wichtiges und umfangreiches Aufgabengebiet dar. Die effiziente Realisierung der laufend detaillierter und komplexer werdenden, fortschrittlichen Rechencodes stellt besondere Anforderungen an die dafür einzusetzende Programmiertechnik. Dabei treten zwei für die technisch-wissenschaftliche Datenverarbeitung typische Themenkreise zunehmend in den Vordergrund: „Software-Engineering" und „Graphische Datenverarbeitung".

Software-Engineering

Software-Engineering – ein Begriff, für den es keine völlig gleichwertige deutsche Bezeichnung gibt – betrachtet die Programmierung als Technologie für die „Fertigung" von Rechenprogrammen. Wie bei jedem anderen technischen Fertigungsprozeß muß bei der Erstellung von Programmen besonderes Augenmerk gerichtet werden auf:

- Effiziente Projektplanung und -abwicklung
- Rationelles und übersichtliches Herstellungsverfahren mit den Stufen:
  - Problemanalyse und DV-gerechte Anforderungsdefinition mit möglichst guten organisatorischen Methoden und Hilfsmitteln
  - Programmentwurf unter Berücksichtigung von Alternativen, der Weiterentwicklung neuer Ausbaustufen und einfacher Programmwartung
  - Codierung mit geeigneten Werkzeugen (z. B. Precompiler, Programmentwicklungssystem)
  - Programmtest und Qualitätskontrolle möglichst systematisch (Teststrategie) mit maschinengestützten Methoden (Testhilfen)
  - Programmdokumentation in allen Phasen nach entsprechenden Regeln und Normen, unterstützt durch automatische Dokumentationssysteme (z. B. DCF = Document Composition Facility)
- Umfassende und sichere Archivierung aller relevanten Daten über das „Software-Produkt"
- Einsatzunterstützung und laufende Betreuung für den Programmanwender.

Mit dieser Zielsetzung wurden im Berichtsjahr verschiedene, neue Programmpunkte (Software-Tools) eingeführt. Als Beispiel seien genannt der FORTRAN-Precompiler SFORTRAN, der die Methodik der strukturierten Programmierung unterstützt und das Dokumentationssystem DCF (Document Composition Facility), das eine projektbegleitende Programmdokumentation erleichtert. Als nächster Schritt ist die Installation eines Systems zur Sicherung von Quell-Programm-Modulen und zur besseren Organisation der Bibliothek für ablauffähige Programme vorgesehen.

Grafische-Datenverarbeitung

Ein großer Teil der in der GRS eingesetzten Rechencodes dient zur detaillierten, zeitlichen Simulation von Vorgängen in kerntechnischen Anlagen, wobei häufig dreidimensionale, räumliche Effekte nachzubilden sind. Als Problem erweist sich dabei die erhebliche Menge produzierter Daten, die in Zahlenform kaum mehr überschaubar ist.
Seit längerem wird daher eine geeignete, graphische, teils auch perspektivische Darstellung der Rechenergebnisse auf geeigneten Geräten wie Plottern, graphischen Bildschirmen oder Filmgeräten praktiziert. Dabei herrscht nicht nur bei den einsetzbaren Geräten eine große Typenvielfalt. Auch bei der Graphik-Software hat sich bislang keine eindeutige Standardisierung durchgesetzt. Dies erschwert zum einen die Darstellung einmal erzeugter Bilder auf unterschiedlichen Medien und erschwert zum anderen den Austausch von Programmen, die graphische Funktionen beinhalten, ganz außerordentlich. Aus diesem Grunde haben wir in der GRS das geräteunabhängige, weltweit am meisten verbreitete Graphik-Softwarepaket DISSPLA (Display Integrated Software System and Plotting Language) beschafft. Dieses Paket ist sowohl mit verschiedenen in der GRS entwickelten Graphik-Auswertungsprogrammen (POLYPLOT, FLOTP) als auch mit extern verfügbaren, graphischen Post-Prozessoren (z. B. EXCON/TRAP für TRAC-PD2 und BEACON-MOD2) koppelbar. Zur Abrundung des Funktionsumfanges wurden auf der Grundlage von DISSPLA außerdem einige neue Plotprogramme (z. B. für MULTIPOL und ANISN) entwickelt (Bild 32 und 33).
DISSPLA hat den Vorzug, daß bei seiner Verwendung die darzustellenden Daten zunächst in geräteneutraler Form abgespeichert werden.
Erst in einem zweiten Schritt werden die Daten auf dem vom Anwender bestimmten graphischen Gerät ausgegeben. Dabei hat der Benutzer die Möglichkeit, die Darstellungen – unter Umständen sogar interaktiv – noch zu modifizieren. Parallel zu diesen softwareseitigen Maßnahmen wurde mit der Einführung von sogenannten graphischen Arbeitsplätzen begonnen. Diese gestatten dem Benutzer einen interaktiven Bildaufbau auf einem graphischen Bildschirm hoher Auflösung. Diese Einrichtung trägt bei verschiedenen Anwendungen erheblich zur Beschleunigung der Arbeiten bei (Bild 34).

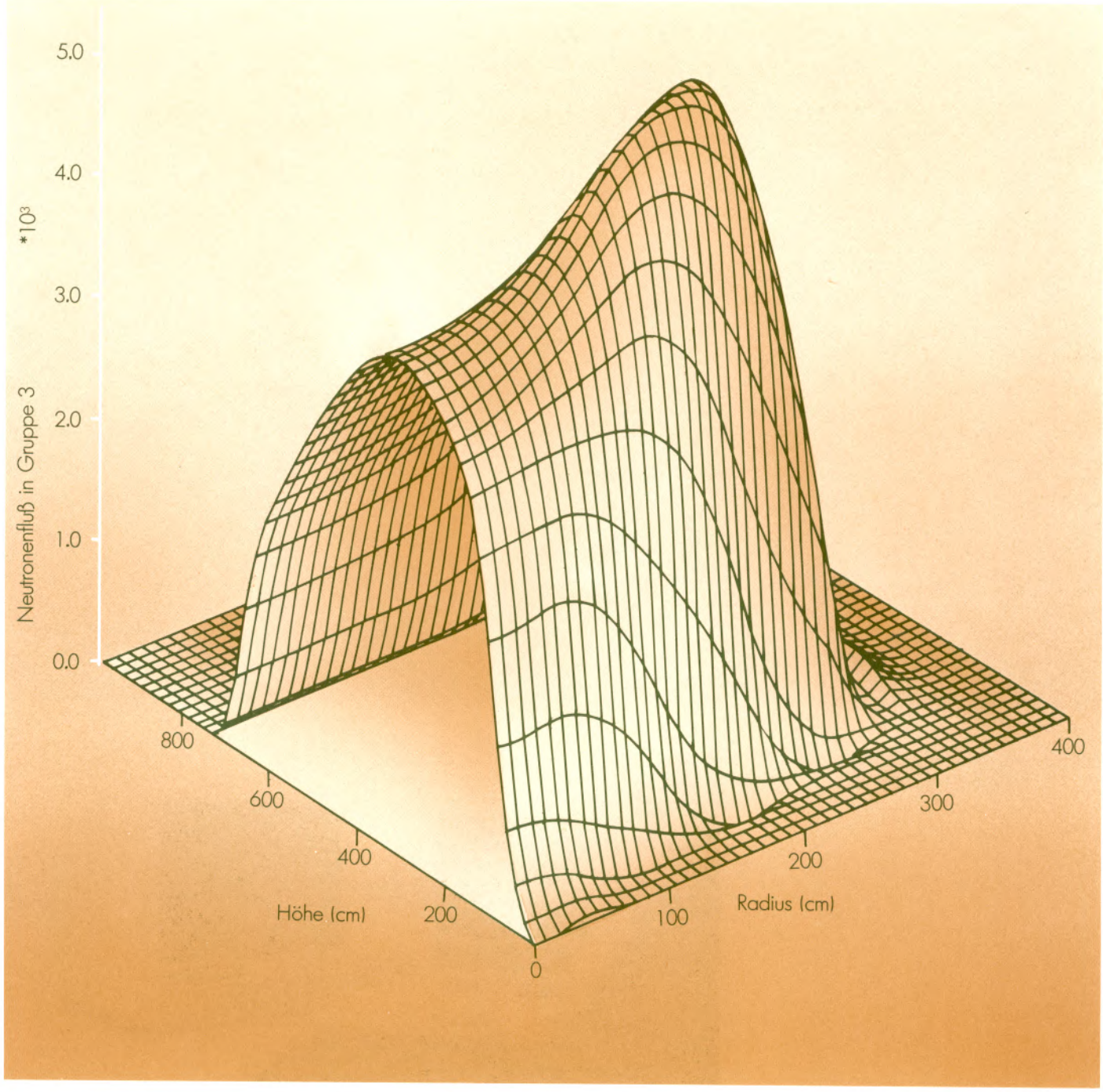


Bild 32: Multipol Neutronenfluß in THTR 300

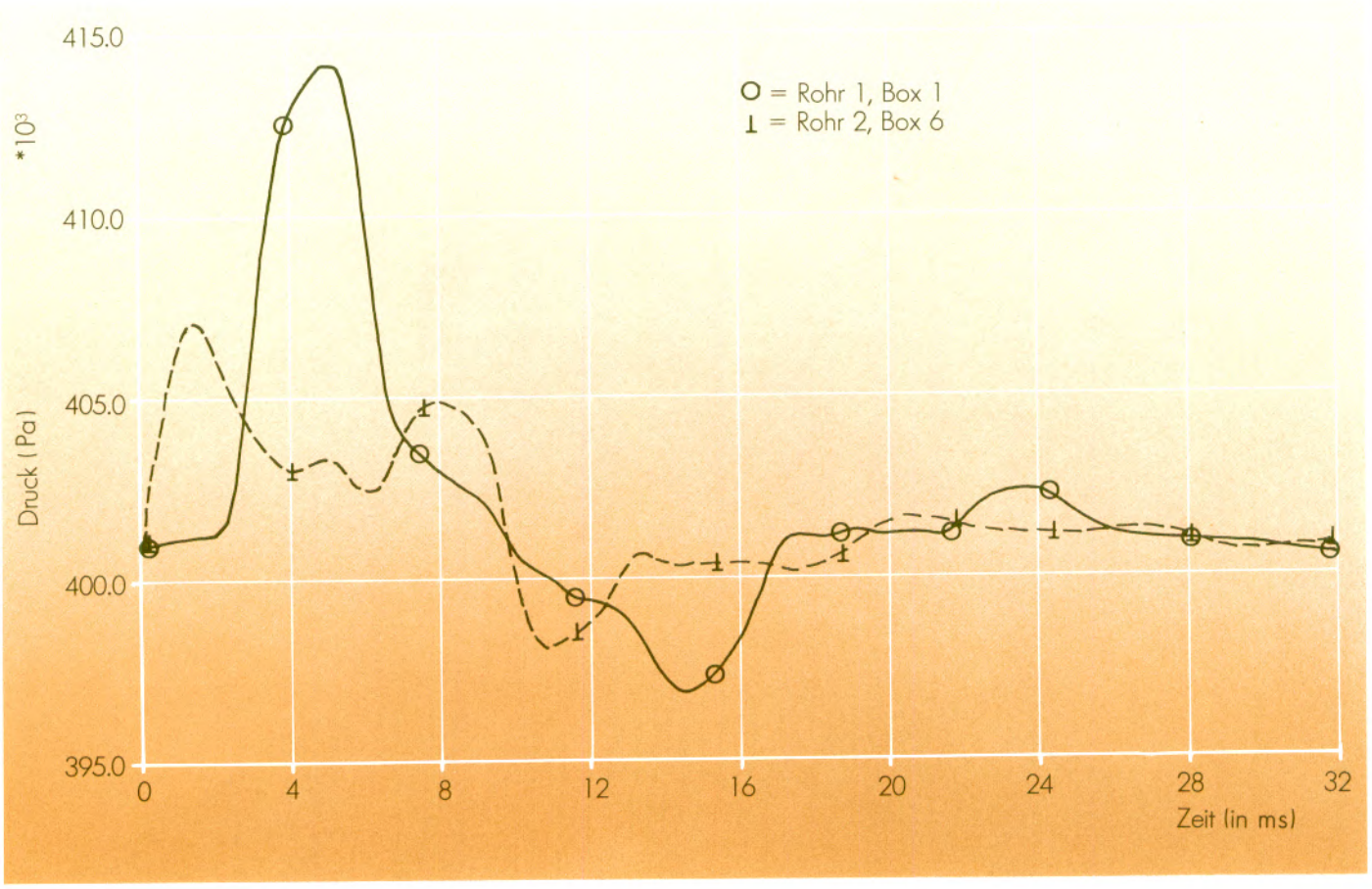


Bild 33: Anwendungsbeispiel zum Online Plotprogramm „FLOTT"

Bild 34: Grafischer Arbeitsplatz IBM 3277/GA

Rechenzentrum

Die Aufgabe des Rechenzentrums wird in der GRS nicht nur darin gesehen, einen reibungslosen und wirtschaftlichen Routinebetrieb zu gewährleisten. Es wird darüber hinaus vielmehr angestrebt, durch die Nutzung technologisch verbesserter Einrichtungen und die Einführung neuer Software-Funktionen dem Benutzer ein dem Bedarf angepaßtes zukunftssicheres System hoher Leistungsfähigkeit anzubieten.
Dazu ist es notwendig, die sehr innovativen Entwicklungen auf dem Hardware- und Software-Sektor intensiv zu verfolgen und im Hinblick auf die eigenen Bedürfnisse zu bewerten.
Die Einführung neuer Funktionen erfordert vielfach einen erheblichen zeitlichen Vorlauf. Es ist daher notwendig, durch aussagefähige Betriebsanalysen geeignete Vorgaben für eine vorausschauende Planung zu bestimmen.
Solche Analysen, wie sie in den Bildern 35 und 36 beispielhaft gezeigt werden, dienen einmal dazu, den Erfolg getroffener Ausbau- oder Tuning-Maßnahmen zu quantifizieren und zum anderen Engpaßsituationen bereits in der Phase der Anbahnung zu erkennen.

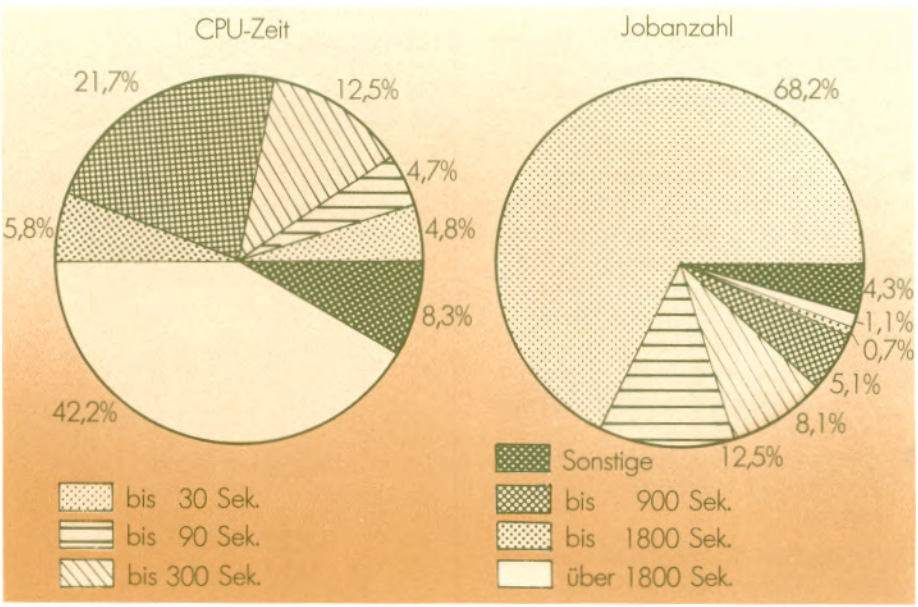


Bild 35: JOB-Klassen Analyse 1980

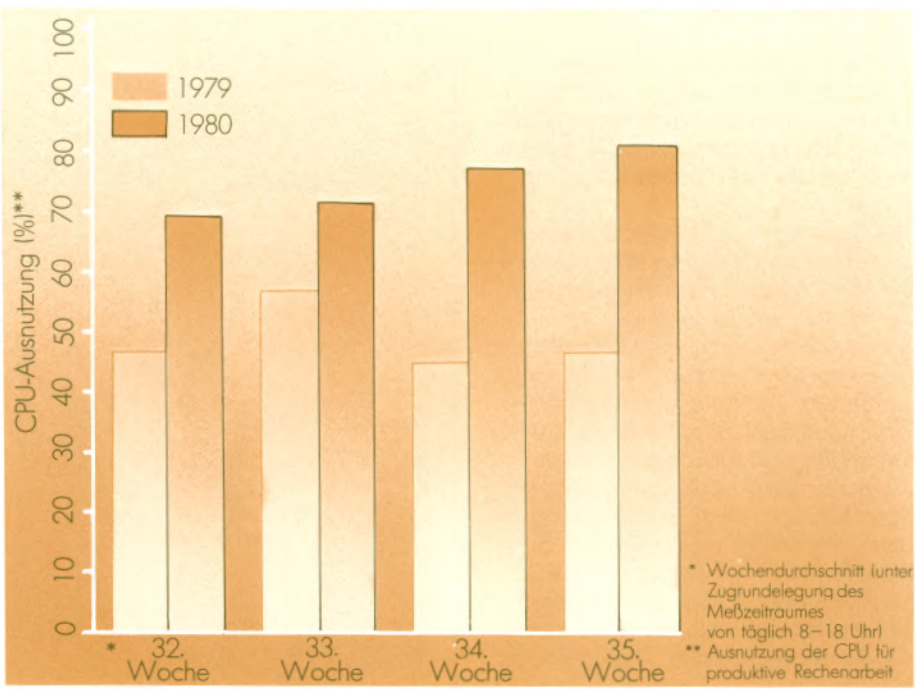


Bild 36: Durchsatz Analyse (Vergleich)

Sehr deutliche Verbesserungen im Antwortzeitverhalten der DV-Anlage der GRS konnten im vergangenen Jahr durch folgende Aktionen erreicht werden:

- Einführung der Betriebssystem-erweiterung MVS/SE2 (Release 3.8) in Verbindung mit dem Programm-produkt MVS/SE Assist von Amdahl. Es handelte sich dabei um die erste derartige Installation auf einem Amdahl-Rechner in Europa.
- Inbetriebnahme des Schnellspeicher-systems STC 4305 (zweite Installation in Deutschland).
- Ausbau des Hauptspeichers der Amdahl 470 V/6 II von 4 auf 6 MBytes.

Der Erfolg dieser Maßnahmen ist an der erzielten Durchsatzsteigerung während des Tagesbetriebes und der reduzierten Job-Verweilzeit leicht erkennbar (Bild). Auch die Antwortzeiten im Dialogbetrieb verkürzten sich drastisch.
Verbesserte Arbeitsmöglichkeiten für Benutzer ergaben sich aus der Einführung des ersten interaktiven graphischen Arbeitsplatzes (IBM 3277 GA) und eines on-line Plot-Systems (Calcomp 1012).
Der Steigerung der Betriebssicherheit und Übertragungskapazität der Datenleitungen zwischen Garching und Köln diente die Installation eines Kommunikationsrechners (RCP = Remote Concentrator Processor) in Köln. Damit wurde der Aufbau einer sogenannten CNS (Communication Network System)-Verbindung möglich, die zu einem wesentlich besseren Nutzungsgrad der Datenleitungen führte. In Verbindung mit dem gleichzeitig implementierten Software-Produkt MAF (Multiple Access Facility) ergab sich für die entfernten (remote) Benutzer ein deutlich besseres Antwortzeitverhalten im Dialogverkehr.

Das Software-Angebot wurde im Laufe des Jahres 1980 durch die Installation folgender Programmprodukte abgerundet:

- DCF (Document Composition Facility)
- VS APL (Virtual Storage/ A Programing Language)
- FORTRAN Interactiv Debug Compiler
- IMSL (International Mathematical + Statistical Library).

Bild 38 zeigt, daß sich die monatlichen Durchschnittswerte für die Anzahl bearbeiteter Jobs und abgewickelter TSO-Sitzungen auf dem erreichten hohen Niveau stabilisiert hat. Die geleistete CPU-Zeit ist dagegen mit einer Steigerung von knapp 50% gegenüber dem Vorjahre weiter stark angewachsen (Bild 39).

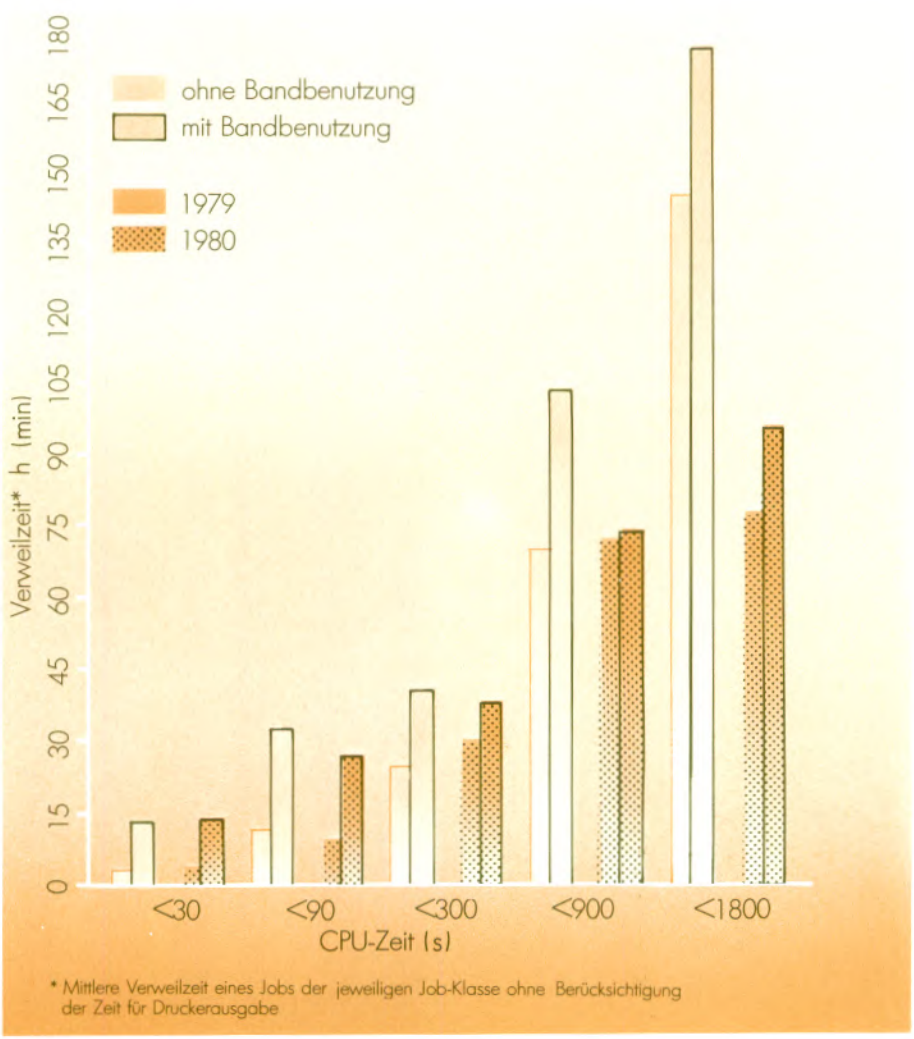


Bild 37: Verweilzeit Analyse nach JOB-Klassen (Vergleich)

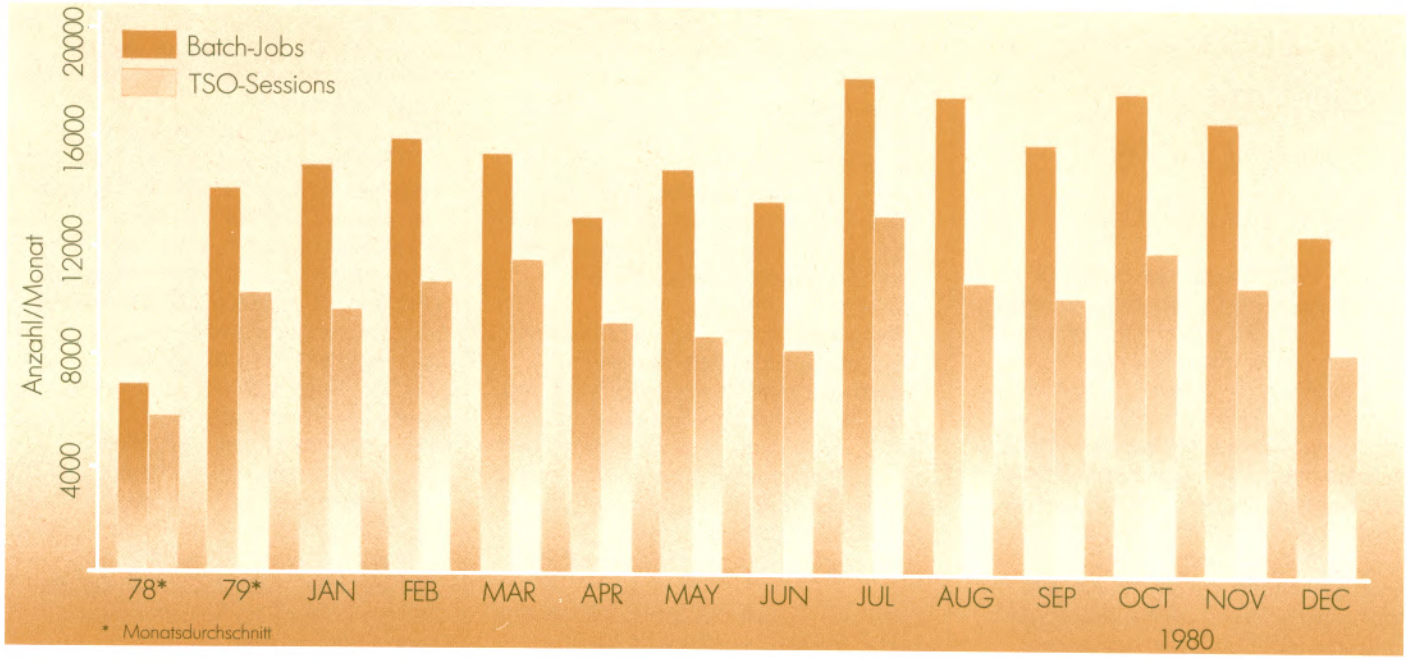


Bild 38: Systemnutzung

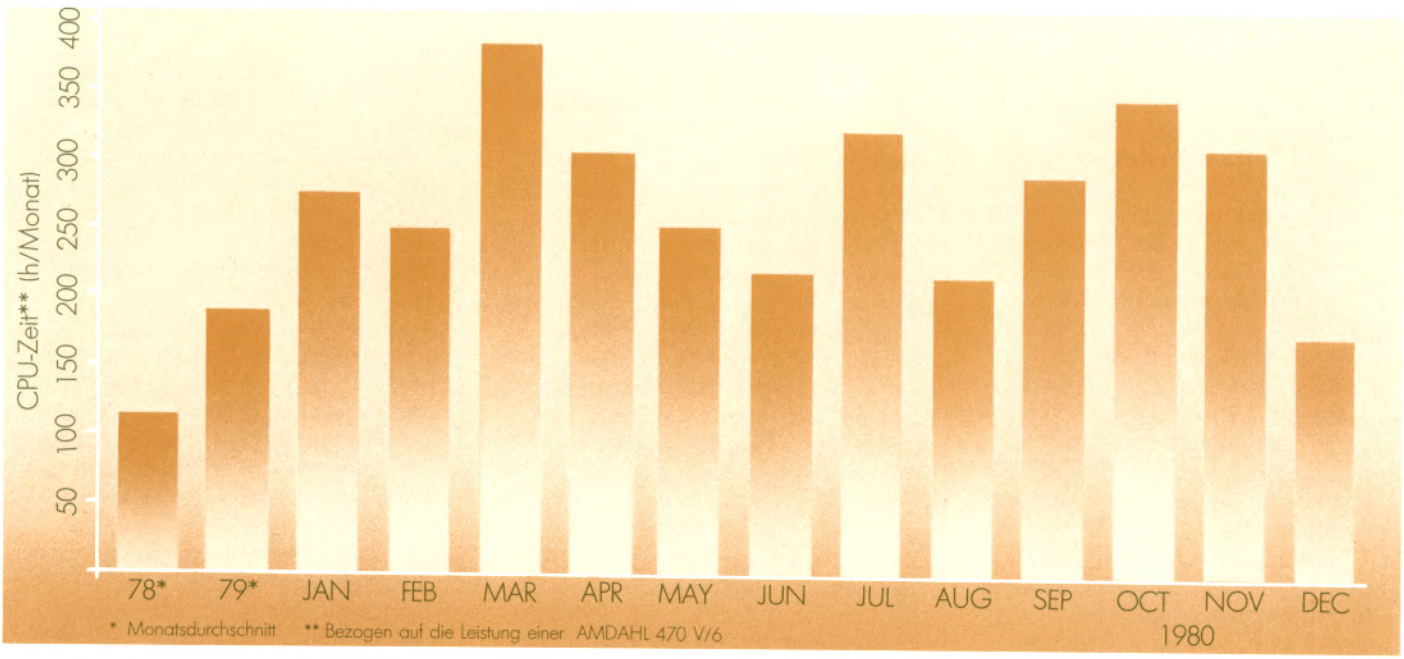


Bild 39: Systemnutzung

3.12. Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen

Im Juni 1979 billigte der Board of Governors der IAEO ein „Supplementary Nuclear Safety Programme", um auch im Rahmen dieser internationalen Organisation die Anstrengungen im Bereich der nuklearen Sicherheit zu verstärken. Diese zusätzlichen Aufgaben wurden durch freiwillige Zuwendungen von Mitgliedsländern außerhalb des bereits verabschiedeten Budgets für 1980 ermöglicht, in der Form zusätzlicher finanzieller Beiträge und außerdem (durch die USA und die Bundesrepublik Deutschland) durch die kostenfreie Abstellung von Fachleuten. Diese Abstellungen waren auf ein Jahr begrenzt, wurden dann aber auf Bitten der IAEO um ein weiteres Jahr verlängert.
Der deutsche Beitrag wurde geleistet, indem die GRS einen ihrer erfahrenen Sachverständigen nach Wien abstellte, der dort seit Anfang 1980 in der Division of Nuclear Safety tätig ist. Diese Mitarbeit erweist sich nicht nur für die IAEO und die Bundesregierung als nützlich, sondern auch für die GRS, z. B. durch das Kennenlernen der Arbeitsweise, der Möglichkeiten und Beschränkungen dieser internationalen Organisation, durch die Zusammenarbeit mit den einschlägig tätigen Stellen ihrer Mitgliedsländer und durch die persönlichen Kontakte mit den dort oder im Ausland tätigen Fachleuten.
Die zusätzlichen finanziellen Mittel (inzwischen in das reguläre Budget für 1981 aufgenommen) und die zusätzlichen Fachkräfte wurden und werden dafür eingesetzt, eine große Zahl bereits laufender oder neuer Aktivitäten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu verstärken bzw. in Angriff zu nehmen.
Ohne Anspruch auf Vollständigkeit zu erheben, seien nachfolgend einige dieser Aktivitäten genannt. Das nach außen hin sicher markanteste Ergebnis dieser Bemühungen war die Conference on Current Nuclear Safety Issues, die vom 20. bis 24. Oktober 1980 in Stockholm stattfand.
Weniger sichtbar, aber nicht weniger wirksam, sind die Bemühungen im Bereich der Fortbildung, der Entwicklung sicherheitstechnischer Richtlinien (z. B. NUSS Programm), des Informations- und Erfahrungsaustauschs, der Förderung der Zusammenarbeit, der direkten Unterstützung bei der Lösung allgemeiner oder spezieller Probleme.

Unter dem Begriff FORTBILDUNG ist eine breite Palette von Möglichkeiten zusammengefaßt. Wohl am bekanntesten sind die IAEA Trainingskurse, an deren Durchführung die Bundesrepublik Deutschland ein dankenswertes Interesse nimmt und an denen auch die GRS durch bereitwillige Teilnahme von Vortragenden mitwirkt.

Jährlich werden etwa 6 bis 8 Kurse auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit veranstaltet. Sie dauern etwa 8 bis 12 Wochen und behandeln Themen wie Genehmigung und Aufsicht, Standortuntersuchung und -bewertung, Qualitätssicherung, Begutachtung, Strahlenschutz, Notfallschutz usw. Der Zweckmäßigkeit entsprechend wird ein Großteil der Kurse in Englisch abgehalten, hauptsächlich im Kernforschungszentrum Karlsruhe und im Argonne National Laboratory, USA. Es gibt aber auch französisch- und spanischsprachige Kurse in Frankreich, Spanien und Argentinien.
Die Aufteilung der Kurse in Vorträge, Diskussionen, Workshops und Exkursionen hat sich gut bewährt. Diese Mischung und die inzwischen umfangreiche Erfahrung der Veranstalter sind wohl ein Schlüssel für die fast durchweg positive Beurteilung durch die Kursteilnehmer.
Die Kurse stehen grundsätzlich allen 110 Mitgliedsländern der IAEO offen. Im allgemeinen rekrutiert sich die Mehrzahl der etwa 30 Teilnehmer aus Entwicklungsländern, aber auch einige osteuropäische und westeuropäische Länder sind vertreten. Die Teilnehmer werden anhand von Bewertungsunterlagen von der IAEO ausgewählt.
Zur Vertiefung der während der Kurse vermittelten Kenntnisse wird, insbesondere in den USA, einer begrenzten Zahl von Teilnehmern ein anschließendes mehrmonatiges „on-the-job training" angeboten, um sie mit der praktischen Anwendung z. B. von Prüfverfahren, Qualitätssicherungsmethoden oder Sicherheitsanalysen vertraut zu machen.
Diese Kurse wie auch andere Trainingsaufenthalte haben einen nachhaltigen Effekt, wie sich bei Auslandsaufenthalten immer wieder zeigt.
Da die Trainingskurse und andere von der IAEO geförderten Trainingsmöglichkeiten hauptsächlich von Personen des mittleren und höheren Managements wahrgenommen werden, bildet die IAEO z. B. ein Technical Committee (TC), das die Möglichkeiten untersuchen soll, auch den unteren Ebenen, einschließlich Technikern und Facharbeitern, ein aufgabengerechtes Training zu ermöglichen. Das TC folgt damit einer Empfehlung der INFCE Konferenz und wird Ende März 1981 zusammentreten.
Die Lösung dieser Aufgabe ist besonders schwierig, denn sie erfordert wegen der notwendigen Praxisnähe erhebliche technische Ausrüstungen, die eine möglichst effektive Nutzung besonders wünschenswert machen, z. B. in Trainingszentren. Dem steht eine Diversifizierung der Anlagen entgegen und der Zwang, die jeweilige Landessprache zu benutzen, da

Fremdsprachkenntnisse nicht vorausgesetzt werden können. Dies sind nur einige der Probleme, die diesem TC das Leben schwer machen werden.

Eines der umfangreichsten Projekte auf dem Gebiet der Richtlinien ist das NUCLEAR SAFETY STANDARDS PROGRAMME, kurz: NUSS Programm. Hierbei handelt es sich um den Aufbau eines zusammenhängenden internationalen sicherheitstechnischen Regelwerkes für Kernkraftwerke, an dem alle interessierten Mitgliedsländer aus Ost und West, Nord und Süd mitarbeiten. Die IAEO stellt hierfür nur das Sekretariat, die eigentliche Arbeit wird von internationalen Experten geleistet.
Das ehrgeizige Programm umfaßt fünf Bereiche, nämlich Genehmigung und Aufsicht, Standort, Auslegung, Betrieb und Qualitätssicherung. Von den über 50 vorgesehenen Richtlinien wurden seit Beginn der Arbeiten im Jahr 1975 bereits 25 veröffentlicht und weitere 26 sind in einem zumeist fortgeschrittenen Entwicklungsstadium. Sie basieren auf internationalen Regeln und Richtlinien, aber auch auf Praktiken, die hier zum erstenmal formuliert wurden.
Diese enorme Aufgabe wurde in Angriff genommen, weil immer mehr Länder die Kernenergie nutzen wollen, wodurch das Interesse an einem einheitlichen und international akzeptierten Richtlinienwerk wuchs.
Die IAEO bietet ihren Mitgliedsländern direkte Unterstützung bei der Lösung allgemeiner oder spezieller Probleme durch die Entsendung von EXPERTEN-GRUPPEN oder Einzelexperten. Diese Unterstützung reicht von der Beratung beim Aufbau gesetzlicher Regelungen und organisatorischer Strukturen bis zur technisch-wissenschaftlichen Mithilfe bei der Lösung spezieller Einzelprobleme. Hierzu werden sowohl Angehörige der IAEO als auch, und vor allem, externe Experten herangezogen. Die Dauer dieser Expertenbesuche ist meistens kurz (wenige Wochen), sie kann aber auch ein Jahr betragen.
Der Charakter einer internationalen Organisation prädestiniert die IAEO für zwei wichtige Funktionen: als Förderer für den INFORMATIONSAUSTAUSCH und die KOOPERATION. Zwar gibt es durchaus andere Organisationen, die in dieser Hinsicht wichtige und wertvolle Arbeit leisten, wie z. B. die OECD/NEA oder die EG, und die IAEO ist nicht daran interessiert, deren Ergebnisse zu duplizieren. Sie hat aber durch ihre große Mitgliedschaft die Möglichkeit, wichtige Länder einzubeziehen, die außerhalb dieser Organisationen stehen.
Zwei besonders wichtige Zielrichtungen sind der Austausch von Betriebserfahrungen und eine sinnvolle Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung. Beide Ziele erfordern geduldige Arbeit, wie sie bereits seit einigen Jahren geleistet wird. Sie zu intensivieren war eine Absicht des „Supplementary Nuclear Safety Programme". So wird zum Beispiel im Bereich der Reaktorsicherheitsforschung im größeren Rahmen der IAEO und unter Einbeziehung von OECD/NEA, EG und CMEA eine sinnvolle Zusammenarbeit entwickelt.
Weitere Möglichkeiten des Informationsaustausches und der Zusammenarbeit bieten Konferenzen, Tagungen und Seminare, wie z. B. das im Dezember 1980 gemeinsam veranstaltete IAEO/ISO Seminar, auf dem jeweilige Arbeiten auf dem Gebiet der Richtlinien und Standards diskutiert wurden, oder die Entwicklung von Hilfsmöglichkeiten bei Notfällen.

3.13 Information

Die GRS informiert über Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen und des Strahlenschutzes. Ein Teil unserer Informationsarbeit soll über möglichst effektive Meinungsmultiplikatoren auch die breite Öffentlichkeit erreichen. Übergeordnetes Ziel dieser Arbeit ist es, die z. T. diffusen Vorstellungen über die friedliche Nutzung der Kernenergie zu klären, aber auch Basisinformationen zu vermitteln als Grundlage für eine ausgewogene Meinungsbildung.
Trotz der ständig gewachsenen Informationsflut ist nur schwer ein Zuwachs an Informiertheit auszumachen. Andere Kanäle der Kommunikation sollten daher geöffnet werden.
Daß ein echtes Kommunikationsbedürfnis in weiten Teilen der Öffentlichkeit vorhanden ist, steht angesichts der vielen hundert allein der GRS auflaufenden spontanen Anfragen, schriftlich und mündlich, außer Zweifel. Bemerkenswert hoch war der im vergangenen Jahr aus dem schulischen Bereich stammende Teil der Anfragen.
Das geschriebene Wort steht im Vordergrund dieser Informationsarbeit. Es richtet sich an den „interessierten und gebildeten Laien". Das darauf abgestimmte Programm wurde in zwei verschiedenen GRS-Publikationsserien praktisch umgesetzt, den

- Broschüren „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen"
  und den
- Faltblättern zu Basisthemen der friedlichen Nutzung der Kernenergie.

Diese bescheiden aufgemachten Serien wurden im Laufe der Jahre durch immer neue Titel angereichert und waren – gemessen an der öffentlichen Resonanz – erfolgreich. Die Faltblätter erreichten Auflagen von bis zu 50 000 Exemplaren, die umfangreicheren Broschüren immerhin bis zu 10 000 Exemplare. Die

behandelten Themen wurden nach ihrer Wichtigkeit für die Öffentlichkeit und weniger aufgrund aktuellen Tagesgeschehens ausgewählt. Dies zeigt sich an folgender Auswahl der Broschüren:

- Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
- Aufbau und Funktion von Kernkraftwerken
  – Einschließlich Sicherheitseinrichtungen –
- Standortwahl für Kernkraftwerke
  – Sicherheitstechnische Aspekte –
- Umgebungsüberwachung bei Kernkraftwerken
- Stillegung von Kernkraftwerken
  – Sicherheitstechnische Aspekte –
- Plutonium
- Schneller Brutreaktor SNR-300
  – Funktion und Sicherheit –
- Der Kernbrennstoffkreislauf
- Notfallschutz bei Kernkraftwerken
- Transporte im Kernbrennstoffkreislauf

In dieser Serie sind damit die wichtigsten sicherheitstechnischen Aspekte, soweit sie für die Bundesrepublik Deutschland von Bedeutung sind, abgedeckt.
Ergänzend seien noch einige Titel erwähnt, die auf aktuelle Ereignisse eingegangen sind und dadurch naturgemäß schneller veralten als die bereits genannten:

- Der Rasmussen-Bericht
  – WASH 1400 (Nureg 75/014) –
- Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen
- Werden Störfälle geheimgehalten?
  – Antwort auf eine BBU-Schrift –
- Das faule Ei des Dr. Vester
  – Eine Buchbesprechung –

Besondere Erwähnung sollen in dieser Serie die Dokumentationen finden, in denen für die gesamte 8. Legislaturperiode des Deutschen Bundestages chronologisch die wichtigsten Aussagen der Bundesregierung auf Fragen der Abgeordneten oder auch im Rahmen von Debatten oder Berichten über die friedliche Nutzung der Kernenergie zusammengestellt wurden. Die einzelnen Aussagen sind über ein Stichwort- und ein Namensregister zugänglich und haben sich als nützliche Quellen für die Informationsarbeit erwiesen.

Speziell für die umfassende aber schnelle Information wurden die Faltblätter entwickelt, deren Titel wie die der Broschüren das Gesamtspektrum sicherheitstechnischer Fragen überdecken:

- Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
- Aufsicht und Kontrolle bei Kernkraftwerken
- Standorte für Kernkraftwerke
- Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken
- Sicherheit von Kernkraftwerken
- Einwirkungen von außen auf Kernkraftwerke
- Umgebungsüberwachung bei Kernkraftwerken
- Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente
- Transporte radioaktiver Materialien
- Entsorgung von Kernkraftwerken
- Notfallschutz bei Kernkraftwerken

Alle Texte sind unter schwierigen Randbedingungen entstanden. Diese werden einerseits durch den Anspruch nach wissenschaftlicher Akribie und gleichzeitiger Verständlichkeit bestimmt, andererseits sollen die Informationen so beschaffen sein, daß sie nicht schnell durch aktuelle Tagespolitik überholt werden.
Die Fülle der erarbeiteten und größtenteils gedruckten Titel wird nach unseren Erfahrungen für eine geraume Zeit genügen, die an uns herangetragenen Fragen umfassend zu beantworten. Es finden sich kaum Themen, die nicht schon behandelt sind. Dieses Programm hat damit einen vorläufigen Abschluß gefunden.

Es soll allerdings gefragt werden, was an Additivem oder Alternativem sinnvoll wäre.
Wirft man einen Blick auf die vielfältigen Publikationen in der Kernenergielandschaft, so stellt man schnell fest, daß kaum Vergleichbares zu den genannten Schriften existiert. Dies rührt vor allem daher, daß die GRS mit dem Anspruch einer interessenfreien Institution nicht nur die Farben Schwarz und Weiß, wie es bei einseitigen Kernenergiegegnern und -befürwortern zu beobachten ist, sondern die Palette der Grautöne darzustellen versucht. Somit beantwortet sich die Frage nach Alternativem.

Die GRS steht als auftragsfinanzierte Gutachterorganisation vor der schwierigen Frage, wie sie die Ergebnisse von Analysen und Recherchen für die Öffentlichkeit transparenter darstellen kann. Dies ergibt sich aus folgendem Sachverhalt:
Einerseits besteht ein Exklusivanspruch des Auftraggebers auf die vertraglich vereinbarten und von ihm bezahlten Ergebnisse in Form von Auftragsberichten (GRS-A-Berichte), der die GRS bindet. Andererseits meldet die Öffentlichkeit den durchaus berechtigten Wunsch nach Zugänglichkeit dieser Informationen an, insbesondere, wenn diese aus öffentlich finanzierten Aufträgen hervorgegangen sind. Die vertragsrechtlich verankerte Vertraulichkeit der Auftragsberichte war bereits mehrfach Anlaß für Kernenergiegegner, uns der Geheimhaltung wichtiger Arbeitsergebnisse zu bezichtigen. Künftighin wird es ein Hauptanliegen der GRS sein, der Öffentlichkeit diese Problematik nicht nur zu erklären, sondern im Einvernehmen mit unseren Auftraggebern für eine Verbesserung einzutreten, indem stärker als bisher über unsere Arbeiten informiert wird.
Nachdenkenswert erscheint es auch, dem interessierten Bürger die

Möglichkeit anzubieten, sich selbst mit Primärinformationen auseinanderzusetzen. Durch ein derartiges Angebot, Sachinhalte für jeden, der es wünscht, in Originalquellen nachprüfbar zu machen, gewänne man ein gutes Stück an Glaubwürdigkeit zurück. Dabei könnte eine seit vielen Jahren bestehende amerikanische Einrichtung Pate stehen, der sog. „Public Document Room", zu dem jeder Bürger Zutritt hat, und wo er alle einschlägigen Dokumente geordnet vorfindet. Die GRS hat eigene Vorstellungen entwickelt, die i. w. auf die amerikanischen Erfahrungen zurückgehen und den Verhältnissen in der Bundesrepublik angepaßt sind. Entsprechend diesen Vorstellungen könnten außer in einer zentralen Stelle für die Bundesrepublik Deutschland, die umfassendes Material enthält, auch dezentral z. B. in der Nähe von Kernkraftwerkstandorten weitere, kleinere Ableger mit dort speziell interessierenden Schriften eingerichtet werden. Dort sollten solche einschlägigen Dokumente und Spezialliteratur verfügbar sein, die für gewöhnlich nicht in Stadtbibliotheken zu finden sind: z. B. Gesetzestexte, Sicherheitsberichte über laufende und beantragte Anlagen, gutachtliche Stellungnahmen, wissenschaftliche Bücher und Zeitschriften sowie kerntechnische Regeln und Sammelwerke.
Solche Einrichtungen könnten nicht nur einen Beitrag zur Entlastung der Behörden leisten. Sie würden darüber hinaus von der Öffentlichkeit als vertrauensbildende und bürgergerechte Maßnahmen angenommen werden.

Bisher hat der Bürger entsprechend der atomrechtlichen Verfahrensverordnung lediglich bei konkreten Bauvorhaben zu Beginn der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für einen begrenzten Zeitraum (vorgeschrieben 2 Monate) die Gelegenheit, Einsicht in Sicherheitsberichte und sonstige spezielle Unterlagen zu nehmen. Da aber ein über diesen Zeitraum hinaus bestehendes Informations- und Mitwirkungsbedürfnis unterstellt werden kann, könnten die Informationsmöglichkeiten auf die gesamte Bau- und Betriebszeit ausgedehnt werden.

Die erforderliche Unabhängigkeit dieser für die Allgemeinheit bestimmten Einrichtungen, die Ergänzung und Alternative zu den bestehenden Informationspavillons der kerntechnischen Anlagen sein könnten, läßt eine Finanzierung nur durch die öffentliche Hand zu.
Ein zusätzlicher Gesichtspunkt sollte nicht unbeachtet bleiben, der sich aus der Möglichkeit ergibt, solche Einrichtungen zu einem Begegnungsort für Fachleute und interessierte Öffentlichkeit zu machen. Diese sollen keineswegs neue Schulungs- oder Bildungszentren sein, sondern ständiges Medium, mit dem Fachwissen durch Diskussion und Erläuterung in zwangloser Form vermittelt werden kann. Diese Möglichkeit wird, allerdings zeitlich begrenzt, im Rahmen von Vortragsveranstaltungen und Seminaren geboten.
Hervorzuheben ist in diesem Zusammenhang das Engagement von GRS-Sachverständigen, die an einer Vielzahl solcher Veranstaltungen als Referenten teilgenommen haben, im Rahmen des von der Bundesregierung geführten Bürgerdialogs. Dieser wurde initiiert, um insbesondere die demokratische Willensbildung und damit einen breiten Konsens über Nutzen und Risiken der friedlichen Nutzung der Kernenergie, aber auch anderer Energietechniken zu fördern.
Folgende zwei Veranstaltungen, bei denen die Experten unter sich waren, aber dennoch in das Umfeld der Thematik gehören, sollen wegen ihrer Neuartigkeit und Aktualität kurz erwähnt werden, denn Voraussetzung für eine vertrauenswürdige Information der Öffentlichkeit ist es, daß Fachleute ausreichend Gelegenheit haben, die eigenen Ergebnisse zu diskutieren und wissenschaftlich breit abzusichern.

- Die auf Anregung und mit Förderung des BMFT durchgeführte 1. GRS-Tagung „Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Tendenzen" wurde von der GRS fachlich und organisatorisch betreut. Diese Veranstaltung verdient nicht nur wegen ihrer aktuellen Thematik Aufmerksamkeit, sondern auch deshalb besondere Erwähnung, weil als Vortragstechnik eine audiovisuelle Form gewählt wurde: der Zuhörer sah gleichzeitig zum gesprochenen Wort Projektionen, die logisch aufeinander abgestimmte Wortfolgen und die Abbildungen enthielten. Die Veranstaltung, die sich auf diese Art sehr gut eingeführt hat, soll in Abständen wiederholt werden. Der Tagungsband wird Anfang 1981 herausgegeben.
- Im Lichte des Störfalls im amerikanischen Kernkraftwerk Three-Mile-Island, Block 2, gewann das Symposium über „Personalorganisation und -qualifikation im Bereich von Kernkraftwerken" große Bedeutung. Der Bundesminister des Innern hat es angeregt und gefördert. Der umfangreiche Tagungsbericht wird häufig verlangt, ein nachträgliches Indiz für die Notwendigkeit dieser Tagung.

3.14. Forschungsbetreuung

Die Arbeit des Bereiches Forschungsbetreuung umfaßte 1980 wie in den Vorjahren die Projektbegleitung und Projektträgerschaft für das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) und die Projektbegleitung für die vom Bundesminister des Innern initiierten Untersuchungen und Studien zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Der Beitrag der Forschungsbetreuung besteht im Erarbeiten von Vorschlägen für Forschungsprojekte, in der fachlichen Bearbeitung von Anträgen bzw. Angeboten für F + E-Vorhaben und in der Sicherstellung einer sach-, termin- und kostengerechten Abwicklung der Vorhaben. Dabei werden in laufenden Gesprächen mit den durchführenden Stellen und Sachverständigen die Weitergültigkeit der vorgegebenen Zielsetzungen sowie die Zweckmäßigkeit des geplanten Vorgehens geprüft. Die Ergebnisse werden anschließend nach ihrer Bedeutung, für die Reaktorsicherheit gewertet. Zusätzlich wurde die Forschungsbetreuung beauftragt, den Bundesminister des Innern bei der Lösung von Grundsatzfragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu unterstützen sowie bei der Förderung von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zum Strahlenschutz zu beraten.

Projektbegleitung und Projektträgerschaft zum Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des BMFT

Im Jahre 1980 wurden von der Forschungsbetreuung im Rahmen der Projektträgerschaft für den BMFT ca. 120 Vorhaben mit einem Volumen über ihre Gesamtlaufzeit von 112 Mio. DM abgewickelt. Projektbegleitend war die Forschungsbetreuung bei etwa 100 Vorhaben tätig.
Durch besonders sorgfältige Auswahl der Vorhaben konnten auch 1980 die Anforderungen der Forschung zur Reaktorsicherheit weitgehend erfüllt werden. Schwerpunkte für die Forschungsbetreuung waren dabei die Themen

- Leittechnik und
- kleine Lecks,

die teilweise in enger Zusammenarbeit mit ausländischen Stellen bearbeitet wurden. Auch auf anderen Gebieten konnte die internationale Zusammenarbeit im Auftrage des BMFT gefördert und erweitert werden.

Leittechnik

Im Zuge der Aktualisierung des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit des BMFT für LWR wurde von der Forschungsbetreuung ein Entwurf für ein neues Forschungsprojekt „Leittechnik" erarbeitet.
Dieses Projekt wurde vorbereitet, weil sich aufgrund der Weiterentwicklung leittechnischer Komponenten unter Berücksichtigung ergonomischer Anforderungen bei Anwendung einer einheitlichen Gesamtkonzeption erwarten läßt, daß die Sicherheit technologischer Abläufe in Kernkraftwerken durch Verwendung einer neuen Generation leittechnischer Komponenten weiter erhöht werden kann. Diese neue Generation leittechnischer Komponenten ist gekennzeichnet durch weitgehende Verwendung von Rechnern für alle Steuer-, Regel- und Führungsfunktionen und den Einsatz interaktiver Bildschirmgeräte zur Datenübermittlung und für Eingriffe des Bedienungspersonals.
Ziel des Projektes ist die Konzipierung, Weiterentwicklung und Optimierung der leittechnischen Anlagenführung mittels der neuen leittechnischen Möglichkeiten, so daß die Wahrscheinlichkeit für die Auslösung von Störungen durch Fehlfunktionen der Leittechnik und deren Auswirkungen zu sicherheitstechnisch bedeutsamen Störfällen weiter vermindert wird. Dabei soll auch das Zusammenwirken zwischen den automatisch ablaufenden Funktionen und den notwendigen Eingriffen durch das Bedienungspersonal optimiert werden.

Kleine Lecks

Im Zusammenhang mit dem TMI-Störfall war die Planung von Untersuchungen zu kleinen Lecks innerhalb des Projektes „Kernnotkühlung" zeitlich vorgezogen worden.
Der Schwerpunkt der Aktivitäten dieses Projektes liegt bei den Systemversuchen im Hochdruckbereich (LOBI, EURATOM, Ispra) und im Niederdruckbereich (PKL, KWU). Unter Mitwirkung der Forschungsbetreuung wurden folgende Arbeiten initiiert:

LOBI:
- Festlegung der notwendigen Erweiterungen der Versuchsanlage für die mit Priorität durchzuführenden Experimente mit kleinen Lecks
- Abstimmungen mit EG-Mitgliedsländern zum Versuchsprogramm und zu Einzelfragen

PKL:
- Diskussion in mehreren Arbeitsgruppen zur Durchführung der Versuche mit kleinen Lecks sowie eines abschließenden Versuchs mit großem Leck bei erhöhtem Anfangsdruck von 30 bar (End of Blowdown)

Wesentliche Einzelphänomene wurden erkannt und ein wichtiger Schritt zum

Verständnis des Kreislaufverhaltens bei kleinen Lecks getan. Die Ergebnisse sind Basis für weitere Untersuchungen mit dem 2. Heizleiterbündel, für das eine stark erweiterte Instrumentierung zur Verfügung steht. Planungen zur Modifikation der Versuchsanlage unter Berücksichtigung bisheriger experimenteller Erfahrungen, insbesondere der Möglichkeit einer Wiederbenutzung der Heizstäbe im Bereich des End of Blowdown werden derzeit durchgeführt.
Insgesamt kann festgestellt werden, daß die sicherheitstechnisch wichtigen thermohydraulischen Fragen zur Problematik kleiner Lecks in bereits durchgeführten und geplanten Untersuchungen ausreichend berücksichtigt wurden.
Um auch die Detektion von Kleinstleckagen aus druckführenden LWR-Systemen zu verbessern (Projekt Qualitätssicherung), wurde auf Wunsch des BMFT im Herbst 1979 eine nationale öffentliche Ausschreibung durch die GRS zu dieser Problematik veranlaßt. Bis Frühjahr 1980 gingen daraufhin 28 Vorschläge ein, die in Zusammenarbeit mit der GRS-Dachabteilung detailliert ausgewertet wurden. Die Anbieter und Verfahren mit dem größten Erfolgspotential hinsichtlich der Zielerfüllung wurden ausgewählt und die gegenseitige Abstimmung der zu untersuchenden Verfahren und des erforderlichen Versuchsstandes erreicht. Die überarbeiteten Angebote wurden dem BMFT mit den Stellungnahmen der Forschungsbetreuung zur Förderung vorgeschlagen.

Internationale Zusammenarbeit

Bevorzugte Aufgabe der Forschungsbetreuung im Bereich der internationalen Zusammenarbeit zur Reaktorsicherheitsforschung ist die Nutzung der Möglichkeiten aus BMFT-Verträgen zur Verbreiterung der Erfahrungs- und Erkenntnisbasis durch Einbeziehung fremder experimenteller und analytischer Forschung. In Zusammenarbeit mit den einschlägig befaßten Stellen im Ausland können so trotz der gegenwärtigen Mittelknappheit wichtige Forschungsprojekte in gemeinsamer Planung durchgeführt und kostspielige Paralleluntersuchungen vermieden werden. Eine weitere Aufgabe der Forschungsbetreuung besteht in der Mitwirkung bei der Vorbereitung neuer Verträge oder bei der Verlängerung und Intensivierung bewährter bestehender Abmachungen.
1980 wurde die Auslandszusammenarbeit mit diesem Ziel durch aktive Mitwirkung bei Vertragsgesprächen und in den Steuerungsgremien der internationalen Organisation weiter verstärkt:

Brasilien

Mitarbeit bei der Vorbereitung und Organisation des deutsch-brasilianischen Seminars zur Reaktorsicherheit in Rio de Janeiro sowie Teilnahme an dem Seminar.

Frankreich

2 Koordinatorengespräche und zahlreiche vorbereitende Arbeitsgruppensitzungen ergaben eine schrittweise Ausdehnung der vertraglichen Grundlage (in Anpassung an die anwachsenden französischen Aktivitäten) auf fast die volle Breite des BMFT-Forschungsprogramms Reaktorsicherheit und die beginnende Implementierung der hierüber getroffenen Vereinbarungen unter wesentlicher Mitwirkung des Bereichs Forschungsbetreuung.

Japan

Am Rande eines deutsch-japanischen Seminars zur zerstörungsfreien Prüfung wurde vorbereitend die Erweiterung der Zusammenarbeit auf die japanische und deutsche Industrieforschung zur Reaktorsicherheit in den Arbeitsgebieten Qualitätssicherung und Komponentensicherheit (in Fortführung von Gesprächen des Jahres 1979) diskutiert.
Weitere Bemühungen werden erforderlich sein, um diese angestrebte Erweiterung zu verwirklichen.

Großbritannien

Die begonnene Zusammenarbeit trat mit einem Koordinatorengespräch, Arbeitsgruppensitzungen und Expertenkontakten unter Federführung des Bereiches Forschungsbetreuung in das Stadium intensiver praktischer Zusammenarbeit. Im Rahmen der gemeinsamen Untersuchungen zum Lastfall Flugzeugabsturz werden in Meppen die Integralversuche im Rahmen des BMFT-Forschungsprogrammes und im Atomic Energy Establishment Winfrith kleinmaßstäbliche Versuche durchgeführt. Die experimentellen Daten wurden ausgetauscht und ihre Interpretation in Expertengesprächen, insbesondere im Hinblick auf die Gültigkeit von Modellgesetzen, diskutiert.

Korea

Ein Entwurf für eine Vereinbarung über die Zusammenarbeit zwischen GRS in Abstimmung mit BMFT und der KAERI (Korean Advanced Energy Research Institute) auf dem Gebiet der Kernnotkühlung wurde vorbereitet. Zwei koreanische Mitarbeiter von KAERI sind derzeit in deutschen Forschungsstellen tätig.

USA

Die Forschungsbetreuung bemühte sich um die Nutzung der gegenwärtig in den USA laufenden Forschungsarbeiten mit dem Ziel der Bestätigung und Ergänzung der deutschen Forschung. Dazu wurden die Kontakte zu den Stellen intensiviert, die sich z. T. im Gefolge des TMI-Störfalls, vertieft mit Gebieten

beschäftigen, die auch schon Bestandteil des von der Forschungsbetreuung mitgestalteten Forschungsprogramms Reaktorsicherheit des BMFT sind: Brennelementverhalten unter Störfallbedingungen bis zur Kernschädigung (Severe core damage), Kernschmelzen (class 9 accidents), Dampfexplosion, kleine Lecks und Spezielle Transienten. Auch der TMI-Störfall selbst und dazu in der TMI-2-Anlage laufende Untersuchungen wurden weiter von der Forschungsbetreuung unter dem Aspekt verfolgt, daß aus diesem realen Störfallablauf Erkenntnisse zusätzlich zu den laufenden Untersuchungen zum Thema „kleine Lecks" auch für das Deutsche Forschungsprogramm gezogen werden sollten. Mit dieser Zielsetzung wurde ein einschlägiges Seminar in USA besucht und ausgewertet. Die unmittelbare Teilnahme an Untersuchungen (und Wiederherstellungsarbeiten) in der TMI-2-Anlage durch einen deutschen Experten wird organisatorisch und begleitend betreut.
Als wesentlich erwies sich im Jahr 1980 auch der Kontakt zum „Electric Power Research Institute", zumal diese Organisation für die Erfüllung zahlreicher aus dem TMI-Störfall folgender Auflagen der NRC verantwortlich zeichnet.

Internationale Organisationen

Die Mitarbeit in und Informationsübertragung aus den Arbeitsgruppen von OECD, Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) und anderen internationalen Organisationen wurde von der Forschungsbetreuung durch verstärkte administrative Begleitung verbessert. Es wurde der deutsche Beitrag zum OECD-Bericht „Safety Research Efforts in OECD Member Countries in Response to the Three Mile Island Accident" erarbeitet. Wenn auch die deutsche Beteiligung in erster Linie den Mitgliedsländern zugute kommt, die in der friedlichen Nutzung der Kernenergie noch in den Anfängen stehen, so ist doch der fachliche Rückhalt im Kreis international anerkannter Experten auch für die Tätigkeit zugunsten des Deutschen Forschungsprogramms von erheblichem Wert.

Das internationale 2D/3D-Projekt

Im Rahmen des 2D/3D-Projektes sind Großexperimente zur Untersuchung des thermohydraulischen Verhaltens des Kühlmittels in einem DWR nach einem Kühlmittelverluststörfall geplant. Nach mehrjähriger Vorbereitung wurde der trilaterale Vertrag zwischen der Bundesrepublik Deutschland, Japan und den USA zur Abwicklung dieses Projektes im Frühjahr 1980 unterzeichnet. Die Bemühungen zur Festlegung der technischen Anforderungen an die einzelnen Vorhaben wurden in internationaler Abstimmung zwischen den 3 Partnern fortgeführt.
Der deutsche Anteil am 2D/3D-Programm, für den der Forschungsbetreuung der GRS die Projektleitung übertragen wurde, umfaßt die experimentelle Untersuchung der thermohydraulischen Vorgänge im oberen Plenum, in der sog. „Upper Plenum Test Facility" (UPTF).
1980 wurden die Planungsarbeiten an der UPTF abgeschlossen und mit den internationalen Partnern abgestimmt. Die Entwicklung des Kernsimulators für die UPTF wurde mit der Festlegung des Konzeptes fortgesetzt. Nach Unterzeichnung des trilateralen Vertrages wurden Verhandlungen zur Schaffung einer Organisation für die Errichtung der Versuchsanlage aufgenommen, an denen die Forschungsbetreuung wesentlich beteiligt war. Es wird davon ausgegangen, daß mit der Errichtung im Sommer 1981 begonnen werden kann.

Projektbegleitung zu Untersuchungen und Studien im Auftrag des BMI

Im Jahre 1980 setzte die Forschungsbetreuung ihre Arbeit für den BMI fort mit projektbegleitender Tätigkeit zu den Gebieten Sicherheitsreserven der KKW, Qualitätssicherung sowie Maßnahmen zur Verminderung der Folgen schwerer Unfälle.
Um das vom BMI beabsichtigte Studienprogramm über Möglichkeiten zur Verminderung der Folgen schwerer Unfälle vollständig in geeignete Vorhaben umzusetzen, wurde die Gesamtheit der zu diesem Problemkreis anstehenden Fragen entsprechend dem letzten Stand der Kenntnisse in einen folgerichtigen Bezug zueinander gebracht und mit den im Rahmen der laufenden Studien angegangenen Zielsetzungen verglichen. Auf diese Weise wurden die noch anzugehenden Themen sowie diejenigen Ergebnisse seitens der Phänomenologie-Forschung, die zur Durchführung des BMI-Studienprogramms noch benötigt werden, herausgestellt.
Um ähnliche Arbeiten, deren Themen über die bisherigen Sicherheitsanforderungen hinausgehen, auch auf dem Gebiet der Mensch/Maschine-Wechselbeziehung zu initiieren, führt die Forschungsbetreuung entsprechende Ausschreibungen durch.
Zusätzlich zu den Vorjahren wurde die Forschungsbetreuung beauftragt, den BMI bei der Lösung von Grundsatzfragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu unterstützen sowie bei der Förderung von F + E-Vorhaben zum Strahlenschutz fachlich, organisatorisch und verfahrenstechnisch zu beraten.

Grundsatzfragen

Dieses Untersuchungsprogramm beinhaltet grundsätzliche Untersuchungen zu Risiko- und Konzeptfragen sowie Untersuchungen zu technischen

Einzelfragen.
Im Rahmen dieses Auftrages konzentrierten sich die Aktivitäten der FB im wesentlichen auf die Programmerstellung und Planung von Untersuchungen, insbesondere für die Projekte „Technisches Risiko" und „Risikostrategie (sozialwissenschaftlich)". Für diese Projekte wurde eine problemorientierte und zielgerichtete Projektstruktur entworfen, die die wechselseitige Verknüpfung beider Projekte berücksichtigt. Zudem nahm die FB für die Projektbeiräte zur „Unterirdischen Bauweise" und zur „Risikostrategie (sozialwissenschaftlich)" die Geschäftsführung wahr.
Der BMI wurde weiterhin in Fragen unterstützt, die eine wirksame Dokumentation von Informationen, Arbeitsfortschritten und Ergebnissen betreffen. Hierzu wurde ein Konzept eines Informationssystems mit Zugriffsmöglichkeit u. a. auf fremde Datenbanken des EURONET-Diane Verbundes entwickelt und seine Realisierung in Angriff genommen.

Strahlenschutz

Durch den Auftrag zur Unterstützung des BMI bei der Förderung von F + E-Vorhaben des Strahlenschutzes erhielt der Bereich Forschungsbetreuung Gelegenheit zu einer bedeutsamen fachlichen Abrundung seiner projektbegleitenden Tätigkeit.
Die Realisierung des seit langem vorbereiteten Vorhabens ist u. a. vor dem Hintergrund des 1980 verdoppelten Bundes-Haushaltsansatzes für Strahlenschutz zu sehen für zusätzliche Aktivitäten zur Auswertung des TMI-Störfalls zum Notfallschutz und zur Risikoanalyse.
Neben der Konzeption der Vorgehensweise bei routinemäßiger Betreuung und geplantem regelmäßigen Berichtswesen, jeweils EDV-gestützt, ergab sich ein erster Tätigkeitsschwerpunkt bei der ad hoc-Zuarbeit. Dazu gehörten u. a. der Entwurf des Strahlenschutzbeitrages zum Materialienband des Umweltforschungsberichtes und ein fachliches Thesaurus-Schlagwortregisters zur Vorhabenszuordnung.

4. Geschäftsstellen

4.1 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.
Das Jahr 1980 war das letzte Jahr einer 3jährigen Berufungsperiode der RSK. Auf Vorschlag der RSK bestätigte der Bundesminister des Innern den bisherigen Vorsitzenden und den stellvertretenden Vorsitzenden der RSK, die Herren Prof. Dr. Hubertus Nickel und Prof. Dr. Adolf Birkhofer, im Amt.
Schwerpunkte der Beratungen der Reaktor-Sicherheitskommission waren im Jahre 1980 Einrichtungen zur Beherrschung der Wasserstoffbildung bei Leichtwasserreaktoren nach Störfällen, das Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke Mülheim-Kärlich und Brokdorf, Einzelkomponenten der im Bau befindlichen Kernkraftwerke THTR-300 und SNR-300 sowie Fragen im Zusammenhang mit der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz.
Die RSK-Geschäftsstelle betreute ferner das Beratungsgremium PNP/HHT-SICHERHEIT und richtete im Auftrage des BMI die Arbeitsgruppe Wiederaufarbeitung ein.

Ergebnisse

Tabelle 6 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse im Jahre 1980. Zum Vergleich sind auch die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben.
Wie in den Vorjahren hat die RSK-Geschäftsstelle die Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse vorbereitet und technisch abgewickelt. Sie unterstützte die RSK durch Erarbeitung von Beratungsunterlagen (RSK-Informationen) maßgeblich in fachlicher Hinsicht.

Unterausschuß (UA)	1979	1980
Leichtwasserreaktoren	8	11
Natriumgekühlte Reaktoren	4	6
Hochtemperaturen	1	2
Druckbehälter	11	9
Kühlmittelkreisläufe	10	5
Notkühlung	1	4
Spaltproduktrückhaltung	8	4
Elektrische Einrichtungen	6	7
Bautechnik	4	–
Reaktorbetrieb	5	8
Nukleare Entsorgung	5	3
Sicherheitsforschung	6	2
Sonstige (Ad-hoc-Ausschüsse)	5	5
Unterausschußsitzungen insgesamt	74	66
RSK-Sitzungen	11	10

Tabelle 6: Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse

Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden wie bisher im Bundesanzeiger veröffentlicht.

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung lfd. Nr.	RSK-Sitzung Datum	Bundesanzeiger lfd. Nr.	Bundesanzeiger Datum
Entsorgung	Sicherheitstechnische Realisierbarkeit der trockenen Lagerung abgebrannter Brennelementbündel aus Leichtwasserreaktoren in Transportbehältern (Trockenlager)	148	19. 9.79	42	29.2.80
Allgemein	Bestandsaufnahme der Sicherheitsvorkehrungen in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	148	19. 9.79	42	29.2.80
THTR-300	Dampferzeuger und Frage der Notwendigkeit von Sicherheitsventilen am Spannbeton-Druckbehälter (SBB)	149	17.10.79	42	29.2.80
KWW	Verlängerung der Betriebsdauer der Schnellabschaltbehälter	149	17.10.79	42	29.2.80
KKB	Wiederinbetriebnahme nach dem Störfall am 18.6.1978	152	23. 1.80	68	10.4.80
THTR-300	Errichtung der Anlagenteile – Primärkühlgasgebläse – Dampferzeugeranlage – Dampferzeuger-Leckagekontrolle	152	23. 1.80	68	10.4.80
DWR allgemein	Abluftfilterung des Reaktorhilfsanlagengebäudes der in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoren	153	20. 2.80	107	13.6.80
KKP 1, KKB	Einbau eines Wasserstoff-Abbau-Systems (Katalytischer Rekombinator) in die Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren KKP 1 und KKB	153	20. 2.80	107	13.6.80
DWR allgemein	Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen für in der Errichtung befindliche Druckwasserreaktoren	155	23. 4.80	173	17.9.80
KKB	Befristeter Weiterbetrieb der Schnellabschaltbehälter	156	21. 5.80	173	17.9.80
DWR allgemein	Interpretation der RSK-Leitlinien (RSK-LL) für Druckwasserreaktoren, Kap. 19.1 Flugzeugabsturz	158	24. 9.80	Veröffentlichung in Vorbereitung	
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf Sicherheitskonzept	159	15.10.80	"	
THTR-300	Einrichtungen zur Regelung und Abschaltung des Kernreaktors	160	12.11.80	"	
SNR-300	Notkühlsystem, Bodenkühleinrichtung und Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz	160	12.11.80	"	
Mülheim-Kärlich	Sicherheitskonzept	161	17.12.80	"	
KKI	Einrichtung und Betrieb des Wasserstoff-Abbau-Systems	161	17.12.80	"	

Tabelle 7: Im Bundesanzeiger im Jahr 1980 und Anfang des Jahres 1981 veröffentlichte Empfehlungen der RSK und von der RSK 1980 ausgesprochene Empfehlungen

Internationale Kontakte

Der intensive Erfahrungsaustausch zwischen NRC/ACRS und BMI/RSK wurde im Jahre 1980 fortgesetzt. Schwerpunkte des Treffens im Mai in Obrigheim waren Fragen zur Behandlung radioaktiven Abfalls, zur Sicherheit natriumgekühlter- und Leichtwasserreaktoren und zur Qualitätssicherung.
RSK-Mitglieder und Mitarbeiter der RSK-Geschäftsstelle begleiteten die Gäste zu verschiedenen Standorten kerntechnischer Anlagen.
Vom 15. bis 19. September reiste eine BMI/RSK-Delegation zu einem Informationsbesuch in die USA. Die Reise hatte das Ziel, vor einer für Ende 1980 vorgesehenen Empfehlung der RSK zum Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich bei der Beratung aufgeworfene Sicherheitsfragen mit NRC, ACRS und B & W zu diskutieren. Darüber hinaus war vorgesehen, neue Erkenntnisse aus dem TMI-Störfall, die Vorschläge der NRC für neue Standortkriterien sowie die Frage der Behandlung von „class-9-accidents" zu besprechen.
Generell kann festgestellt werden, daß nach detaillierter Kenntnis der B & W-Anlagen und dem Vergleich mit deutschen Sicherheitsanforderungen einige Fragen zum Sicherheitskonzept Mülheim-Kärlich als geklärt angesehen werden können. Im übrigen sind keine Anhaltspunkte aufgetaucht, die gegen das bisherige Vorgehen der RSK bei Mülheim-Kärlich sprechen.

NRC	Nuclear Regulatory Commission
ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards
B & W	Babcock and Wilcox

Leichtwasserreaktoren

Mülheim-Kärlich

Die RSK hatte auf ihrer 90. Sitzung am 23.1.1974 eine Empfehlung zum Konzept des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich verabschiedet. Sie erklärte darin, daß aus ihrer Sicht keine Bedenken gegen die Erteilung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung bestehen.
Da sich das nukleare Dampferzeugungssystem des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich von bisher in der Bundesrepublik Deutschland genehmigten Kernkraftwerken unterscheidet, waren im Laufe des Genehmigungsverfahrens weitere Überprüfungen notwendig. Dabei ergaben sich neue wesentliche Fragen bezüglich der Erfüllung der gestellten Sicherheitsanforderungen. Diese Fragen wurden mit dem Antragsteller und dem Anlagenlieferer im einzelnen diskutiert.

Im März 1979 ereignete sich der Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island II. Dieser Störfall führte in der Bundesrepublik Deutschland zu einer umfassenden Überprüfung der Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke. Dem Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich kam hierbei eine besondere Bedeutung zu, da die Auslegung des nuklearen Dampferzeugungssystems der Anlage in einigen Merkmalen mit dem im Kernkraftwerk Three Mile Island II verwirklichten Konzept vergleichbar ist. Die RSK schloß ihre Überprüfung des Sicherheitskonzepts des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich im Dezember 1980 mit einer Empfehlung ab. Sie stellt darin fest, daß sie keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept und damit gegen die weitere Errichtung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich hat, vorausgesetzt, die von ihr im Laufe der Beratungen aufgestellten Forderungen sind erfüllt.

Brokdorf

Die Beratungen der RSK zum Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Brokdorf wurden im Oktober 1980 mit einer zustimmenden Empfehlung abgeschlossen. Bereits im Jahr 1975 hatte die RSK zum Standort und zum Sicherheitskonzept des Kernkraftwerks Brokdorf positiv Stellung genommen. In den neuerlichen Beratungen wurde überprüft, ob das Konzept derzeitigen Sicherheitsanforderungen noch entspricht. Die RSK stellte fest, daß die Planung seit 1975 neueren Entwicklungen wie z. B.:

- den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, Januar 1979,
- den Ergebnissen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke,
- den Ergebnissen der Auswertung des Störfalls im Kernkraftwerk Three Mile Island und den
- RSK-Beratungen über Möglichkeiten für die weitere Reduktion des Risikos von Druckwasserreaktoren

angepaßt wurde.

Die RSK prüfte weiterhin, ob aus Unterlagen anderer zur Zeit geplanter Anlagen im Vergleich zu Brokdorf wesentliche sicherheitstechnische Vorteile erkennbar sind. Die Prüfung ergab, daß andere zur Zeit geplante KWU-Druckwasserreaktoren gegenüber dem für Brokdorf vorgesehenen Konzept vornehmlich betriebliche Vorteile bieten. Aufgrund der Unterlagen waren jedoch keine Änderungen zu erkennen, die zusätzliche sicherheitstechnische Forderungen der RSK nötig gemacht hätten.

Flugzeugabsturz

Die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe Januar 1979, Kapitel 19.1. Flugzeugabsturz, fordern, daß bei der Auslegung eines Kernkraftwerkes gegen Flugzeugabsturz u. a. die durch den Flugzeugaufprall induzierten

Erschütterungen beachtet werden müssen. Dies hatte im Genehmigungsverfahren zu sehr aufwendigen Auslegungsnachweisen geführt. Im September 1980 verabschiedete die RSK eine Interpretation zu dem genannten Punkt der Leitlinien.
Darin wird unter anderem festgelegt, daß die Standsicherheit von Systemen und Komponenten im Reaktorgebäude, soweit sie sich nicht gegen Außenwände abstützen, mit der Annahme einer statischen Ersatzlast nachgewiesen werden kann. Sie entspricht für KWU-Druckwasserreaktorgebäude entkoppelter Bauart einer Beschleunigung von ± 0,5 g horizontal und vertikal. Der RSK lagen Nachweise vor, aus denen hervorgeht, daß die Auslegung der Komponenten im Reaktorgebäude mit Ansatz einer statischen Ersatzlast dieser Größe eine ingenieurmäßig sinnvolle Vorgehensweise darstellt. Weiterhin wird für andere Bauweisen als die der Druckwasserreaktorgebäude entkoppelter Bauart (Grohnde und Folgeanlagen) sowie für andere zu schützende Gebäude als das Reaktorgebäude ebenfalls ein Pauschalnachweis zugelassen. Die Höhe der dem Pauschalnachweis zugrundezulegenden statischen Ersatzlast ist in diesen Fällen gutachterlich festzulegen.
Die RSK ist der Ansicht, daß mit den beschriebenen Annahmen ohne Reduzierung der Sicherheitsanforderungen eine erhebliche Vereinfachung der Nachweisführung erreicht wird.

Maßnahmen zur Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Notfällen

Für die gegenwärtig in der Errichtung befindlichen Druckwasserreaktoren Grafenrheinfeld, Grohnde, Philippsburg 2 und Brokdorf empfahl die RSK, daß die in den RSK-Leitlinien, Kapitel 23, festgelegten Anforderungen an ein Überwachungssystem zur Bestimmung der Bildung und Verteilung von Wasserstoff nach Störfällen uneingeschränkt zu erfüllen sind. Ebenso muß, wie dort niedergeschrieben, ein Durchmischungssystem die Ausbildung von lokalen zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen in der Sicherheitsbehälteratmosphäre zuverlässig verhindern. Für das Wasserstoff-Abbau-System, mit dem die Ausbildung einer integralen zündfähigen Wasserstoffkonzentration verhindert sowie in der Nachstörfallphase eine Verminderung der Wasserstoffkonzentration erreicht werden soll, legte die RSK Grundsätze fest, die gleichzeitig eine technische Detaillierung der in den RSK-Leitlinien, Kapitel 23 (4), festgeschriebenen Grundanforderungen darstellen.
Nach eingehenden Beratungen schlug die Kraftwerk Union als der Hersteller der Anlagen vor, das im betrieblichen Abgassystem vorhandene Rekombinationsteil soweit zu ertüchtigen, daß es bei einem Störfall zum Wasserstoffabbau eingesetzt werden kann. Da das vorgeschlagene Konzept mit den allgemeinen Grundsätzen vereinbar ist, hat die RSK keine grundsätzlichen sicherheitstechnischen Bedenken gegen die Realisierung dieses Lösungsvorschlages.
Darüber hinaus beriet die RSK, wie diese Anforderungen auch in den gegenwärtig betriebenen Druckwasserreaktoren im Rahmen von sicherheitstechnisch sinnvollen Nachrüstmaßnahmen zu realisieren sind. Die Betreiber sehen Überwachungs-Konzepte vor, die mindestens sechs Gasentnahme- und Temperaturmeßstellen in den beiden Dampferzeugerräumen, im Druckhalterarmaturenraum und in der Sicherheitsbehälterkuppel enthalten.
Eine Durchmischung der Sicherheitsbehälteratmosphäre soll durch zwei sich ergänzende Maßnahmen sichergestellt werden:

- Abkühlung der oberen Luftmassen mit Hilfe der Umluftkühlgeräte der Betriebsräume und
- Verdünnung der unteren Luftmassen durch He-Einspeisung über die Leitungen des Überwachungssystems.

Für den Anschluß und die Aufstellung eines Wasserstoff-Abbau-Systems sind in allen Anlagen Möglichkeiten vorhanden.
Insgesamt hat die RSK empfohlen, die Konzeptunterlagen zu vervollständigen und zur Begutachtung vorzulegen, so daß die Nachrüstmaßnahmen möglichst schnell realisiert werden können.

Leitlinien für Siedewasserreaktoren

Im Berichtsjahr wurde von der RSK-Geschäftsstelle ein neuer Entwurf der RSK-Leitlinien für Siedewasserreaktoren erstellt. Der Text wurde – soweit möglich – an den Text der Leitlinien für Druckwasserreaktoren angeglichen. Für siedewasserreaktorspezifische Anforderungen wurden Beratungsergebnisse der RSK oder ihrer Unterausschüsse zu entsprechenden Fragen ausgewertet. Einige Leitlinienkapitel entstanden in Zusammenarbeit der RSK-Geschäftsstelle mit GRS-Fachabteilungen. Der Entwurf vom September 1980 wurde zur Kommentierung an Gutachter, Anlagenlieferer und Betreiber versandt. In der zweiten Jahreshälfte 1981 ist mit der Verabschiedung der RSK-Leitlinien für Siedewasserreaktoren zu rechnen.

Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Notfälle

Auf Veranlassung des BMI gründeten RSK und SSK einen gemeinsamen Ausschuß zur weiteren Beratung der Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV. Die Geschäftsstelle der RSK wurde damit beauftragt, nach diesen Beratungen den beiden Kommissionen im Frühjahr 1981 einen Entwurf vorzulegen.
Das Hauptgewicht lag anfänglich darin, eine Liste von Störfällen, die hinsichtlich ihrer potentiellen radiologischen Konsequenzen repräsentativ für jeweils eine Gruppe ähnlich ablaufender Störfälle sind, zu erarbeiten.
Da bei der Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung kerntechnischer Anlagen zukünftig der Ingestionspfad miteinbezogen werden soll, waren die Störfallannahmen und Parameter einer sehr sorgfältigen Prüfung zu unterziehen. Als wesentliche, gegenwärtig sehr konservativ beschriebene Einflußgröße erwiesen sich die Festlegungen zur Freisetzung und Rückhaltung radioaktiver Spaltprodukte. Zur Erarbeitung einer belastbaren Datenbasis, auf der auch die RSK-Leitlinien geändert werden könnten, werden von der GRS folgende Untersuchungen durchgeführt:

- Auswertung der vorliegenden quantitativen Ergebnisse von Schadensumfanganalysen zur Festlegung der Zahl der als versagend anzunehmenden Brennstäbe nach einem Kühlmittelverluststörfall.
- Auswertung der Erfahrungen zum gap-Inventar an Spaltprodukten im Brennstab
- Auswertung des Datenmaterials zur physikalisch und thermodynamisch realistischen Beschreibung der Verteilung der nach einem Störfall freigesetzten Spaltprodukte auf die Gas- und Wasserphase sowie deren zeitlicher Veränderungen.

Natriumgekühlte Reaktoren

Für das Kernkraftwerk Kalkar, SNR-300, hat die RSK auf ihrer 160. Sitzung am 12.11.1980 eine Empfehlung zum Lastfall Flugzeugabsturz ausgesprochen.
Als Auslegungsforderung für das Reaktorgebäude des SNR-300 wird von der RSK eine statische Ersatzlast, die einer Beschleunigung von 0,3 g entspricht, zugrundegelegt. Dieser Wert ist äquivalent zu dem des KWU-Druckwasserreaktors. Für ihn hat die RSK wegen seiner geringeren Gebäudemasse einen Wert von 0,5 g gefordert (158. Sitzung am 24.9.1980), da der bei einem Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude übertragene Impuls sich umgekehrt proportional zur Masse verhält. Außerdem besitzt der SNR-300 durch seine spezielle Gebäudekonstruktion (vorgehängte Fassaden) eine zusätzliche Schutzvorrichtung.

Weiterhin hat die RSK sich eingehend mit den Problemen der Nachwärmeabfuhr über die Tauchkühler sowie mit der Bodenkühleinrichtung des SNR-300 beschäftigt. Auch hierzu wurden auf der 160. Sitzung am 12.11.1980 Empfehlungen verabschiedet.
Umfangreiche Beratungen wurden über die Art und den Umfang der in regelmäßigen Abständen erforderlichen zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen am Reaktortank und kühlmittelumschließenden Systemen des SNR-300 geführt.
Aufgrund der besonderen Gegebenheiten der natriumgekühlten Reaktoren wie geringe Beanspruchung im Betrieb infolge niedrigen Kühlmitteldrucks, Verwendung sprödbruchunempfindlicher austenitischer Stähle, sind große Brüche in den natriumführenden Systemen weitgehend auszuschließen. Die RSK hält die visuellen Prüfmethoden geeignet, zu Leckagen führende Risse mit ausreichender Sicherheit zu erkennen. Hierzu müssen die Schweißnahtoberflächen eine hohe Güte aufweisen. Auf einer Informationsreise zur Baustelle des in Pool-Bauweise konzipierten natriumgekühlten Reaktors „Super Phenix" in Frankreich erhielt die RSK weitere Einblicke in das französische Genehmigungsverfahren, das Sicherheitskonzept und die straffe Abwicklung von Bau und Montage.

Hochtemperaturreaktoren

Dem Baufortschritt des THTR-300 entsprechend standen in der RSK die abschließenden Beratungen über wesentliche Komponenten des Kernkraftwerkes an: Primärkühlgasgebläse, Dampferzeugeranlage, Anlageteile des Wasser-Dampf-Kreislaufes außerhalb des Spannbetondruckbehälters und die Abschaltsysteme. Die Beratungen ergaben, daß die in früheren Konzeptberatungen von der RSK aufgestellten Anforderungen erfüllt wurden und durch begleitende Großkomponentenversuche (Gebläse, Core- und Reflektorstäbe) die Eignung dieser Komponenten erwiesen wurde.
Die nachgewiesenen Reaktivitätsbilanzen der Abschaltsysteme und die Zuverlässigkeit ihrer Antriebe führten dazu, daß die RSK dem Wegfall einer früher vorhandenen Einrichtung zur Einspeisung von Bortrifluorid in den Primärkreis zustimmte. Diese Einrichtung sollte die Funktion eines zusätzlichen Notabschaltsystems erfüllen, war aber auch mit sicherheitstechnischen Nachteilen verbunden.

Zusammenspiel der am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren Beteiligten bei der Herstellung von Komponenten der Druckführenden Umschließung

Die RSK hat in ihren Leitlinien nicht an allen Punkten ins einzelne gehende Festlegungen getroffen, so daß es erforder-

lich wurde, z. T. über die Aufteilung der Aufgaben von Komponentenherstellern, Anlagenlieferern und Sachverständigen weitere Aussagen zu treffen.
Die Analyse der derzeit geübten Vorgehensweise bezüglich Spezifikationen, Vorprüfung, Qualifikation der Hersteller für zerstörungsfreie Prüfungen, Fertigungsprüfungen, Qualitätsabweichung und Qualitätsdokumentation hat z. T. unnötig aufgeblähte Verfahren aufgedeckt und bietet gegenüber strafferem Vorgehen keinen sicherheitstechnischen Gewinn. Z. B. ist der vielfach beklagte Dokumentationsumfang u. a. auf die mehrfach angehobenen Anforderungen an qualitätssichernde Maßnahmen, wie Dreifachprüfung und Auflösungsgrad zurückzuführen. Die RSK hat zu diesem Themenkreis Wege gezeigt, die aufwendigen Maßnahmen ohne Sicherheitseinbuße auf das notwendige Maß abzubauen. Ihre Aussagen sollten als Basis zur Erstellung entsprechender KTA-Regeln dienen.
Die RSK erwartet von einer Verringerung des Formalismus bei der Herstellung von Komponenten der Druckführenden Umschließung eine Erhöhung der Transparenz der gesamten Qualitätssicherung und eine noch stärkere Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Belange. Entsprechende Beratungen wurden für das Zusammenspiel der bei der Herstellung von Komponenten der Äußeren Systeme Beteiligten begonnen.

Sicherheitssystem-Leittechnik

Der Begriff „Sicherheitssystem-Leittechnik" wurde 1980 von der RSK im Einvernehmen mit dem Kerntechnischen Ausschuß (KTA) bestimmt und eingeführt. Die „Sicherheitssystem-Leittechnik" ist die gesamte Leittechnik, die für die Funktion der aktiven elektrischen Komponenten im Sicherheitssystem erforderlich ist. Die Beratungen der RSK im Zusammenhang mit der Überarbeitung der KTA-Regel 3501 (Reaktorschutzsystem) hatten ergeben, daß ein Oberbegriff für die Leittechnik des Sicherheitssystems notwendig ist. Dabei wurde auch deutlich, daß in Teilbereichen unterschiedliche Auffassungen über die Auslegung und Abgrenzung des Reaktorschutzsystems vorhanden waren.
Diese unterschiedlichen Auffassungen wurden in gemeinsamen Sitzungen der zuständigen RSK- und KTA-Ausschüsse geklärt und durch die folgenden Festlegungen ausgeräumt:
Das Reaktorschutzsystem erfaßt und bewertet die sicherheitstechnisch wichtigen Meßwerte der Anlage. Es beginnt mit den Meßfühlern und endet nach dem Logikteil – in der Regel – mit potentialfreien Signalkontakten für die Aktivierung der Steuerungen für die einzelnen Komponenten. Die Steuerungen selbst, ihre Stromversorgung und die zugehörigen elektrischen Schutzeinrichtungen für die sicherheitstechnisch wichtigen Antriebe und Stellglieder gehören nicht mehr zum Reaktorschutzsystem. Diese Leittechnik (eine Kurzbezeichnung muß noch vereinbart werden) und das Reaktorschutzsystem sind die zwei Teilmengen der „Sicherheitssystem-Leittechnik".
Für jede Teilmenge gelten typische Auslegungsanforderungen. Beispielsweise muß die „Sicherheitssystem-Leittechnik" außerhalb des Reaktorschutzsystems strangweise (Strang = verfahrenstechnischer Strang) aufgebaut sein. Im Reaktorschutzsystem ist eine strangübergreifende oder strangunabhängige Meßwerterfassung und -verarbeitung zweckmäßig und zulässig. Ein strangweiser Aufbau des Reaktorschutzsystems wird daher in Übereinstimmung mit der KTA-Regel 3501 nicht gefordert.

Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit

Das Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit setzte seine Beratungen über das Konzept einer Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP) 1980 in 4 Sitzungen fort. Es faßte das Ergebnis seiner bisherigen Beratungen auf Wunsch des BMI und des BMFT am Jahresende in einer Stellungnahme „Bewertung der sicherheitstechnischen Realisierbarkeit der Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme" zusammen. Sie war von der RSK-Geschäftsstelle vorbereitet worden. Die wichtigsten Aussagen dieser Stellungnahme sind:

- Die integrierte Bauweise wird als realisierbar und gegenüber der nicht integrierten als vorteilhaft angesehen
- Der derzeitige Stand der Technik läßt das Leck-vor-Bruch-Kriterium als tragendes Sicherheitskonzept für die Prozeßgas- und Zwischenkreislaufleitungen nicht zu. Daher wird empfohlen, Alternativkonzepte wie z. B. Teilinertisierung der Sicherheitsbehälteratmosphäre bzw. konstruktive Änderungen zu verfolgen. Sie erscheinen dem Beratungsgremium realisierbar
- Das vorliegende Werkstoffprogramm wird als sinnvoll angesehen
- Die F+E-Arbeiten zur weiteren Herabsetzung der Tritiumaktivitätskonzentration im Produktgas sind mit Nachdruck zu verfolgen
- Das Nachwärmeabfuhr-System sollte möglichst ohne Regelung auskommen
- Für die Belange des Strahlenschutzes werden keine Probleme erwartet
- Für die Standortwahl ergeben sich keine wesentlichen Vorteile, aber auch keine Nachteile gegenüber anderen Reaktortypen

Insgesamt erscheint das Projekt PNP dem Beratungsgremium sicherheitstechnisch realisierbar, wobei allerdings beträchtliche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich sein können.

Arbeitsgruppe Wiederaufarbeitung

Bei der RSK-Geschäftsstelle wurde eine Arbeitsgruppe Wiederaufarbeitung gebildet. Aufgabe dieser Arbeitsgruppe ist – in Erfüllung eines entsprechenden Auftrages des BMI – die fachliche Unterstützung des Planungsstabes in der Abteilung Reaktorsicherheit des BMI. Die Arbeitsgruppe wurde Mitte des Jahres 1980 mit einer Stärke von zunächst 4 Sachverständigen gebildet. 1981 ist eine Erweiterung auf 6 Sachverständige vorgesehen. Außerdem sind Mittel für Zuarbeit aus Fachabteilungen der GRS und für externe Zuarbeit vorhanden.
Der fachliche Inhalt der Aufgaben der Arbeitsgruppe ergibt sich aus den Aufgaben des Planungsstabes des BMI. Diese bestehen in der Wahrnehmung der dem BMI zufallenden Aufgaben aus dem Beschluß der Regierungschefs von Bund und Ländern vom 28. September 1979 zur Entsorgung der Kernkraftwerke soweit es sich nicht um konkrete Genehmigungsverfahren handelt, über die der Bund nur die Rechts- und Zweckmäßigkeitsaufsicht führt.
Im einzelnen handelt es sich um die Prüfung der standortunabhängigen Aspekte der Genehmigungsfähigkeit einer großen Wiederaufarbeitungsanlage und die sicherheitstechnische Bewertung im Vergleich mit alternativen Entsorgungstechniken. Erste Vorarbeiten bestanden u. a. in der Auswertung des Statusberichtes der TÜV-Arbeitsgemeinschaft Nukleares Entsorgungszentrum, der Unterlagen über die Veranstaltung „Rede-Gegenrede" der Niedersächsischen Landesregierung (Gorleben Hearing) und der Internationalen Bewertung des nuklearen Brennstoffkreislaufs (INFCE).

4.2 SSK-Geschäftsstelle

Die im Jahre 1974 gebildete Strahlenschutzkommission (SSK) berät den Bundesminister des Innern (BMI) in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen. Die SSK erhält ihre Beratungsaufträge in der Regel vom BMI, bearbeitet darüber hinaus jedoch auch selbstgestellte Fragen.
Als Vorbereitung für die Arbeit der Kommission findet die Beratung von einzelnen Fachgebieten des Strahlenschutzes in derzeit fünf bei der SSK eingerichteten Ausschüssen statt. Die Effizienz der Arbeit der SSK wird zusätzlich dadurch erhöht, daß spezielle Beratungsunterlagen sowie Empfehlungs- und Richtlinienentwürfe in von der SSK und den Ausschüssen einberufenen Arbeitsgruppen erarbeitet werden.
Die Strahlenschutzkommission, die Ausschüsse und die Arbeitsgruppen werden in ihrer Arbeit von der SSK-Geschäftsstelle unterstützt. Zu den Aufgaben der Geschäftsstelle gehören unter anderem:

- Zusammenstellung von Informationsmaterial für die Beratungen
- fachliche Zuarbeit bei der Erstellung von Beratungsunterlagen
- Vorbereitung und technische Abwicklung aller Sitzungen
- Auswertung der Beratungen und Anfertigung von Sitzungsniederschriften
- Mitarbeit bei der sachlichen und redaktionellen Fertigstellung von Empfehlungen und Richtlinienentwürfen
- Durchführung der Verwaltungsaufgaben für die SSK, für alle Ausschüsse und Arbeitsgruppen

Im Berichtszeitraum wurden die Aufgaben der Geschäftsstelle unter der Leitung des Geschäftsführers von sechs wissenschaftlichen Mitarbeitern und drei Verwaltungsfachkräften wahrgenommen. Es wurden insgesamt 58 Sitzungen der SSK, der Ausschüsse und der Arbeitsgruppen betreut. Die Anzahl der Sitzungen der einzelnen Beratergruppen für den Berichtszeitraum 1980 und die entsprechenden Zahlen des Vorjahres gibt Tabelle 8 wieder:

Beratergruppe	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage) 1979	1980
Strahlenschutzkommission (SSK)	5 (11)	5 (10)
Ausschüsse bei der SSK		
● „Strahlenschutztechnik"	3 (5)	3 (4)
● „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen"	3 (3)	4 (5)
● „Medizin und Strahlenschutz"	4 (4)	4 (4)
● „Radioökologie"	6 (13)	6 (11)
● „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen"	7 (9)	2 (2)
Arbeitsgruppen	40 (47)	31 (37)
Gemeinsame Arbeitsgruppen der SSK und der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)	–	3 (3)
Insgesamt	68 (92)	58 (76)

Ergebnisse

Aus der Vielzahl der Beratungsthemen der SSK seien die folgenden Ergebnisse in zusammengefaßter Form als Beispiel wiedergegeben:

- Stellungnahme der SSK zur Radon-Exposition der Bevölkerung
  Infolge des Gehaltes von Radium und Thorium in den Baumaterialien unserer Häuser ist die Konzentration des radioaktiven Edelgases Radon und seiner kurzlebigen, radioaktiven Zerfallsprodukte in der Raumluft unserer Häuser im Mittel etwa 5mal höher als in Freiluft.
  Ein entscheidender Faktor für die Radon-Konzentration in der Raumluft und die hierdurch verursachte Strahlenexposition der Lunge ist die Raumbelüftung. Eine Reduktion des Raumbelüftens durch Abdichten von Fenstern und Türen, die als bauliche Maßnahmen zur Energieeinsparung empfohlen werden, hat somit eine Zunahme der Lungendosis zur Folge. Würde in der Bundesrepublik Deutschland zur Energieeinsparung die Raumbelüftung im Mittel um 10% reduziert, so wäre im Mittel pro Kopf der Bevölkerung mit einer Erhöhung der jährlichen Äquivalentdosis um etwa 50 bis 100 mrem im Bronchialepithel und etwa 15–50 mrem im Alveolarbereich der Lunge zu rechnen.
  Die SSK wird dieses Problem weiter verfolgen und in einer späteren Stellungnahme eine Bewertung der Strahlenexposition der Lunge durch Inhalation von Radon-Zerfallsprodukten in Häusern vornehmen.
- Empfehlung der SSK zur Begrenzung der beruflichen Exposition durch Inhalation kurzlebiger Rn-222-Zerfallsprodukte.
  Aufgrund der vorliegenden Erfahrungen über das Lungenkrebsrisiko Rn-222-exponierter Bergarbeiter und der Untersuchungen über die Lungendosis durch die Inhalation der kurzlebigen Zerfallsprodukte des radioaktiven Edelgases Rn-222 (Radon) empfiehlt die Strahlenschutzkommission unter anderem, daß die jährlich inhalierte, potentielle Energie des Gemisches dieser Rn-222-Zerfallsprodukte infolge beruflicher Exposition 0,02 Joule nicht überschreiten soll.

  Aus dem obigen Wert folgernd, sollte bei einem Ansatz von 2000 Arbeitsstunden für den einzelnen Bergbauarbeiter im Jahr die abgeleitete Rn-222-Konzentration den Wert von 3000 Bq/m³ nicht überschreiten.
  Die Kommission empfiehlt dem BMI, den zuständigen Länder- und Bergbaubehörden von dieser Empfehlung Kenntnis zu geben, damit eventuell notwendige Schutzmaßnahmen in Bergwerken mit hohem Radongehalt der Luft eingeleitet werden können.
- Empfehlung der SSK zur Anwendung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer (Richtlinie zu § 45 StrlSchV)" in derzeit laufenden Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen (voller Wortlaut)

In der Vergangenheit hat es bei der Auslegung einiger Formulierungen in der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage" Mißverständnisse gegeben. Diese Mißverständnisse haben, zusammen mit neuen Erkenntnissen über einzelne Parameter, die Frage aufgeworfen, ob eine konservative Abschätzung der potentiellen Strahlendosis noch erreicht wird, die dem Schutzgedanken des § 45 StrlSchV Rechnung trägt.
Zur Vermeidung von Fehldeutungen stellt die SSK hierzu folgendes fest:

(1) Die in der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage" enthaltenen mathematischen Modelle und Datentabellen werden in erster Linie im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens benötigt, um bei der Planung von kerntechnischen Anlagen zu überprüfen, ob die Einhaltung der im § 45 StrlSchV festgelegten Dosisgrenzwerte für den späteren Betrieb der Anlage erreicht werden kann. Das System der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage" gewährleistet eine im Endergebnis konservative Abschätzung der Strahlenexposition.

(2) In den Datentabellen sind Zahlenwerte auch für solche Parameter angegeben, die in der Natur großen Schwankungen unterliegen und daher nur bedingt durch einen einzigen Zahlenwert festgelegt werden können. In diesen Fällen gestattet die „Allgemeine Berechnungsgrundlage" ausdrücklich, begründete

Abweichungen von den tabellierten Zahlenwerten vorzunehmen und fordert den Gutachter auf, den Einzelfall unter Berücksichtigung ortsspezifischer Besonderheiten zu prüfen und zu beurteilen.

(3) *Zur Sicherstellung eines konservativen Gesamtergebnisses der Modellrechnungen ist es nicht notwendig, daß jeder Einzelparameter unter pessimistischen Annahmen ausgewählt wird. Das Endergebnis der Berechnung, nicht jeder einzelne Parameter, muß konservativ sein.*

(4) *Einen Hinweis auf die Konservativität des Berechnungsverfahrens gibt die Auswertung der Ergebnisse aus der langjährigen Umgebungsüberwachung für die relevanten Radionuklide.*

(5) *Unabhängig von den genannten Feststellungen wird bei der SSK der fortschreitende Kenntnisstand in Wissenschaft und Technik beobachtet und eine damit verbundene mögliche Rückwirkung auf die Festlegung der zu verwendenden radioökologischen Einzelparameter und Modellannahmen beraten. Soweit erforderlich, wird die SSK eine Fortschreibung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage" vorschlagen.*

Gespräch der SSK mit dem Bundesminister des Innern

Am 18.12.1980 fand ein Gespräch zwischen dem Bundesminister des Innern, Gerhart Rudolf Baum, und Mitgliedern der SSK statt, zu dem vom BMI folgende Mitteilung an die Presse abgegeben wurde:

Pressemitteilung

Minister diskutiert mit seiner Kommission aktuelle Strahlenschutzprobleme.
Die Verabschiedung von Mitgliedern seiner Strahlenschutzkommission, die entsprechend den Satzungen nach 6 Jahren Mitarbeit ausscheiden müssen, nahm der Bundesminister des Innern, Gerhart Rudolf Baum, am 18.12.1980 zum Anlaß, mit alten und neuen Mitgliedern der Kommission aktuelle Fragen des Strahlenschutzes zu diskutieren. Behandelt wurden das Strahlenschutzrecht, Strahlenrisiko-Analysen, die Strahlenschutzforschung sowie die Aus- und Fortbildung von Strahlenschutzfachkräften. Die Diskussion bestätigte im übrigen den erreichten hohen Stand des Strahlenschutzes in der Bundesrepublik. Die Sachverständigen sehen derzeit keinen Bereich, in dem eine Verbesserung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte oder der Bevölkerung akut zu fordern wäre. Allerdings fordern sie die Bundesregierung auf, dafür Sorge zu tragen, daß die Strahlenschutzvorschriften im Bereich der Röntgendiagnostik und -therapie mit denen anderer Anwendungsbereiche ionisierender Strahlen harmonisiert werden.

4.3 KTA-Geschäftsstelle

Die KTA-Geschäftsstelle hat im Berichtsjahr 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), 3 seines Präsidiums und 71 der verschiedenen Unterausschüsse betreut. Darüber hinaus war sie 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 8 vom KTA aufgestellten und vom Bundesminister des Innern bekanntgemachten Regeln, darunter eine geänderte Regel, und 4 vom KTA verabschiedeten Regelentwürfen, darunter zwei für Regeländerungen. Daneben wurde die Vorbereitung von 11 neuen Regelentwürfen in Angriff genommen, davon 8 auf der Grundlage vorangegangener Vorberichte. Ferner wurden 2 Vorberichte in Auftrag gegeben. Für 4 Regeln wurden Änderungsverfahren eingeleitet. Damit umfaßte das KTA-Regelwerk zum Jahresende:

26 Regeln (siehe Tabelle 9)
4 Regelentwürfe (siehe Tabelle 10)
62 Regelentwürfe in Vorbereitung
7 Vorberichte

Auf einige der Aktivitäten des KTA sei hier kurz eingegangen.
Die Arbeiten an den Regeln KTA 3201 „Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren" und KTA 3401 „Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl" sind weitergeführt worden. Von den jeweils vorgesehenen vier Teilregeln liegen je drei vor. Das sind KTA 3201.1 „Werkstoffe" (2/79)[1], KTA 3201.2

1) K. R. Ernst: Anforderungen an die Werkstoffe der Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Kerntechnik **35** (1980), S. 225/227

„Auslegung, Konstruktion und Berechnung" (10/80) und KTA 3201.3 „Herstellung" (10/79) sowie die der entsprechend aufgebauten Sicherheitsbehälterregel KTA 3401.1 „Werkstoffe" (6/80), KTA 3401.2 „Auslegung, Konstruktion und Berechnung" (6/80), KTA 3401.3 „Herstellung" (10/79) und als Regelentwurf KTA 3401.4 „Wiederkehrende Prüfungen" (10/80).
Auch bei den bereits vorliegenden Teilen insbesondere der Primärkreisregel laufen die Arbeiten im Rahmen von Änderungsverfahren, die dafür in Gang gesetzt wurden, weiter. Sie dienen dazu, Erfahrungen und Erkenntnisse, die sich aus der Anwendung der Regeln ergeben, auszuwerten und die Regeln durch Änderungen um Anforderungen zu ergänzen, die zum Zeitpunkt der Regelerstellung noch nicht formuliert waren.
Auf der Grundlage eines dem KTA vorgelegten Vorberichts wurde die Erarbeitung der Regel KTA 3001 „Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises" angegangen. Diese Regel ist in Analogie zu den beiden vorstehend genannten Regeln, KTA 3201 und KTA 3401, ebenfalls in die vier gleichen thematischen Teile aufgegliedert. Das mit dem Regeltitel angedeutete sehr umfassende Arbeitsgebiet soll schrittweise abgehandelt werden. Zunächst sollen die „Äußeren Systeme" entsprechend Abschnitt 4.2 der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren bearbeitet werden. Mit diesem Regelvorhaben wird die Regelung der wichtigen maschinentechnischen Komponenten und Systeme um ein wesentliches Gebiet erweitert.
Die seit Juni 1978 im Entwurf vorliegende Regel KTA 1401 „Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung" wurde aufgrund von eingegangenen Änderungsvorschlägen überarbeitet und als Regel aufgestellt. Die Veröffentlichung im Bundesanzeiger ist in Vorbereitung.
Nachdem im Juni 1979 der Entwurf der Regel KTA 3702.1 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken, Teil 1: „Auslegung" der Öffentlichkeit vorgelegt worden war, wurde im Juni 1980 diese Regel aufgestellt. Ausgehend von den Festlegungen der Regel KTA 3701 „Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken" werden in KTA 3702.1 die Wahl der Systemart unter Berücksichtigung des Notstrom-Leistungsbedarfs, Eignung von Dieselmotor und Generator, Hilfssysteme sowie Betrieb, Wartung und Instandsetzung dieser Einrichtungen behandelt.
Die auf der Sommersitzung des KTA aufgestellte Regel KTA 3603 „Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken" stellt Anforderungen zur Auslegung und Konstruktion, zu Betrieb und Instandhaltung und zu Prüfungen von solchen Anlagen zusammen. Diese Regel wurde vom KTA und der Länderarbeitsgemeinschaft Wasser (LAWA) gemeinsam aufgestellt.

Von den insgesamt fünf neu in das KTA-Programm aufgenommenen Regelvorhaben schließt KTA 1202 „Anforderungen an das Prüfhandbuch" an die Regelungen zum Betriebshandbuch (KTA 1201) an. Mit dem Vorhaben KTA 2501 „Innere und äußere Bauwerksabdichtungen" soll der Frage des Schutzes des Bodens vor dem Eindringen von radioaktiven Wässern nachgegangen werden. In diesen beiden Fällen hat es der KTA für erforderlich gehalten, Grundlagenmaterial zusammenstellen und bewerten und daraus Vorschläge für die künftigen Regeln ableiten zu lassen, er hat deshalb die Erarbeitung von Vorberichten in Auftrag gegeben. Bei den anderen drei neuen Regelvorhaben wurde die Vorbereitung von Regelentwürfen direkt angegangen, weil diese Themen sich aus der laufenden Regelarbeit heraus als erforderlich erwiesen hatten und dabei auch vorbereitet worden waren (KTA 1406 und KTA 1408) oder durch eine einem Vorbericht ähnliche Ausarbeitung, einen Statusbericht der Leitstelle Kerntechnik der VdTÜV, hinsichtlich der Grundlagen und Anregungen für die Regelarbeit abgeklärt waren (KTA 3002). Die Regelvorhaben KTA 1406 „Grundsätze für die Begutachtung von Werkstoffen für den Einsatz in Kernkraftwerken" und KTA 1408 „Gütesicherung von Schweißzusatzwerkstoffen und Schweißhilfsstoffen bei der Herstellung von druckführenden oder aktivitätsführenden Komponenten von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren" sind aus den Arbeiten an den Regeln zum Primärkreis (KTA 3201) und zum Sicherheitsbehälter hervorgegangen (KTA 3401). Durch das Vorhaben KTA 3002 „Anlagenteile aus plastomeren Werkstoffen (Thermoplaste) – Rohrleitungsteile, Rohrleitungen und Absperrorgane" sollen die bisher vorliegenden oder in Arbeit befindlichen Regelungen zu metallischen Werkstoffen durch solche für Kunststoffe in geeigneter Weise ergänzt werden.
Im Jahr 1980 berief der Bundesminister des Innern die Mitglieder und stellvertretenden Mitglieder des Kerntechnischen Ausschusses zum dritten Mal seit der Bildung des KTA im Jahr 1972 für die Dauer von vier Jahren. Der so neuberufene Kerntechnische Ausschuß setzte seine Unterausschüsse neu ein und benannte deren Mitglieder und stellvertretenden Mitglieder. Die Anzahl der Unterausschüsse blieb erhalten.

KTA-Unterausschüsse (UA)

- Programm-Unterausschuß (PUA)
- UA für Rechtsfragen (RUA)
- UA Sicherheitstechnische Grundsatzfragen (SUA)
- UA Anlagen- und Bautechnik (UA-AB)
- UA Betrieb (UA-BB)
- UA Druckführende Umschließungen (UA-DU)
- UA Gasförmige Ableitungen (UA-GA)
- UA Hebezeuge (UA-HZ)
- UA Instrumentierung und Reaktorschutz (UA-IR)
- UA Kreisläufe 2 (UA-K2)
- UA Qualitätssicherung (UA-QS)
- UA Reaktorkern (UA-RK)
- UA Radioaktivitätsrückhaltung (UA-RR)
- UA Radioaktivitätsüberwachung (UA-RW)
- UA Sicherheitsbehälter (UA-SB)
- UA Störfallfragen (UA-SF)
- UA Starkstrom (UA-SS)
- UA Wärmeabfuhr und Systemtechnik (UA-WS)

KTA-Nr.	Fassung	Titel
1201	2/78	Anforderungen an das Betriebshandbuch
1401[3]	2/80	Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung
1501	10/77	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken[1]
1503.1	2/79	Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb[1]
1504	6/78	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen[1]
2201.1	6/75	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze[1]
2201.5	6/77	Teil 5: Seismische Instrumentierung[1]
3101.1[2]	2/80	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung
3102.1	6/78	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte[1]
3104	10/79	Ermittlung der Abschaltreaktivität
3201.1	2/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Werkstoffe[1]
3201.2[2]	10/80	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
3201.3	10/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil: Herstellung
3401.1[2]	6/80	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 1: Werkstoffe
3401.2[2]	6/80	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
3401.3	10/79	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Lastannahmen) Teil 3: Herstellung

3402	11/76	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen
3403[2]	10/80	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken (ersetzt Fassung 11/76)
3405	2/79	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit Absolutdruckmethode[1]
3409	6/79	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen[1]
3501	3/77	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen[1]
3603[2]	2/80	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken
3701.1	6/78	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen[1]
3702.1[2]	6/80	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken Teil 1: Auslegung
3901.1	3/77	Alarmanlagen, Personensuchanlagen und Fernmeldeverbindungen in und von Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen
3902	6/78	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen[1] (ersetzt Fassung 11/75)

Tabelle 9: Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)
(Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag, KG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1)

1) Liegt in englischer Übersetzung vor, erhältlich bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
2) Im Jahr 1980 vom KTA aufgestellt und vom BMI bekanntgemacht
3) Im Jahr 1980 vom KTA aufgestellt, Bekanntmachung durch den BMI ist in Vorbereitung

KTA-Nr.	Fassung	Titel
1201	10/79	Anforderungen an das Betriebshandbuch (Entwurf der Regeländerung)
3102.3	10/80	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen
3401.4	10/80	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil: Wiederkehrende Prüfungen
3404	6/77	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters
3501	10/80	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen (Entwurf der Regeländerung)
3601	10/79	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken
3901	2/80	Kommunikationsmittel für Kraftwerke (Entwurf der Regeländerung

Tabelle 10: Entwürfe sicherheitstechnischer Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) (erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1)

5. Viertes GRS-Fachgespräch

Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken

Das vierte GRS-Fachgespräch fand am 30./31. Oktober in Köln statt. Thema dieser Veranstaltung war der „Sichere Betrieb von Kernkraftwerken". Die Vielfalt der Vortragsthemen machte deutlich, daß eine technisch hochwertige Auslegung und Fertigung von Kernkraftwerken allein, auch die bisherigen Erfahrungen zeigen dies, einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken nicht garantieren können.
Eine erfahrene Betriebsmannschaft, laufende qualitätssichernde Maßnahmen durch wiederkehrende Prüfungen, Erfahrungstransfer über besondere Vorkommnisse und Durchführung von Nachrüstmaßnahmen sind weitere wesentliche Komponenten für einen langfristig sicheren und zuverlässigen Anlagenbetrieb.
Das GRS-Fachgespräch vermittelte einen guten Überblick über die vielfältigen Aktivitäten, die vom Anlagenoperateur, dem Betreiber, Hersteller, der Genehmigungsbehörde und Sachverständigen durchgeführt werden.
Am 30. und 31.10.1980 veranstaltete die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH ihr 4. Fachgespräch im Gürzenich in Köln mit dem Thema „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken". Das Fachgespräch diente als Informations- und Kommunikationsforum für mehr als 500 Teilnehmer von Wirtschaft, Wissenschaft und Verwaltung.

Im abendlichen Festvortrag umriß Ministerialdirigent J. K. Pfaffelhuber vom Bundesminister des Innern die Aufgaben und Ziele der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Oberstes Ziel der staatlichen Aufsicht ist die Sicherstellung des Schutzes der Bevölkerung und der Beschäftigten bei Beachtung der vollen Verantwortung für den sicheren Betrieb der Anlage durch den Betreiber.
Den Landesbehörden obliegt vornehmlich die Kontrolle der Einhaltung von Genehmigungsinhalten und -grenzwerten sowie die Überwachung der Qualitätssicherungsmaßnahmen und der Fachkunde des Personals. Wesentliche Aufgabe der Bundesaufsicht sind die zentrale Auswertung von Betriebserfahrungen und Entwicklung von Richtlinien für spezifische Aufsichtsaspekte. Als konkrete Schwerpunktthemen werden dabei zur Zeit verfolgt:

- die Umsetzung von besonderen Vorkommnissen, insbesondere des Störfalles Harrisburg,
- die Fernüberwachung kerntechnischer Anlagen,
- die Bereitstellung verbesserter Hilfsmittel für das Bedienungspersonal und
- die zentrale Überprüfung wiederkehrender Prüfungen.

Im Langzeitprogramm sollen Verordnungen und Vorschriften auf Basis der Betriebserfahrungen für konkrete Maßnahmen zu Aufsicht und Betrieb erarbeitet werden.

Herr W. Müller informierte über die mittleren Individual- und Kollektivdosen in deutschen Kernkraftwerken während der letzten 10 Jahre. Er zeigte, daß anlagenspezifisch eine Stabilisierung der Strahlendosis nach einigen Jahren eintritt. In jüngeren Anlagen ließen sich Individual- und Kollektivdosen durch Verbesserung der Rückhaltetechniken nachhaltig senken. Im internationalen Vergleich sind die entsprechenden Werte gut übereinstimmend. Die Genehmigungsgrenzwerte werden in der Regel nur zu 20% erreicht.

Anhand konkreter Beispiele erläuterte R. Ambros für die Anlagen Biblis, wie durch konkrete Maßnahmen die Dosisleistung bei Wartungs- und Reparaturmaßnahmen deutlicher reduzierbar ist, z. B. bei Koordination und Arbeitsablaufplanung, durch Bereitstellung spezifischer Werkzeuge, neuartiger Dekonteinrichtungen und Spezialabschirmungen. Dies zeigt, daß durch gezielte Planung und wachsende Erfahrung eine Dosisreduzierung und -minimierung erreichbar ist.

J. Wilhelm berichtete über neuere Entwicklungen für Systeme und Komponenten zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Durch Verbesserung der Rückhaltesysteme war es bisher möglich, daß die tatsächlichen Aktivitätsabgaben deutlich unter den zulässigen Abgabewerten blieben, obgleich diese in den letzten Jahren mehrfach gesenkt wurden. Neueste Entwicklungen lassen erkennen, daß auch für hypothetische Ereignisse Konzepte für Rückhaltebarrieren schaffbar sind, die die Restrisiken weiter senken helfen.

A. D. Swain verdeutlichte in anschaulicher Weise an zahlreichen Beispielen, mit welchen technischen und administrativen Maßnahmen die Einflußfaktoren auf menschliche Handlungen verbessert werden können. Viele der Änderungen zur Verbesserung vorhandener Anlagen unter ergonomischen Aspekten sind wenig kostenaufwendig, geben dem Betriebspersonal jedoch eine echte Hilfe, Fehler zu reduzieren bzw. zu verhindern.

E. Lindauer gab einen Überblick über die zentrale Auswertung von Betriebserfahrungen der GRS im Rahmen der Bundesaufsicht und gezielter Forschungsvorhaben. In Unterstützung des Bundesministers des Innern werden die besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik und des Auslandes durch die GRS zentral erfaßt, über ein Datenbanksystem zur Auswertung aufgearbeitet und den beteiligten Stellen verfügbar gemacht. Die Erarbeitung besonderer Stellungnahmen zu wichtigen Einzelereignissen hat zum Ziel, Empfehlungen für Verbesse-

rungen bei Errichtung und Betrieb ähnlicher Anlagen abzuleiten. Für eine spezifische Aussage über Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit von Systemen und Komponenten sind systematische Auswertungen der Betriebsunterlagen in den Kernkraftwerken notwendige, aber mühsame Einzelaktivitäten.
Ergebnisse aus Forschungsvorhaben in Biblis und Stade für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten und Systeme zeigten recht gute Übereinstimmung mit den aus der Literatur ableitbaren Werten und bestätigten meist konservativ die aus der Fehlerbaumanalyse ableitbaren Ausfallwahrscheinlichkeiten.

H. Schulz berichtete über den gegenwärtigen Stand und die Handhabung der Qualitätssicherung im Betrieb von Kernkraftwerken. Am Beispiel der wiederkehrenden Prüfungen während des Betriebes wurde aufgezeigt, welche technischen und administrativen Maßnahmen für eine umfassende Wertung durchzuführen sind. Aufbauend auf bisherigen Erfahrungen wurden Anregungen und Empfehlungen für eine einheitliche Vorgehensweise gegeben.

H. Schenk zeigte an konkreten Beispielen, welche Nachrüstmaßnahmen im Kernkraftwerk Obrigheim durchgeführt wurden, um die Sicherheit des Betriebes zu erhöhen. Diese Maßnahmen ergaben sich z. T. aus den Erfahrungen des zwölfjährigen Anlagenbetriebes und z. T. aus den in dieser Zeit weiterentwickelten Sicherheitsanforderungen. An typischen Nachrüstmaßnahmen sind beispielhaft zu nennen:

- Errichtung eines Notstandssystems zur Abdeckung des erweiterten Störfallspektrums
- Einbau zusätzlicher Filter zur Verringerung der Aktivitätsabgabe
- Beschleifung von Schweißnähten im Primärkreis und Entwicklung von Zusatzeinrichtungen zur Verbesserung der Wiederholungsprüfungen im Primärkreis

Die Erfahrungen mit den vorgenommenen Nachrüstmaßnahmen zeigen, daß sie in sicherheitstechnischer Sicht erst einen Erfolg bringen, wenn sie mit hoher Anlagenkenntnis geplant werden und sich in das bestehende Anlagenkonzept möglichst nahtlos einfügen. Eine nur formale Anpassung an den jeweils neuesten Sicherheitsstandard muß nicht immer eine reale Verbesserung der Sicherheit für die Anlage bringen.

Über die in den letzten Jahren entwickelten und in den Kernkraftwerken in Erprobung befindlichen Systeme zur Schadensfrüherkennung berichtete D. Wach. Die entwickelten Systeme der Körperschallüberwachung zur Detektion und Ortung loser Teile im Primärkreis, der Schwingungsüberwachung zur Erkennung von Schäden an Reaktoreinbauten, der Leckerkennung zum akustischen Orten von Leckagen innerhalb des Sicherheitsbehälters, der Meßfühlerüberwachung für ein Erkennen sich abzeichnender Meßkanalausfälle bieten eine in verschiedenen Anlagen erprobte Methode zur Schadensverhütungsvorsorge. Nicht verkennbar ist, daß ihr umfassender Einsatz noch ergänzende Entwicklungen zur vereinfachten Auswertung und Bewertung der Meßsignale für den Reaktoroperateur erfordern. Hier ist der Weg zu einem zentralen Diagnosesystem für eine Aufarbeitung und Bewertung aller Signale vorgezeichnet.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß auf dem GRS-Fachgespräch in aller Offenheit die vielfältigen Maßnahmen und Systeme zur Gewährleistung und Erhöhung der Sicherheit des Betriebes von Kernkraftwerken vorgestellt und diskutiert wurden. Das Thema „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken" wurde nicht als Ergebnispräsentation, sondern als Ansporn und Zielvorgabe für die hier ständig anstehende Aufgabe verstanden.

6. Geschäftliche Tätigkeit

Gesellschafter der GRS sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die 11 Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Sitz der Gesellschaft ist Köln; die GRS hat einen Betriebsteil in Köln und in Garching bei München.
Die Gesellschaft beschäftigte am 31.12.1980 insgesamt 472 (31.12.1979: 458) Mitarbeiter, darunter 319 (305) wissenschaftlich-technische Fachkräfte und 167 (153) sonstige Kräfte.
Die Gesellschaft arbeitet aufgrund 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 58 966 TDM (1979: 50 545 TDM).
Das Fachpersonal hat insgesamt 657 736 Stunden (1979: 624 181 Stunden) geleistet, die mit 66% an Auftraggeber weiterverrechnet wurden. Die übrigen Stunden entfielen auf Urlaub und Krankheit, auf Ausbildung sowie Restzeiten.
Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 38 dargestellt.

Die Organe der Gesellschaft sind:

die Gesellschafterversammlung,
der Aufsichtsrat,
die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

Ministerialdirigent Josef Karl Pfaffelhuber, Bonn, Vorsitzender

Direktor Dr.-Ing. Hans Schlachter, Frankfurt/Main, stellvertr. Vorsitzender

Ministerialdirigent Prof. Dr.-Ing. Franz-Josef Dreyhaupt, Düsseldorf

Regierungsdirektor Hans Peter Engelhardt, Bonn

Regierungsdirektor Dr. Heinrich Getz, Bonn

Direktor Dipl.-Ing. Werner-E. Hoffmann, Essen

Direktor Prof. Dr.-Ing. Albert Kuhlmann, Köln

Direktor Prof. Dr. Karl-Heinz Lindackers, Köln

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Direktor Dr.-Ing. Günther Noetzlin, Marl

Ministerialrat Werner Obenhaus, Bonn

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel, Bonn

Direktor Dr. Gerhard Wittmann, München.

Gesellschafter

Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital (in %) 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 Loyd	3,85

Geschäftsführer

Geschäftsführer der Gesellschaft sind:

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

7. Berichte, Veröffentlichungen und Vorträge

Die GRS-Arbeitsergebnisse finden ihren Niederschlag in Berichten, Studien und Gutachten, die für unsere Auftraggeber (Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Bund und Ländern) erarbeitet werden. In Abstimmung mit ihnen wird ein Teil als GRS-Berichte, als Veröffentlichungen in der Fachpresse und durch Informationsdienste allgemein zugänglich gemacht.
Das allgemein zugängliche GRS-Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt. Einzelheiten, Preise etc. können unserem Merkblatt „Bezugsbedingungen für GRS-Schrifttum" in der jeweils gültigen Fassung entnommen werden.
Zur Zeit sind, nach Gruppen gegliedert, folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften lieferbar:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresberichte
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen
- Praxisbeschreibungen

GRS-Informationsdienste

- GRS-Kurzinformationen
- Übersetzungen – Kerntechnische Regeln
- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Schriften

Außerdem werden im Auftrag von Bundesministerien, RSK und SSK Tagungsniederschriften, Richtlinien, Empfehlungen und andere Schriften gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen

GRS-Mitarbeiter veröffentlichen Beiträge in hauseigenen und externen Medien.

Vorträge

GRS-Mitarbeiter tragen auf nationaler und internationaler Ebene ihre Arbeitsergebnisse vor.

Im Berichtszeitraum erschienen die unter 7.1 bis 7.3 in chronologischer Reihenfolge zitierten Berichte, Informationsdienste und sonstigen Schriften sowie die unter 7.4 in alphabetischer Reihenfolge der Autoren zitierten Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften. Im Abschnitt 7.5 sind Vorträge von GRS-Mitarbeitern ebenfalls in alphabetischer Reihenfolge zitiert.

7.1 GRS-Berichtsreihen

Jahresberichte

Seit 1977 veröffentlicht die GRS regelmäßig ihren Jahresbericht. Er erscheint jeweils im April des Folgejahres.

Neben den für den Jahresbericht einer GmbH gesetzlich vorgeschriebenen Angaben geben die GRS-Jahresberichte einen Gesamtüberblick über die Tätigkeiten der GRS und Einzelbeschreibungen der wesentlichen Tätigkeiten ihrer verschiedenen Fachbereiche.

GRS-Berichte

GRS-Berichte werden seit dem 1.1.1977 herausgegeben. Sie enthalten Darstellungen von Themen der Reaktorsicherheit, Tagungsniederschriften von GRS-Veranstaltungen – wie z. B. das GRS-Fachgespräch – und Zusammenstellungen von RSK-Empfehlungen. Sie haben ein Report-Sigel mit laufender Nummer und Datum, z. B. GRS–18 (Dezember 1980).

Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute. Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen 3. GRS-Fachgespräch München, 29.–30.11.1979 GRS–16 (April 1980)

Symposium
Personalorganisation und -qualifikation bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken
Köln, 10. – 12.6.1980
GRS–17 (August 1980)

Tagung Reaktorsicherheitsforschung
Ergebnisse und Tendenzen
Köln, 29. – 30.5.1980
GRS–18 (Dezember 1980)

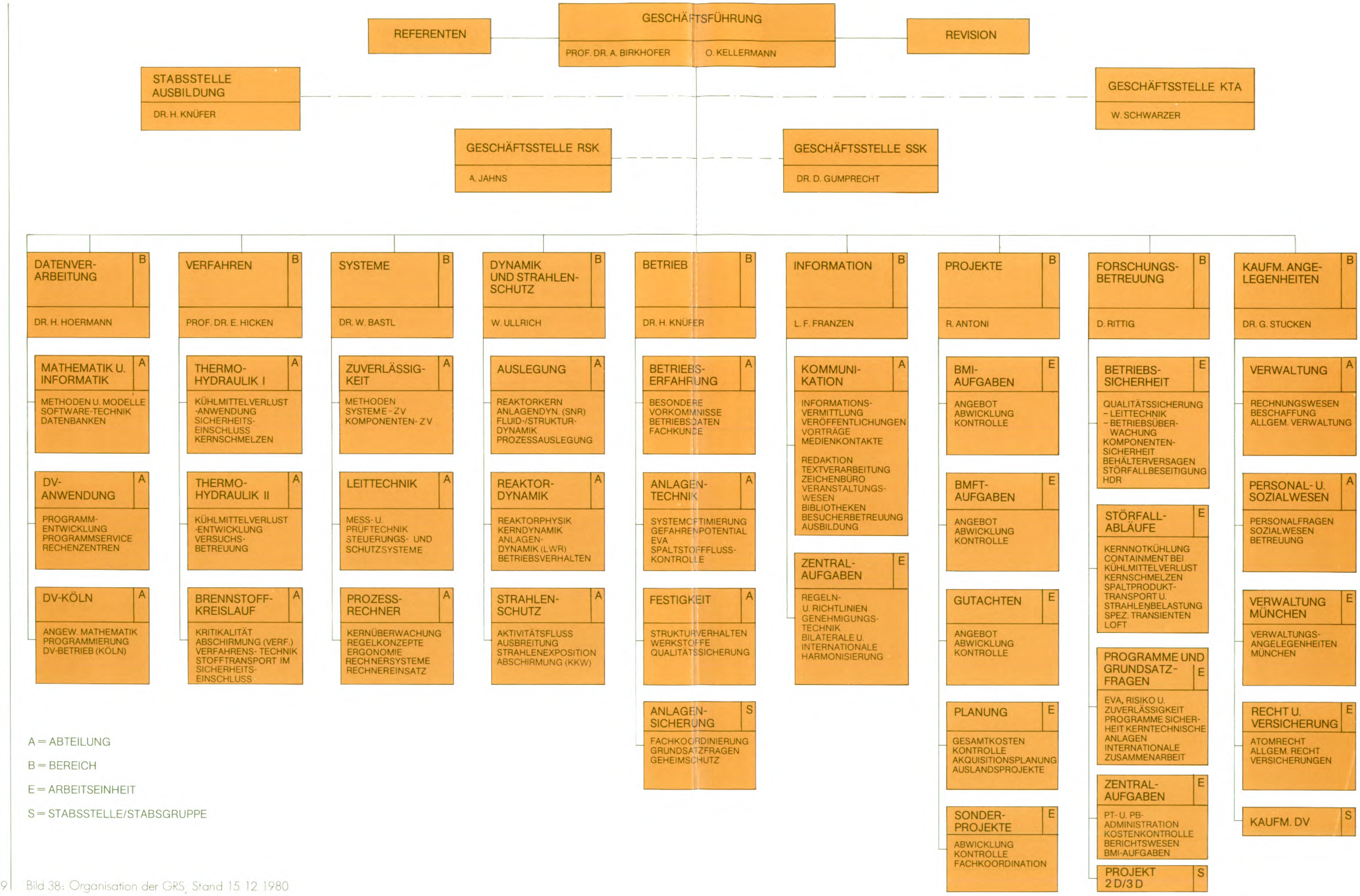
IAEA/NPPCI Specialists' Meeting
Procedures and Systems for Assisting an Operator during Normal and Anomalous Nuclear Power Plant Operation Situations
München 5. – 7.12.1979
GRS–19 (August 1980)

Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

Die „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen" sollen zur Versachlichung der Diskussion über Vor- und Nachteile der Kernenergie beitragen. Sie sind eine Fortsetzung der gleichnamigen IRS-Schriftenreihe und haben das Report-Sigel GRS-S mit Nummer und Datum z. B. GRS–S–34 (August 1980).

Im Berichtszeitraum sind folgende GRS–S–Berichte erschienen:

Mayer, G.:
Auswahl von Stellungnahmen der Bundesregierung, 8. Legislaturperiode, Teil 2 1978–1979
GRS–S–32 (Februar 1980)



A = ABTEILUNG

B = BEREICH

E = ARBEITSEINHEIT

S = STABSSTELLE/STABSGRUPPE

Bild 38: Organisation der GRS, Stand 15.12.1980

Mayer, G.:
Auswahl von Stellungnahmen der Bundesregierung, 8. Legislaturperiode, Teil 3 (1979–1980)
GRS–S–33 (Oktober 1980)

Danzmann, H.-J.:
Das faule Ei des Dr. Vester
GRS–S–34 (Oktober 1980)

7.2 GRS-Informationsdienste

Im Berichtsjahr wurden die nachstehend beschriebenen Informationsdienste regelmäßig herausgegeben:

GRS-Kurzinformationen

Das Ziel der wöchentlich herausgegebenen GRS-Kurzinformationen ist die Unterrichtung von Bundes- und Landesbehörden sowie sonstiger interessierter Stellen im In- und Ausland. Sie erfassen neue Erkenntnisse, Entwicklungen und Vorkommnisse, soweit diese für die Reaktorsicherheit, den Strahlenschutz und den damit zusammenhängenden Fragen von Bedeutung sind.

Insgesamt erscheinen jährlich ca. 50 Wochenausgaben mit je 5 bis 6 Kurzinformationen, die sachlich wie folgt aufgeschlüsselt sind:

A: Betriebserfahrungen, Ausland
B: Betriebserfahrungen, Inland
C: Vorschriften und Richtlinien
D: Neue Entwicklungen, Experimente zur Reaktorsicherheit
E: Genehmigungsverfahren
F: Fachliteratur
G: Konferenzen, Tagungen, Lehrveranstaltungen
H: Kernenergiekontroverse
J: Brennstoffkreislauf
K: Umweltschutz

Ein Jahresinhaltsverzeichnis, einmal in chronologischer Reihenfolge, einmal nach Schlüsselworten geordnet, ermöglicht raschen Zugriff zu den gesuchten Meldungen der Sammlung.

Übersetzungen – Kerntechnische Regeln

Auf Veranlassung des Bundesministers des Innern (BMI) veröffentlicht die GRS im Rahmen des Programms zur Förderung der Erarbeitung deutscher sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien Übersetzungen ausländischer kerntechnischer Regeln und Richtlinien. Sie werden von Fachübersetzern angefertigt und in der GRS redaktionell bearbeitet. Kennzeichnung sind eine laufende Nummer und die Jahreszahl. Im Berichtszeitraum erschienen 11 dieser Übersetzungen.

Translations – Safety Codes and Guides

Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind ebenfalls mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet.
Im Berichtszeitraum erschienen 12 dieser Translations.

Faltblätter

Die von der GRS herausgegebenen Faltblätter behandeln in kurzer und dem Laien verständlicher Form relevante Themen aus dem Bereich der Kerntechnik. Derzeit sind sechs Faltblätter verfügbar, die folgende Themen behandeln:

- Sicherheit von Kernkraftwerken
- Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken
- Standorte für Kernkraftwerke
- Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
- Einwirkungen von außen auf Kernkraftwerke
- Umgebungsüberwachung von Kernkraftwerken

7.3 Sonstige Schriften

Im Auftrag von Bundesministerien, der RSK bzw. SSK hat die GRS im Berichtszeitraum Druck und Versand für die folgenden Schriften übernommen:

- Der Bundesminister des Innern: Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
  3. Ergänzung August 1980
- Fachverband für Strahlenschutz: Radioaktive Abfälle
  Bericht IRPA-Regionalkongreß
  13. FS-Jahrestagung, Köln, 15.–19.10.79
  FS-Berichte aus der Schriftenreihe des Fachverbandes für Strahlenschutz 1980

7.4 Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Autoren allein oder in Zusammenarbeit mit anderen Autoren sind zahlreiche Veröffentlichungen in der Fachpresse erschienen. Da es sich hierbei nicht direkt um GRS-Schrifttum handelt, können diese Arbeiten auch nur den jeweiligen Presseorganen entnommen werden. Im Berichtszeitraum erschienen folgende Arbeiten:

Albertz, V., W. Güldner, P. Hömke, H. Hörtner, E. Lindauer, J. v. Linden, W. Preischl, G. Reichert und W. Röhrs: Zuverlässigkeitskenngrößen und Betriebserfahrungen, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke 1980, Fachband 3, Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln 1980)

Bachner, D., H.-G. Friederichs, G. Heider, G. Morlock und W. Ullrich: Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 6, Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln 1980)

Badur, A., P. Gruber, U. Schumann, und L. Wolf:
Ergebnisse der ersten Blowdown-Versuche mit Kernmantel, Vergleich der Messungen mit Vorausrechnungen
4. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 10. Dezember 1980, S. 7/10

Baltes, B., W. Salz und K. K. Wahi:
A Numerical Simulation of a Thermally-Loaded Rock Mass Surrounding a Borehole
ASME Publication, Nr. 80-HT-40, Juli 1980, S. 1/9

Bastl, W., und L. Felkel:
Disturbance Analysis Systems

Human Detection and Diagnosis of System Failures, Plenum Press, New York 1980

Beraha, D., A. Höld und Z. Jakubowski: Multilevel Control of the Power Density Distribution in a Nuclear Reactor Core R. Isermann, D. Kaltenecker (Ed.): „Digital Computer Applications to Process Control", Pergamon Press 1980, Nr. A 4.3, S. 225/30

Biesold, H.:
Der TRANSFER von Strontium und Caesium über die Wurzeln in die Vegetation
Statusbericht über den Transfer von Radionukliden, Der Bundesminister des Innern, Bonn, Januar 1980

Biesold, H., und K. Heim:
Anreicherung von Technetium über die Wurzel in die Pflanze. Statusbericht über den Transfer von Radionukliden, Der Bundesminister des Innern, Bonn, Januar 1980

Birkhofer, A.:
Die Sicherheit von Kernkraftwerken
Politische Studien, Sonderheft 1/1980 „Energie-Umwelt-Ernährung", S. 105/19

Birkhofer, A.:
Einführung in das Fachgespräch
Tagungsbericht des 3. GRS-Fachgesprächs „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. bis 30.11.1979, GRS–16 (April 1980), S. 8 und Technische Mitteilungen 73 (1980), Heft 3, S. 182

Birkhofer, A.:
Die Sicherheit von Kernkraftwerken
Energiekonferenz 79 – Eine Dokumentation. Hrsg. Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart, Mai 1980, S. 77/99

Birkhofer, A.:
Die deutsche Reaktorsicherheitsstudie
atomwirtschaft atomtechnik (atw) 25 (1980)

Birkhofer, A.:
The German Risk Study for Nuclear Power Plants
IAEA Bulletin, 22 (1980), Nr. 5/6, S. 23/33

Bogoronski, P.:
Analyse von Kernaufheiztransienten im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 223/6

Bracht, K.-F., V. Javeri, J. Keusenhoff, S. Meier, W. Röhrs, A. Scharfe und M. Tiltmann:
Untersuchung von Kernschmelzunfällen
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 5, Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln 1980)

Butz, H.-P.:
Bauen und Umwelt unter energiepolitischen und sicherheitstechnischen Aspekten
4xbau frankfurt, eine Dokumentation zur Baufachausstellung des Jahres 1979, Frankfurt, 10.–18.11.1979, Hrsg.: Ausstellungsgesellschaft mbH & Co. KG, Mainz, Juli 1980

Danzmann, H.-J.:
„Lassen sich Reaktorunfälle berechnen?" in „Im Ernstfall hilflos? – Katastrophenschutz bei Atom- und Chemieunfällen", herausgegeben von Egmont R. Koch und Fritz Vahrenholt, Kiepenheuer & Witsch, Köln 1980

Erlenwein, P.:
Sicherungsmaßnahmen beim Transport radioaktiven Materials auf der Straße
Proceedings of the 6th International Symposium Packaging and Transportation of Radioactive Materials

Ernst, K. R.:
Anforderungen an die Werkstoffe der Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren
Atomkernenergie-Kerntechnik 35 (1980), Nr. 3, S. 225/7

Eyß, H.J., H.-J. Kaestle, H. Liemersdorf und P. Salewski:
Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner Brände)
Deutsche Risikostudie, Fachband 4., Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln 1980)

Farber, G. (Mitautor):
Der Kühlmittelverluststörfall beim Druckwasserreaktor
Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie, eine Dokumentation der Bundesregierung (überarbeitete Auflage)

Felkel, L., und F. Øwre:
A Disturbance Analysis System and its Operational Features
IFIP/IFAC Symposium, Automation for Safety in Shipping and Offshore Petroleum Operations, North-Holland Publ. Company, 1980

Fischer, W., P. Hömke und J. Weingarten:
Gewinnung von Zuverlässigkeitskenngrößen und Zuverlässigkeit leittechnischer Komponenten bei Kernkraftwerken
Buchreihe: Fachberichte, Messen, Steuern und Regeln, Springer Verlag, Band 5, Meß- und Automatisierungstechnik

Firnhaber, M., G. Lerchl und R. Ullrich:
Ergebnisse und Auswertungen der nichtnuklearen Versuchsserie (LOFT-Bericht)
Tagungsbericht des 3. GRS-Fachgesprächs „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. bis 30.11.1979, GRS–16 (April 1980), S. 29/38 und Technische Mitteilungen 73 (1980), Heft 3, S. 203/12

Franzen, L. F.:
Eröffnung der Tagung
Radioaktive Abfälle, Bericht 7. IRPA – Regionalkongreß/13. FS-Jahrestagung, Köln, 15.–19. Oktober 1979, Fachverband für Strahlenschutz e. V., FS–79–20–T, Mai 1980, S. 1/2

Franzen, L. F.:
Energie und Umwelt (Bericht der Arbeitsgruppe B)
Energiekonferenz 79 – Eine Dokumentation Hrsg. Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr Baden-Württemberg, Stuttgart, Mai 1980, S. 131/9

Friederichs, H.-G., J. Keusenhoff, K. Kotthoff und M. Tiltmann:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Untersuchung von Kernschmelzunfällen
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 307/10

Frisch, W., und K. Hoffmann:
Analyse kleiner Lecks
Tagungsbericht des 3. GRS-Fachgesprächs „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –" München, 29. bis 30.11.1979, GRS–16 (April 1980), S. 48/57 und Technische Mitteilungen 73 (1980), Heft 3, S. 222/31

Frisch, W., R. Gill und K. Hornyk:
Analyse der Turbinenschnellschlußtransienten des Peach Bottom 2-SWR mit dem Programm ALMOS
Atomkernenergie/Kerntechnik, Bd. 35 (1980), Lfg. 4, S. 249/54

Ghazanfari, A., E.F. Hicken, und A. Ziegler:
Unsteady Dispersed Flow Heat Transfer under Loss-of-Coolant Accident Related Conditions
Nuclear Technology, 1980, Band 51, Nr. 1, S. 21

Gill, R., U. Graf und A. Schaefer:
Die ASWR-Methode mit versetzten Maschengittern und ihre Anwendung auf fluiddynamische Transienten
Atomkernenergie-Kerntechnik, Bd. 35 (1980), Lfg. 4, S. 243/8

Graf, U., S. Langenbuch und K.-D. Schmidt:
Ein Modellansatz mit separierter Impulsbilanzgleichung für die Beschreibung der Fluiddynamik im Reaktorkern
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 153/6

Heuser, F. W., und K. Kotthoff:
Activity Release and Consequences Thermal Reactor Safety, 1980, CONF-800403/V-1, Nr. 1, S. 348

Hicken, E. F., und K. Wolfert:
Bewertung der bisherigen Analysetechnik für Kühlmittelverluststörfälle
Tagungsbericht des 3. GRS-Fachgesprächs „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. bis 30.11.1979, GRS–16 (April 1980), S. 11/16 und Technische Mitteilungen 73 (1980), Heft 3, S. 185/90

Höld, A.:
Echtzeitsimulation als Mittel zur Überwachung von DWR-Kernenergieanlagen, Sonderheft zur Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 25.–27.3.1980, 1980, S. 91/4

Hörtner, H.:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Ursache und Häufigkeit von Kernschmelzunfällen
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 311/4

Jahn, H. L., und G. Langer:
Experimente und Rechnungen zur Wasserstoffverteilung im Containment eines Leichtwasserreaktors nach einem Kühlmittelverluststörfall
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 355/8

Javeri, V., und V. Lugenheim:
Analyse des Kühlmitteldurchsatzstörfalles für den Mark 1A Kern des SNR–300 mit dem Rechenprogramm SAS3D
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 387/96

Kellermann, O.:
Einleitung
Tagungsbericht des 3. GRS-Fachgesprächs „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. bis 30.11.1979, GRS–16 (April 1980), S. 1/2 und Technische Mitteilungen 73 (1980, Heft 3, S. 175/6)

Köberlein, K.:
The Role of Probabilistic Methods in the Development of Regulations for Nuclear Power Plant Design – Assessment and Projection – in the F. R. of Germany
Nuclear Engineering and Design, Special Issue „Structural Reliability", 1980

Köberlein, K.:
Stichwort „Risiko"
Brockhaus Enzyklopädie, 1980, Band 25

Langenbuch, S., und W. Werner:
Simulation von Reaktoranlagen
Sonderheft zur Jahrestagung Kerntechnik 1980, Einsatzmöglichkeiten von Parallelrechnern in der Kerntechnik, Gemeinsame Sitzung der KTG und DPG, Deutsches Atomforum e. V.

Ludwieg, F., und W. K. Müller:
Bestimmung von Strontium-90 in Abluftproben der Kernkraftwerke Stade und Biblis
Zentralstelle für Sicherheitstechnik, Strahlenschutz und Kerntechnik des Landes Nordrhein-Westfalen, Düsseldorf, Bericht Oktober 1980

Meier, S. E.:
Theoretical Studies of the Response of LWR Pressure Vessel to a Postulated

Steam Explosion
ASME Publication, Nr. 80-C2/PVP-137, New York, N.Y., USA, August 1980, S. 1/5

Müller, W.:
Strahlenschutzaspekte im Zusammenhang mit dem Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2
Radioaktive Abfälle, Bericht 7. IRPA-Regionalkongreß/13. FS-Jahrestagung, Köln, 15.–19. Oktober 1979, Fachverband für Strahlenschutz e. V., FS-79-20-T, Mai 1980, S. 445/67

Nagel, G.:
Perspektiven über die Weiterentwicklung von Bestrahlungsüberwachungsprogrammen (Abstract)
ESIS Newsletter Special Issue No. 6-1980, March 1980, p. 7

Schwinges, B.:
Predictions of GKSS-3-Vent Tests with the Integral-Code DRASYS for Pressure Suppression Systems
Proceedings of the 1980 ICHMT Seminar, Dubrovnik, 1.–5.9.1980, Band 2, Hemisphere Publishing Co., Washington, D.C., USA, Dezember 1980

Wahba, A. B.:
The Boiling Curve During Reflooding
Proceedings of the American Nuclear Society, Thermal Reactor Safety 1980, Band CONF-800403, Nr. V–II, S. 983/90

Winkler, W.:
Ziele und Ergebnisse des ersten Containment-Standard-Problems
Tagungsbericht „Jahrestagung Kerntechnik '80", DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980, S. 271/4

Winkler, W.:
Comparison Report on OECD-CSNI Containment Standard Problem No. 1: „Steamline Rupture within a Chain of Compartments" CSNI Report No. 41, Mai 1980

7.5 Vorträge

GRS-Mitarbeiter haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern sind dort häufig mit eigenen Vorträgen hervorgetreten. Im allgemeinen behandelten sie Themen, die unmittelbar aus der eigenen Arbeit hervorgingen oder innerhalb der GRS erarbeitet wurden. Im Berichtszeitraum wurden folgende Vorträge anläßlich der jeweils zitierten Veranstaltungen gehalten:

Alter, U., und D. Jungclaus:
Protection and Security of Transport of Special Nuclear Materials (Including Measures for the Transportation by Rail)
PATRAM 80, Berlin, 10.–14.11.1980

Baltes, B., W. Salz und K. K. Wahi:
A Numerical Simulation of a Thermally-Loaded Rock Mass Surrounding a Borehole, Joint ASME/AIChE National Heat Transfer Conference, Orlando, Florida, USA, 27.–30.7.1980

Bastl, W.:
Korrelationsmeßtechnik
VDE-Seminar „Messen elektrischer und nichtelektrischer Größen", München, 18.–20.3.1980

Bastl, W.:
Meß- und Analysenmethoden zur Schadensfrüherkennung in Druckwasserreaktoren
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Bastl, W.:
Untersuchungen über Methoden und Systeme zur Verbesserung der Mensch-Maschine Kommunikation in Kernkraftwerken
Tagung „Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Tendenzen –", Köln, 29.–30.5.1980

Bastl, W.:
New Methods and Systems for Assisting the Operator. Thoughts on Present Status and Future Developments.
Enlarged Halden Program Group Meeting, Lillehammer, Norwegen, 2.–6.6.1980

Bastl, W., und L. Felkel:
STAR, a Disturbance Analysis System and its Application to a PWR-Station
ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, USA, 7.–11.4.1980

Bastl, W., R. Sunder und D. Wach:
On-line Vibration Monitoring of PWR-Internals, ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, USA, 7.–11.4.1980

Bastl, W., D. Beraha, W. Ehrenberger, L. Felkel und A. Höld:
Developments in the Field of Man-Machine Communication, IAEA – International Conference on Current Nuclear Power Safety Issues, Stockholm, Schweden, 20.–24.10.1980

Bastl, W., und L. Felkel:
Disturbance Analysis Systems
NATO International Symposion on Human Detection and Diagnosis of System Failures, Roskilde, Denmark, 4.–8.8.1980

Bauernfeind, W.:
The Application of Correlation Analysis in Acoustic Leakage Detection
13th Informal Meeting on Reactor Noise, Cadarache, Frankreich, 7.–9.5.1980

Beraha, D., und I. Karppinen:
Spatial Core Control: On-Line Control and Strategy Prediction by Hierarchical Techniques
Enlarged Halden Program Group Meeting, Lillehammer, Norwegen, 2.–6.6.1980

Beraha, D. und A. Höld:
Optimization of Nuclear Reactor Core Operation Strategies by Hierarchical Techniques

2nd IFAC Workshop on Control Applications of Nonlinear Programming and Optimization, Oberpfaffenhofen/München, 15.–17.9.1980

Beraha, D., A. Höld und Z. Jakubowski:
Multilevel Control of the Power Density Distribution in a Nuclear Reactor Core
6-th IFAC/IFIP Int. Conf. „Digital Computer Applications to Process Control", A. 4.3., Düsseldorf, 14.–17.10.1980

Beraha, D., und D. Wach:
Reactor Instrumentation and Control
IAEA – Interregional Training Course on Safety Analysis, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, 3.9.–15.10.1980

Bieniussa, K.:
Auslegung, Konstruktion und Berechnung bei höheren Temperaturen
KTA-Seminar I der GRS, Köln, 6.–10.10.1980

Bieniussa, K.:
Vereinfachte Spannungs- und Ermüdungsanalyse von Rohrleitungen (Einführung in die KTA 3201.2)
KTA-Seminar I der GRS, Köln, 6.–10.10.1980

Birkhofer, A.:
Schlußfolgerungen aus den Ergebnissen der Risikostudie für die Reaktorsicherheitsforschung
Tagung „Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Tendenzen –", Köln, 29.–30.5.1980

Bogorinski, F.:
Analyse von Kernaufheiztransienten im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Bogorinski, P.:
Ablauf von Core-Aufheiz-Störfällen und Freisetzung von Spaltprodukten
Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen, Seminar über Ergebnisse der Phase Ib, Jülich, 12.6.1978

Bracht, K. F.:
Aspekte des Kernschmelzens
Fachveranstaltung „Spezielle Aspekte der Kerntechnik", Haus der Technik, Essen, 14.4.1980

Büttner, W. E., L. Felkel und A. Zapp:
Present Status and Further Development of the STAR Disturbance Analysis System
Enlarged Halden Program Group Meeting, Lillehammer, Norwegen, 2.–6.6.1980

Burwell, J.:
Ausströmungsmodell
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Burwell, J.:
DRUFAN-01/MOD2, Ausströmmodelle
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Butz, H.-P.:
Technische Entwicklung und ihr Einfluß auf die Sicherheit der Gesellschaft im Industriezeitalter
Seminar der Frankfurter Sozialschule (Katholisch-soziales Bildungswerk) über Sicherheit im Zeichen nuklearer Entwicklungen – politische, militärische und gesellschaftliche Aspekte, Niedernhausen – Königshofen/Ts., 22.1.1980

Butz, H.-P.:
Wie sicher ist das Kernkraftwerk? – Reaktorsicherheit: Anforderungen und Gewährleistung
Wochenkurs des Kolping-Bildungswerks zum Thema „Kernenergie", Herbstein, 19.3.1980

Butz, H.-P.:
Technische Entwicklung und ihr Einfluß auf die Sicherheit der Gesellschaft im Industriezeitalter
Seminar der Frankfurter Sozialschule (Katholisch-soziales Bildungswerk) über Sicherheit im Zeichen nuklearer Entwicklungen – politische, militärische und gesellschaftliche Aspekte, Niedernhausen-Königshofen/Ts., 13.5.1980

Butz, H.-P.:
Technische Entwicklung und ihr Einfluß auf die Sicherheit der Gesellschaft im Industriezeitalter
Tagung „Sicherheit im Zeichen nuklearer Entwicklungen – Politische, militärische und gesellschaftliche Aspekte", Frankfurter Sozialschule, Limburg/Lahn, 15.–19.9.1980

Butz, H.-P.:
Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung
Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 13.–17.10.1980

Danzmann, H.-J.:
Sicherheits- und Umweltfragen bei Kernenergieanlagen
Lehrerfortbildungskurs „Energieversorgung und Nutzung möglicher Energiequellen", Senator für Schulwesen der Stadt Berlin, Berlin-Lichterfelde

Danzmann, H.-J.:
Main Results of the German Nuclear Power Plant Risk Study, Tagung „Procedural and Organizational Measures for Accident Management: Nuclear Reactors", International Institute for Applied Systems Analysis (IIASA), Laxenburg/bei Wien 28.–31.1.1980

Danzmann, H.-J.:
Kernenergie – Nutzung und Sicherheit
Seminar für Offiziere, Personalstammamt der Bundeswehr, Köln-Porz, 27.2.1980

Danzmann, H.-J.:
Kernenergie – Nutzung und Sicherheit
Seminar für Mannschaftsdienstgrade, Personalstammamt der Bundeswehr, Köln-Porz, 5.3.1980

Danzmann, H.-J.:
Unfallproblematik – Sicherheitsfragen

Tagung „Wissenschaft und Öffentlichkeit: Am Beispiel der Kontroverse um die Kernenergie", Evangelische Akademie Loccum, Rehburg-Loccum, 7.–9.3.1980

Danzmann, H.-J.:
Wie sicher sind Kernkraftanlagen? – Wohin mit dem Atommüll?
Diskussionsveranstaltung zum Thema „Kernenergie", Berufsschulzentrum Stadthagen, Stadthagen, 17.3.1980

Danzmann, H.-J.:
Risikobewertung von Kernkraftwerken – Unfallabläufe –
Kurs „Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren", Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 21.–25.4.1980

Danzmann, H.-J.:
Das Problem der Zwischenlagerung im Kernkraftwerk Würgassen
Sachverständigenaussage auf einer Sitzung des Kreistages Höxter, Brahel (Kreis Höxter) 23.4.1980

Danzmann, H.-J.:
Politische und technische Probleme bei der Errichtung und dem Betrieb von Kernenergieanlagen
Seminar „Kernenergie – Bürgerinitiativen – Politik", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 12.–17.5.1980

Danzmann, H.-J.:
Le congrès sur la sûreté des réacteurs nucléaires
Interview bei der Deutschen Welle, Köln für das französischsprachige Ausland über die GRS-Tagung „Reaktorsicherheitsforschung", Köln, 30.5.1980

Danzmann, H.-J.:
Teilnahme an einer Diskussionsrunde im WDR-Fernsehen „Beten oder Evakuieren – Notstandspläne bei Chemie- und Atomunfällen", Köln, 4.6.1980

Danzmann, H.-J.:
Katastrophenschutz bei Chemie- und Atomunfällen
Öffentliche Veranstaltung der Wählergemeinschaft Darmstadt, Darmstadt, 30.6.1980

Danzmann, H.-J.:
Energieprogramm der Bundesregierung – Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik – Bürgerinitiativen – Polizei", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide Gimborn, 25.–29.8.1980

Danzmann, H.-J.:
Politische und technische Probleme bei der Errichtung und dem Betrieb von Kernenergieanlagen
Seminar „Kernenergie – Bürgerinitiativen – Polizei", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 22.–26.9.1980

Danzmann, H.-J.:
Emergency Planning in the Federal Republic of Germany
Round Table Discussion „Emergency Planning Policies", Statens Strålskyddsinstitut, Stockholm, 16./17.10.1980

Danzmann, H.-J.:
Gefährdet die Atomwirtschaft die bürgerlichen Freiheiten?
Streitgespräch mit Prof. Traube (FU Berlin), öffentliche Veranstaltung, Volkshochschule Charlottenburg, Berlin-Charlottenburg, 13.11.1980

Danzmann, H.-J.:
Die deutsche Risikostudie – Voraussetzungen und Ergebnisse
Strahlenschutzseminar für Mediziner (Fortbildungskurs für ermächtigte Ärzte), Haus der Technik, Essen 28./29.11.1980

Danzmann, H.-J.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 1.–5.12.1980

Danzmann, H.-J.:
Entsorgung der Kernkraftwerke – Eine offene Frage?
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 1.–5.12.1980

Danzmann, H.-J.:
Wie sicher ist die Kernenergie?
Öffentliche Diskussionsveranstaltung im Anschluß an die Vorführung des Films „Strahlende Zukunft", Filminitiative Herdecke e. V., Herdecke, 4.12.1980

Denk, W.:
Shield Design Calculations for a New Generation of Shipping Casks
International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Berlin, 10.–14.11.1980

Eggert, H.:
Sicherheitsfragen und Umweltbelastungen durch Kernkraftwerke
Vortragsseminar „Probleme der Kernphysik und Kernkrafttechnologie", Volkshochschule Nordenham, Nordenham, 13.3.1980

Eggert, H.:
Entsorgung der Kernkraftwerke
Seminar „Führt die Energiekrise in eine neue Wirtschaftskrise?" Seminar für Staatsbürgerkunde Olpe, Meschede 17./18.5.1980

Enix, D.:
Heat Conductor Model
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Enix, D.:
DRUFAN-01/MOD2, Heat Conductor Model
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Erdmann, W.:
COFLOW – Ein Rechenmodell zur Ermittlung der thermo- und fluiddynamischen Vorgänge in einem Volldrucksicherheitsbehälter nach einem KVS
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Köln, 25./26.9.1980

Erdmann, W.:
COFLOW – Thermo- und fluiddynamische Vorgänge im Volldruck-Sicherheitsbehälter für den Kurzzeitbereich nach einem Kühlmittelverluststörfall (KVS)
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Erlenwein, P.:
Sicherungsmaßnahmen beim Transport radioaktiven Materials auf der Straße
6th International Symposium Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM '80), Berlin, 10.–14.11.1980

Farber, G.:
Kühlmittelverluststörfälle – Kleines Leck
1. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Karlsruhe, 21.–25.4.1980

Farber, G.:
Loss of Coolant Accident: Small Pipe Breaks
IAEA-Course on „Safety Analysis", Karlsruhe, 3.9.–15.10.1980

Farber, G.:
Störfallsituationen bei kleinen Lecks
PNS-Seminar, Karlsruhe, 23.9.1980

Farber, G.:
Kühlmittelverluststörfälle – Kleines Leck
2. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Karlsruhe, 10.–21.11.1980

Farber, G., und Wolfert, K.:
Analysis and Control of Small Breaks in German PWR's and Accompanying Research Activities
IAEA: International Conference on Current Nuclear Power Plant Safety Issues, Stockholm, Schweden, 20.–24.11.1980

Felkel, L.:
Rechnergestützte Überwachungs- und Störungsanalysesysteme
Kerntechnisches Seminar Technische Universität München, Garching, 30.1.1980

Felkel, L.:
Activities of GRS in the Field of Man-Machine-Communication
Workshop on Control Room Design, GRS/Institutt for Energieteknikk, Garching 26/27.2.1980

Felkel, F.:
Disturbance Analysis Systems State of the Art
ISPRA-Workshop on „Assistance to Operators in Emergency Situations", CCR Ispra, Italien, 28./29.5.1980

Felkel, F., und F. Øwre
A Disturbance Analysis System and its Operational Features
IFIP/IFAC Symposium on Automation for Safety in Shipping and Offshore Petroleum Operations, Trondheim, Norwegen, 16.–18.6.1980

Fischer, W., P. Hömke und J. Weingarten:
Gewinnung von Zuverlässigkeitskenngrößen und Zuverlässigkeit leittechnischer Komponenten bei Kernkraftwerken
INTERKAMA 80, Düsseldorf, 8.–14.10.1980

Franzen, L. F.:
Kernenergie und ihre Alternativen
Öffentliche Veranstaltung SPD-Ortsverein Lauterbach, Lauterbach/Vogelsberg, 14.3.1980

Franzen, L. F.:
Wesentliche bisherige Ergebnisse der deutschen Risikostudie für Leichtwasserreaktoren
Fachveranstaltung „Spezielle Aspekte der Kerntechnik", Haus der Technik, Essen, 14.4.1980

Franzen, L. F.:
Begrüßung und Sitzungsleitung
Symposium „Personalorganisation und -qualifikation bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken, Köln, 10.–12.6.1980

Franzen, L.F.:
Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 25.–29.8.1980

Franzen, L. F.:
Basic National Requirements for Safe Design, Construction and Operation
IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis, KfK Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, 15.9.1980

Franzen, L. F.:
Role, Responsibility and Organization of a Regulatory Body
IAEA Interregional Training Course on Regulation of Nuclear Power Plants, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., USA, 24.9.1980

Freund, J.:
Aufbau, Arbeitsweise und Regelprogramm des KTA
KTA-Regelseminar, Köln, 6.–10.10.1980

Friederichs, H.-G., J. Keusenhoff, K. Kotthoff und M. Tiltmann:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Untersuchung von Kernschmelzunfällen
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Frisch, W.:
Erkenntnisse aus dem Störfall im Kernkraftwerk Three-Mile-Island am 28.3.1979
Seminar Kerntechnik des Lehrstuhls für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit der TUM Garching, 13.2.1980

Frisch, W.:
Störfallgruppen und Abläufe
1. Kurs „Sicherungstechnik der Leichtwasserreaktoren", Karlsruhe, 21.–25.4.1980

Frisch, W.:
Analysis of Anticipated Transients with and without Scram
Ispra-Course „Thermohydraulic Problems Related to LWR-Safety, Ispra, Varese, Italy, 19.–23.5.1980

Frisch, W., R. Gill und K. Hornyk:
Analyse der Turbinenschnellschlußtransienten des Peach Bottom 2-SWR mit dem Programm ALMOS
KTG-Fachtagung „Reaktorphysik und Fluiddynamik", Geesthacht, 29.–30.1.1980

Frisch, W.:
Transients
IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 3.9.–15.10.1980

Frisch, W., und W. Ullrich:
Postulated Accidents
IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 3.9.–15.10.1980

Frisch, W.:
Analyse des anlagendynamischen Verhaltens bei Transientenabläufen
3. GRS-Fachkonferenz „Ergebnisse der deutschen Risikostudie", München, 18./19.9.1980

Frisch, W., und R. Meißner:
Störfallgruppen und -abläufe – Transienten –
2. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 12.11.1980

Gill, R., U. Graf und A. Schaefer:
Die ASWR-Methode mit versetzten Maschengittern und ihre Anwendung auf fluiddynamische Transienten
KTG-Fachtagung „Reaktorphysik und Fluiddynamik", Geesthacht, 29.–30.1.1980

Graf, U., S. Langenbuch und K.-D. Schmidt:
Ein Modellansatz mit separierter Impulsbilanzgleichung für die Beschreibung der Fluiddynamik im Reaktorkern
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Gutschmidt, W.D.:
Sicherheit und Umweltschutz bei der Energiegewinnung
Seminar „Friedliche Nutzung der Kernenergie" Deutscher Frauenring e. V., Oberursel/Taunus, 13.2.1980

Gutschmidt, W. D.:
Probleme der Energieversorgung mit Kernenergieanlagen
Seminar „Kernenergie und polizeiliche Probleme bei der Sicherung von Kernenergieanlagen", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 3.–5.10.1980

Gutschmidt, W. D.:
Kernenergie
Seminar „Energie und Umwelt", Bund für Lebensschutz, Westerland/Sylt, 18./19.10.1980

Gutschmidt, W. D.:
Probleme der Energieversorgung mit Kernenergieanlagen
Seminar „Kernenergie und polizeiliche Probleme bei der Sicherung von Kernenergieanlagen", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 10.–14.11.1980

Hein, D. (KWU), R. Kirmse (GRS), und K. Wolfert (GRS):
PKL Steady State Natural Circulation Tests
7th Meeting of CSNI Working Group on Emergency Core Cooling and Fuel Behaviour in Water Reactors, Paris, Frankreich, 23.–25.6.1980

Heuser, F. W.:
Die Risikoanalyse in der Kerntechnik, Aussagefähigkeit und Grenzen ihrer Anwendung
BMFT-Seminar „Risiko und Sicherheitsforschung", Romrod/Alsfeld, 10.–11.9.1980

Hicken, E. F.:
Ergebnisse und Tendenzen der Untersuchungen zum Sicherheitseinschluß
Tagung „Reaktorsicherheitsforschung – Ergebnisse und Tendenzen", Köln, 29.–30.5.1980

Hicken, E. F., und A. B. Wahba:
Development and Verification of Computer Codes
German-Brasilian Safety Symposium, Rio de Janeiro, Brasilien, 16.–20.6.1980

Hicken, E. F., P. J. Schally und I. Vojtek:
The Impact of LOFT Experiments on ECC-Research in Germany, WRSR Information Meeting, Loft Session, Gaithersburg, 30.10.1980

Hicken, E. F., und A. B. Wahba:
Survey of Code Development, Verification and Application
Vortrag anläßl. Besuch von S. Suguri u. N. Schimegi, Garching, 17.12.1980

Höld, A., und O. Lupas:
GARLIC. A real Time Simulator for PWR Nuclear Power Plants
EHPG-Meeting „Water Reactor Fuel Performance and Applications of Process Computers in Plant Control", Lillehammer, Norway, 1st – 6th June, 1980

Hoermann, H.:
Einführung in das DV-System der GRS und seine Benutzung
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching 6.3.1980

Hoermann, H.:
Einführung in das DV-System der GRS und seine Benutzung
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Hörtner, H.:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Ursache und Häufigkeit von Kernschmelzunfällen
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Hofer, E.:
DRUFAN-01/MOD2, Integrationsverfahren
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Holm, D.:
Sicherheit der Kernenergie
Evangelischer Arbeitskreis im CDU-Kreisverband Bonn, Bonn-Bad Godesberg, 23.1.1980

Jahn, H., und G. Langer:
Experimente und Rechnungen zur Wasserstoffverteilung im Containment eines Leichtwasserreaktors nach einem Kühlmittelverluststörfall
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Jahn, H.:
RALOC – Ein Zwei-Phasen-Mehrkomponenten-Containment-Modell zur Berechnung der orts- und zeitabhängigen H_2-Verteilung nach einem Kühlmittelverluststörfall (KVS)
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Jahns, A.:
NUCLEAR SAFETY: It's Achievements and Perspectives
The International Symposium on the 20th Anniversary of Department of Nuclear Engineering; The University of Tokyo, The Role of Nuclear Engineering for an Uncertain Future, Tokio, 5./6.11.1980

Janczyk, J.:
Auslegung von maschinentechnischen Komponenten gegen dynamische Beanspruchungen. Einführung in den Regelentwurfsvorschlag KTA 2201.4
KTA-Seminar I der GRS, Köln, 6.–10.10.1980

Javeri, V., und V. Lugenheim:
Analyse des Kühlmitteldurchsatzstörfalles für den Mark 1A Kern des SNR-300 mit dem Rechenprogramm SAS3D
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Jungclaus, D.:
Energieprogramm der Bundesregierung-Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik – Bürgerinitiativen – Polizei", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 14.–18.1.1980

Jungclaus, D.:
Energieprogramm der Bundesregierung – Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 3.–7.3.1980

Jungclaus, D.:
Energieprogramm der Bundesregierung – Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Kernenergie – Bürgerinitiativen – Polizei", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 21.–25.4.1980

Jungclaus, D.:
Energieprogramm der Bundesregierung – Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik – Bürgerinitiativen – Polizei", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 20.–24.10.1980

Jungclaus, D.:
Probleme der Energieversorgung mit Kernenergieanlagen
Seminar „Kernenergie und polizeiliche Probleme bei der Sicherung von Kernenergieanlagen", Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e. V., Marienheide-Gimborn, 24.–26.10.1980

Kafka, P., und E. Lindauer:
Auswertung von Betriebserfahrungen durch die GRS
4. GRS-Fachgespräch „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken", Köln, 30./31.10.1980

Kellermann, O.:
Betriebserfahrungen als Mittel zur Verbesserung der Betriebssicherheit
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Keusenhoff, J.:
Analysis of Fuel Behaviour after Loss-of-Coolant Accident with the TESPA-Code
CSNI-Specialist Meeting on Safety Aspects of Fuel Behaviour in Off-Normal and Accident Conditions, Espoo, Finnland, 1.–4.9.1980

Keusenhoff, J.:
Loss of Coolant Accident: Large Pipe Breaks
IAEA-Course on „Safety Analysis", Karlsruhe, 3.9.–15.10.1980

Keusenhoff, J.:
Kühlmittelverluststörfälle – Großes Leck
2. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Karlsruhe, 10.–21.11.1980

Knüfer, H.:
Erfahrungen aus Fachkundeprüfungen
Symposium „Personalorganisation und -qualifikation bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken", Köln, 10.–12.6.1980

Knüfer, H.:
Organisation und Personalbedarf für den Betrieb von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland
GRS/Köln für Sicherheitskomitee der Firma SYNKRAFT, Malmö, Köln, 20.10.1980

Knüfer, H.:
Training of Personnel for Nuclear Power Stations in the Federal Republic of Germany
GRS für japanische Kernenergieexperten-Kommission des Japan Industrial Forum, Köln, 28.10.1980

Köberlein, K.:
Die Deutsche Risikostudie für Kernkraftwerke
Proseminar über Kernenergiefragen beim Laboratorium für Kernphysik der ETH Zürich, Zürich, Schweiz, 4.7.1980

Köberlein, K.:
„Kernenergie" Technische Möglichkeiten – ethische Probleme.
Die moralische Verantwortung des Naturwissenschaftlers
Gesprächskreis „Naturwissenschaft und Ethik" beim Münchner Bildungswerk, München, 17.7.1980

Kofahl, A.:
Entsorgung der Kernkraftwerke
Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum" der Friedrich-Ebert-Stiftung in der HVH, Bad Münstereifel, 21.–25.1.1980

Kofahl, A.:
Entsorgung der Kernkraftwerke
Seminar „Führt die Energiekrise in eine neue Wirtschaftskrise" des „Seminars für Staatsbürgerkunde" der Heimvolkshochschule Olpe, Attendorn, 26./27.4.1980

Kotthoff, K.:
Untersuchung des Ablaufs von Kernschmelzunfällen
3. GRS-Fachkonferenz „Ergebnisse der deutschen Risikostudie", München, 18./19.9.1980

Lange, F.:
Kann man mit Kernkraftwerken leben?
Seminar „Energie/Wirtschaftswachstum/Arbeitsplätze" der Konrad-Adenauer-Stiftung, Winterberg/Soonw., 29.2.–1.3.1980

Lange, F.:
Kann man mit Kernkraftwerken leben?
Seminar „Energie/Umwelt" der Konrad-Adenauer-Stiftung, Kirchheimbolanden, 10.–12.10.1980

Lange, F., und W. K. Müller:
Implications of the New Limits for Intake (ICRP 26 and ICRP 30) on the A1 and A2 Values
PATRAM '80, 6th International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Berlin, 10.–14.11.1980

Langenbuch, S., und W. Werner:
Simulation von Reaktoranlagen „Einsetzungsmöglichkeiten von Parallelrechnern in der Kerntechnik"
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 25.–27.3.1980

Langenbuch, S.:
Space Dependant Reactor Core Simulation in View of Accident Analysis
Kurs bei CNEN im Rahmen von PRONUCLEAR, Rio de Janeiro, 21.–25.7.1980

Lerchl, G.:
DRUFAN-01/MOD2 – Programmverifikation
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Lerchl, G.:
Programmverifikation DRUFAN-01
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Lindauer, E.:
Operating Experiences as a Tool for Optimizing Safety and Governmental Supervision
Deutsch-Brasilianisches Reaktorsicherheitssymposium, Rio de Janeiro, Brasilien, 16.–20.6.1980

Lindauer, E.:
Zuverlässigkeit und Betriebserfahrung
3. GRS-Fachkonferenz „Ergebnisse der deutschen Risikostudie", München, 18.–19.9.1980

Lugenheim, V.:
Was ist Kernenergie?
Seminar „Nutzen und Risiken der Kernkraftenergie" der Deutschen Beamtenbund Jugend, Rees/Niederrhein, 1.–3.2.1980

Lukner, Ch.:
Kernreaktoren: Energie und Sicherheit
Volkshochschule Köln, Köln, 18.1.1980

Lukner, Ch.:
Wie sicher ist unsere Energieversorgung?
Informationsveranstaltung der Jungen Union im Kölner Norden, Köln, 5.3.1980

Lukner, Ch.:
Bedeutung der Kernenergie für die zukünftige Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland
Seminar der Bundeswehr, Wuppertal, 30.4.1980

Lukner, Ch.:
Sicherheit des Brennstoffkreislaufs; Prognosen zum Energiebedarf und dessen Deckung
Seminar „Wie werden wir in Zukunft leben?" Seminar für Staatsbürgerkunde, Olpe, Meschede, 12.–18.10.1980

May, H.:
Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 22.–26.9.1980

May, H.:
Risiken der Kernenergie
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bad Münstereifel, 7.–9.11.1980

May, H.:
Wie sicher ist die Nukleartechnologie?
Seminar „Energie und dritte Welt", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 10.–14.11.1980

May, H.:
Technische Entwicklung und ihr Einfluß auf die Sicherheit der Gesellschaft im Industriezeitalter
Seminar für Polizeibeamte aus Hessen und Rheinland-Pfalz, Niedernhausen (Taunus), Frankfurter Sozialschule, 10.12.1980

Meier, S. E.:
Theoretical Studies of the Response of LWR Pressure Vessel to a Postulated Steam Explosion
Century 2 Pressure Vessels & Piping Conference, San Francisco, Calif., USA, 12.–15.8.1980

Müller W.:
Strahlenexposition in deutschen Kernkraftwerken – Entwicklung und

Einflußfaktoren
4. GRS-Fachgespräch „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken", Köln, 30./31.10.1980

Müller, W.:
Three Mile Island 2 – Der Störfall vom 28.3.1979 aus der Sicht des Strahlenschutzes
Vortragsveranstaltung der Kernenergie – Studiengesellschaft, Hamburg, 13.11.1980

Philip, G., und W. Schwarzer:
National Safety Standards: KTA-Rules as an Example
IAEA-Interregional Training Course on „Safety Analysis" Kernforschungszentrum Karlsruhe, Karlsruhe, 3.9.–15.10.1980

Pollmann, E.:
Ein Jahr nach Harrisburg: Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Journal Club, Institut für theoretische Physik der Universität zu Köln, Köln, 23.6.1980

Pollmann, E.:
Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung
Seminar „Energie – Umwelt und qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 18.–22.8.1980

Reger, K.:
Der Sachverständige im Verwaltungsstreitverfahren
Rhetorik-Kurs, Lohmar, 29.2.1980

Reger, K.:
Der Sachverständige im Verwaltungsstreitverfahren
Rhetorik-Kurs, Lohmar, 23.5.1980

Reger, K.:
Der Sachverständige im atomrechtlichen Verwaltungsgerichtsverfahren
„Der Sachverständige im atomrechtlichen Verwaltungs- und Verwaltungsgerichtsverfahren – Grundlagen und Praxis seiner Tätigkeit –", Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 3.–4.6.1980

Reger, K.:
Aktuelle atomrechtliche Fragen an Hand des Urteils des Verwaltungsgerichts Schleswig vom 14.12.1979
GRS-Seminar, Köln/München, 8.7. und 14.8.1980

Reger, K.:
Strafrechtliche und zivilrechtliche Verantwortung des Sachverständigen im Bereich Kerntechnik
Vortrag bei der TÜV-Mitarbeiterschule West, Rheinisch-Westfälischer TÜV e. V., Essen, 7.10.1980

Reger, K.:
Der Sachverständige im atomrechtlichen Verwaltungsgerichtsverfahren
„Der Sachverständige im atomrechtlichen Verwaltungs- und Verwaltungsgerichtsverfahren – Grundlagen und Praxis seiner Tätigkeit", Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 12./13.11.1980

Ringer, F. J.:
LOBI-Versuchsanlage – Vorausrechnung LOBI-PREX
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Sädtler, E.:
Automatisierte Verfahren zur Schwingungsüberwachung von Reaktor-Primärkreiskomponenten
GRS-Seminar 1/1980, Köln, 6.5.1980

Sädtler, E.:
Automaton of Reactor Monitoring Systems by Means of Pattern Recognition Techniques
5th International Conference on Pattern Recognition, Miami Beach, Florida, USA, 1.–4.12.1980

Schauer, D. A.:
Condensation Heat Transfer Coefficients During and After Blowdown
2. GRS Informationstage über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Schmülling, W.:
HDR-Sicherheitsprogramm
KTA-Seminar I, Köln, 6.–10.10.1980

Schmülling, W.:
Betrieb und Prüfung von Komponenten des Primärkreislaufes – KTA 3201.4
KTA-Seminar I, Köln, 6.–10.10.1980

Schulz, H., und K. Wagner:
Anforderungen an die Qualitätssicherung im Betrieb
4. GRS-Fachgespräch „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken", Köln, 30./31.10.1980

Schwarzer, W.:
Aufgaben und Möglichkeiten der KTA-Geschäftsstelle
KTA-Obleutetagung 1980, Köln, 16.9.1980

Schwinges, B.:
Predictions of GKSS-3Vent Tests with the Integral-Code DRASYS for Pressure Suppression Systems
International Seminar on Nuclear Reactor Safety Heat Transfer, Dubrovnik, Jugoslawien, 1.–5.9.1980

Schwinges, B.:
DRASYS – Ein Programm zur Simulation thermo- und fluiddynamischer Vorgänge in Druckabbausystemen (DAS) während eines Kühlmittelverluststörfalles
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Steinhoff, F.:
Mathematische Methoden und physikalische Modelle zur Berechnung von Kühlmittelverluststörfällen
Seminar am IKE der Universität Stuttgart,Stuttgart, 23.1.1980

Steinhoff, F.:
Entwicklungsversion DRUFAN-02
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Steinhoff, F.:
Komponentensimulation in DRUFAN-01/MOD2
1. GRS-Informationstag über

Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Steinhoff, F.:
DRUFAN-01/MOD2
(Programmkonzept u. Programmaufbau, thermo- u. fluiddynamisches Gleichungssystem, ausgewählte Versuchsnachrechnungen)
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Steinhoff, F.:
Komponenten-Simulation in DRUFAN-01/MOD2
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Steinhoff, F.:
Thermo- und fluiddynamisches Gleichungssystem, ausgewählte Versuchsnachrechnungen
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Steinhoff, F.:
DRUFAN-01/MOD2 – Programmkonzept, Programmaufbau
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Tiltmann, M.:
CONDRU – Ein Rechenprogramm zur Ermittlung von zeitlichen und örtlichen Druck- und Temperaturverläufen im Sicherheitsbehälter nach einem Kühlmittelverluststörfall
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Tiltmann, M., B. Hüttermann und D. A. Schauer:
CONDRU – Thermo- und fluiddynamische Vorgänge im Volldruck-Sicherheitsbehälter für den Langzeitbereich nach einem Kühlmittelverluststörfall (KVS)
2. GRS-Informationstag über Rechenprogramme zum Sicherheitsbehälter, Köln, 25./26.9.1980

Uhlenbruck, H.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum" der Friedrich-Ebert-Stiftung in der HVH Bad Münstereifel, 21.–25.1.1980

Uhlenbruck, H.:
Reaktorsicherheit – Strahlenschutz – Entsorgung
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 8.–12.9.1980

Uhlenbruck, H.:
Risiken der Kernenergie
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Freudenberg bei Siegen, 21.–23.11.1980

Uhlenbruck, H.:
„Wie sicher sind Kernkraftwerke?"
Seminar „Energiepolitik in beiden deutschen Staaten", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 24.–28.11.1980

Ullrich, R.:
Kühlmittelverluststörfälle – Großes Leck
1. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Karlsruhe, 21.–25.4.1980

Ullrich, R.:
GRS-Application and Experience with Probabilistic Methods for LOCA-Analysis.
GRS-Codes and Methods.
Japan–US–Deutschland (JUSD) Fuel Behaviour Workshop, Karlsruhe, 9.6.1980

Viefers, W.:
The Development of Reactor Safety since Three Mile Island
Press Seminar: Stichting Energie Informatie, Almelo, Niederlande, 19./20.11.1980

Vojtek, I.:
Wärmeübertragungsmodell in DRUFAN-01/MOD2
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme, Garching, 6.–7.3.1980

Vojtek, I.:
Wärmeübertragungsmodell in DRUFAN-01/MOD2,
Workshop DRUFAN-01/MOD2, Garching, 10.–14.11.1980

Wach, D., und E. Sädtler:
Methoden der stochastischen Analyse, Überwachungstechnik und Diagnoseverfahren
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Wach, D.:
Noise Diagnostic Techniques as a Tool for Post-Accident System Assessment
IAEA Int. Conf. on Current Nuclear Power Plant Safety Issues, Stockholm, 20.–24.10.1980

Wach, D.:
Neue Überwachungssysteme in Kernkraftwerken
4. GRS-Fachgespräch „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken", Köln, 30./31.10.1980

Wahba, A. B.:
Wassermitriß und Wiederbenetzung bei transienten Kühlvorgängen
Gemeinschaftsseminar der Lehrstühle für Thermodynamik A, B und C der Technischen Universität München (TUM), Lehrstuhl A für Thermodynamik, München 22.2.1980

Wahba, A. B.:
The Boiling Curve During Reflooding
1980 ANS/ENS Thermal Reactor Safety Meeting, Knoxville, Tennessee, USA, 8.–11.4.1980

Wahba, A. B.:
Aufbau, Verifikation und Anwendungsgebiet des Flutrechenprogramms REFLUX/GRS
IRB-Kolloquium, KfK Karlsruhe, 11.11.1980

Winkler, W.:
Ziele und Ergebnisse des ersten containment-standard-problems
Jahrestagung Kerntechnik '80, DAtF/KTG-Reaktortagung 1980, Berlin, 25.–27.3.1980

Wolfert, K.:
Status der DRUFAN Entwicklung
1. GRS-Informationstag über Rechenprogramme,
Garching, 6.–7.3.1980

Wolfert, K.:
Stand und Ziel der DRUFAN-Entwicklung
Workshop DRUFAN-01/MOD2,
Garching, 10.–14.11.1980

Wurst, H.:
Wie groß sind die Sorgen bei der „Entsorgung?"
Seminar „Energie macht frei! – Oder abhängig? – Fragen der Energiepolitik"
Seminar für Staatsbürgerkunde Olpe,
Attendorn/Olpe, 26.–28.9.1980

Wurst, H.:
Die Entsorgung – Eine offene Frage?
Seminar „Energiepolitik in beiden deutschen Staaten", Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 24.–28.11.1980

Wurst, H.:
Risiken der Kernenergie
Seminar „Energie – Umwelt – qualitatives Wachstum", Friedrich-Ebert-Stiftung,
Bergneustadt, 12.–14.12.1980

Bildnachweis:

Die Fotografien wurden von folgenden Gesellschaften zur Verfügung gestellt:

– Brown Boveri · Reaktor GmbH, Mannheim
Kraftwerk Union AG, Erlangen, Mülheim/Ruhr
Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Essen

Ihnen sei für ihr Entgegenkommen gedankt.

Redaktion:
H. de Groot-Böhlhoff (verantwortlich)
B. Laue

Gestaltung: Universal-Service für Werbung GmbH, Köln
Druck: Nettesheim Druck GmbH, Köln
Satz: Fotosatz Böhm, Köln