Jahresbericht 1977
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Jahresbericht 1977

Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Glockengasse 2
5000 Köln 1
Telefon (0221) 20681
Telex 8881807 grs d

GRS – Betriebsteil Köln

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

Inhalt

1.	**Vorwort**	9
2.	**Projektbetreuung und ihre Aufgaben**	11
3.	**Arbeitsschwerpunkte**	19
3.1	Die deutsche Risikostudie	19
3.2	Voraus- und Nachrechnung von Notkühl- und Containmentversuchen bei Leichtwasserreaktoren	22
3.3	Simulation mechanischer Energiefreisetzung bei hypothetischen Leistungsexkursionen in schnellen Reaktoren	28
3.4	LWR-Anlagenmodelle zur Analyse von Betriebsstörungen bei Versagen der Schnellabschaltung (ATWS)	31
3.5	Bisherige Vorgehenspraxis zur Analyse des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen	36
3.6	Neue Perspektiven: Analyse der Brennstabaufheizung	41
3.7	Schadensfrüherkennung durch Schwingungs-, Lose-Teile- und Leckageüberwachung	45
3.8	Analyse von PEARL-Prozeßdatenprogrammen	51
3.9	Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen bei natrium- und gasgekühlten Reaktoren	53
3.10	Kritikalitätssicherheit	56
3.11	Kontrolle spaltbaren Materials als Erfordernis der Anlagensicherung	59
3.12	Dosisfaktoren und Transferfaktoren in der Radioökologie	63
3.13	Mathematik und Informatik	69
3.14	Entwicklungen im nationalen und internationalen Regelwerk	73
3.15	Information der Öffentlichkeit	78
4.	**Forschungsbetreuung und ihre Aufgaben**	81
5.	**Geschäftsstellen**	87
5.1	RSK-Geschäftsstelle	87
5.2	SSK-Geschäftsstelle	93
5.3	KTA-Geschäftsstelle	96
6.	**Erstes GRS-Fachgespräch**	101
7.	**Verwaltung**	107

1. Vorwort

1977 sind in der Bundesrepublik Deutschland wichtige Entscheidungen über die weitere Entwicklung bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie gefallen. Diese haben die seit Jahren erkannte Notwendigkeit eines Zusammenschlusses der beiden vorher voneinander unabhängigen Organisationen – Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungs-Vereine e. V. (IRS) einerseits, Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung an der Technischen Universität München (LRA) andererseits – zur Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH sehr verdeutlicht. Während von den entscheidenden politischen Kräften unseres Landes der Einsatz der Kernenergie – wenn auch mit unterschiedlichen Prioritäten – für notwendig gehalten wird, führten, wie seit langem befürchtet, Entscheidungen der Gerichte dazu, daß bei der Genehmigung, beim Bau und bei der Inbetriebnahme neuer Anlagen nahezu Stagnation eintrat. In der Frage der Entsorgung ergab sich ein wesentlicher Fortschritt durch die positive Stellungnahme der RSK und der SSK zur sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des geplanten Nuklearen Entsorgungszentrums. Trotz oder gerade wegen der Schwierigkeiten, die sich beim Ausbau der Kernenergie ergaben, sah sich die GRS eher mit Überlastung als mit Unterbeschäftigung konfrontiert. Zu einem nicht geringen Teil war dies durch den Einsatz zur Information der Öffentlichkeit und durch Sachverständigentätigkeit in Gerichtsverfahren bedingt.

Die GRS hatte dabei den Vorzug, auf die Erfahrungen der in ihr zusammengeschlossenen Institutionen IRS und LRA aufbauen zu können. Während das LRA seit 1963 bestand, wurde das IRS im Jahre 1965 gegründet.

Das LRA wurde als Einrichtung der TU München ins Leben gerufen, um in der damaligen Anfangsphase der Kernenergieentwicklung in unserem Land die im Ausland erzielten Fortschritte in der Reaktorsicherheitsforschung auszuwerten und die durch noch nicht bearbeitete Forschungsvorhaben bedingten Lücken zu schließen. Das LRA wuchs schnell von anfänglich 2 auf zuletzt 130 Mitarbeiter, davon 90 Wissenschaftler. Wesentliche Forschungs- und Entwicklungsbeiträge auf den Gebieten der Reaktorstatik und Reaktordynamik, der Notkühl- und Containmentprobleme, der System- und Zuverlässigkeitsanalyse an Kernkraftwerken, der Analyse stochastischer Prozesse zur Früherkennung von Schäden, der Reaktorregelung und des Einsatzes der Datenverarbeitung in Kernkraftwerken waren die Hauptarbeitsfelder.

Das IRS war eine Gründung der 11 Technischen Überwachungs-Vereine und des Germanischen Lloyd mit 5 Mitarbeitern im Anfangsstadium. Eine 1960 von der Vereinigung der Technischen Überwachungs-Vereine ins Leben gerufene Arbeitsgruppe für Reaktorsicherheit fand darin ihre Fortsetzung. Die zentralen Aufgaben des IRS lagen auf den Gebieten der Beratung und Gutachtertätigkeit für Behörden des Bundes und der Länder zu kerntechnischen Einzelfragen und Genehmigungsverfahren, der Unterstützung und Beherbergung der Geschäftsstellen von KTA, RSK und SSK, der Betreuung der Forschungsvorhaben des Bundes auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit, der Erstellung von Regeln und Richtlinien sowie der Öffentlichkeitsarbeit in kerntechnischen Fragen für den Bundesminister des Innern. Die GRS hat durch Übernahme der zusammen etwa 400 Mitarbeiter aus IRS und LRA, davon über 300 wissenschaftlich-technische Fachkräfte, heute ein breites Spektrum an Sachverstand zur Bearbeitung der ihr übertragenen Aufgaben auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vorzuweisen.

Dieser GRS-Jahresbericht soll mit einigen Beiträgen aus den einzelnen Fachbereichen einen Eindruck von dem weiten Spektrum der Tätigkeiten und Aufgaben geben. Eine vollständige Beschreibung des Arbeitsumfangs hätte ein Vielfaches des hier bereitstehenden Raumes beansprucht. Einen Überblick verschafft jedoch die Beschreibung der Projektbetreuung im Anschluß an dieses Vorwort.

Der Problemkreis der Risikoermittlung hat für kommerzielle Kernkraftwerke entscheidendes Gewicht. Die ersten Fachbeiträge befassen sich daher mit der Risikostudie (3.1), deren Bedeutung weit über die GRS hinaus gesehen werden muß, mit den Rechenprogrammen zum Anlagenverhalten bei schweren Störfällen (3.2), den Betriebsstörungen bei Versagen der Schnellabschaltung (3.4), dem Brennstabverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen (3.5 und 3.6).

Ein weiterer wichtiger Aspekt unserer Arbeit ist die Entwicklung von Maßnahmen zur Schadensverhütung. Beispiele hierfür sind die Schadensfrüherkennung (3.7) und die digitale Prozeßsteuerung (3.8).

Die neuen Reaktorkonzepte beschäftigen die GRS in immer steigendem Maße. Die Energiefreisetzung bei Reaktivitätsstörfällen Schneller Natriumgekühlter (3.3) Reaktoren und die Aufgaben und Möglichkeiten der wiederkehrenden Prüfungen (3.9) sind hier stellvertretend beschrieben.

Aus unseren Arbeiten zum Brennstoffkreislauf ist schwerpunktmäßig die Kritikalitätssicherheit hervorgehoben (3.10). Auch mit der Kontrolle des spaltbaren Materials müssen wir uns im Rahmen der bestehenden Aufträge befassen (3.11).

Genehmigungsbehörden und Gerichte haben im vergangenen Jahr in noch nicht gekanntem Ausmaß radioökologische Detailuntersuchungen anstellen lassen. Einen Einblick in den heutigen Wissensstand gibt dazu der Beitrag über die Dosis- und Transferfaktoren (3.12).

Während der Bereich der Datenverarbeitung (3.13) nach außen kaum erkennbar auftritt, aber im inneren unabdingbar notwendig ist, ist es für die Sachgebiete der

internationalen Regeln- und Richtlinien (3.14) und der Information der Öffentlichkeit (3.15) umgekehrt. Auch hier aber ist die GRS zu besonderen Leistungen verpflichtet. Es werden auch die neuesten Entwicklungen in der Forschungsbetreuung für den Bundesminister für Forschung und Technologie und in den Geschäftsstellen der Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission und des Kerntechnischen Ausschusses beschrieben, deren Bedeutung für die deutsche Kernenergieentwicklung hier nicht weiter unterstrichen zu werden braucht.

Diesem rückschauenden Jahresbericht sollen hier noch einige Zukunftsperspektiven mitgegeben werden.

Die 2. Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung, die im Herbst 1977 verabschiedet wurde, weist der Kernenergie einen geringeren Stellenwert als in der Vergangenheit zu. Trotzdem wäre es aber kurzsichtig, die Bedeutung dieser Energiequelle zu unterschätzen.

Zu deutlich weisen praktisch alle nationalen und internationalen Prognosen auf die Notwendigkeit hin, Kernenergie in zunehmendem Maße zur Deckung des wachsenden Energiebedarfs heranzuziehen.

Es wird Aufgabe der GRS sein, in Zusammenarbeit mit allen Beteiligten, vor allem den Technischen Überwachungs-Vereinen, den Forschungsinstituten und den Genehmigungsbehörden, für die optimale Sicherheit der kerntechnischen Anlagen zu sorgen, die in unserem Land aus wirtschaftlicher und politischer Sicht für notwendig und vertretbar gehalten werden.

Die GRS wird aber in verstärktem Umfang ihren Sachverstand auch zur Beratung der Behörden in solchen Staaten zur Verfügung stellen müssen, die sich für die Nutzung der Kernenergie entscheiden, aber noch nicht über ausreichende Erfahrungen in dieser komplexen Technologie verfügen.

Weiterhin wird die Öffentlichkeitsarbeit ein Feld starken Einsatzes für unsere Gesellschaft sein müssen. Während in den 60er und frühen 70er Jahren kein großes Interesse an Kernenergiefragen existierte, entwickelte sich in jüngster Zeit auf Grund der in der Öffentlichkeit geführten Kernenergiediskussion ein steigendes Informationsbedürfnis. Auch nachdem im letzten Jahr wichtige Entscheidungen im politischen Raum gefallen sind, wird es darum gehen, durch sachgerechte Information von Meinungsbildnern und allgemeiner Öffentlichkeit eine möglichst objektive Beurteilung von Vor- und Nachteilen der Kernenergie zu unterstützen.

In der Bundesrepublik Deutschland beträgt inzwischen die aufsummierte Betriebszeit aller Kernkraftwerke rund 80 Jahre, einige der Anlagen haben ein Drittel der vorgesehenen Betriebsdauer hinter sich.

Die systematische Auswertung der dabei angefallenen Erfahrungen ist wichtige Voraussetzung für gezielte sicherheitstechnische Weiterentwicklung. Die bereits seit Jahren bei der GRS bzw. dem IRS angesiedelte zentrale Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen muß daher weiter ausgebaut und in ihrer Zuständigkeit erweitert werden.

Die GRS verfügt über ein erhebliches Inventar an Rechenmodellen zur Simulation von Kernkraftwerken in Normalbetrieb, bei Betriebsstörungen und bei Störfällen.

Neben einer Weiterentwicklung dieser Modelle, entsprechend den sich aus den anfallenden Erfahrungen und der Reaktorsicherheitsforschung ergebenden Erkenntnissen, wird hier verstärktes Gewicht auf die Verifizierung durch Vergleichsrechnungen, vor allem mit experimentellen Ergebnissen, zu legen sein.

Ein Schwerpunkt der kerntechnischen Entwicklung liegt gegenwärtig und in den nächsten Jahren in der Sicherstellung einer geordneten Entsorgung für die deutschen Kernkraftwerke. Bei der Realisierung des geplanten Nuklearen Entsorgungszentrums wird die GRS im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wie bei der begleitenden Forschung wichtige Aufgaben zu erfüllen haben. Ebenso wird sich die GRS weiterhin an der Bearbeitung der Sicherheitsfragen neuer Technologien, wie Hochtemperaturreaktoren und schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren, beteiligen.

Allen Aufgaben übergeordnet ist für die GRS die Verpflichtung, den Ruf als Sachverständigenorganisation zu pflegen. Sachverstand erfordert Geduld für das Detail und Übersicht über die Gesamtzusammenhänge. Die Neutralität im Urteil muß sich dabei vor allem als eine ungefärbte Durchdringung technischer Zusammenhänge und darauf fußendes, verantwortungsbewußtes Diskutieren begreifen.

Wir werden dafür arbeiten, daß die GRS diesen Anforderungen auch in der Zukunft gerecht wird.

Köln, im März 1978

A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2. Projektbetreuung und ihre Aufgaben

Innerhalb der GRS koordiniert die Projektbetreuung alle von den Fachbereichen durchzuführenden Aufgaben. Die im Berichtsjahr vornehmlich durchgeführten Gutachtens-, Beratungs- und Entwicklungsaufgaben sind in den **Tafeln 1 bis 4** zusammengestellt:

- **Tafel 1:** Mitarbeit der GRS bei der Begutachtung von Kernkraftwerken
- **Tafel 2:** Mitarbeit der GRS bei der Begutachtung sonstiger kerntechnischer Einrichtungen
- **Tafel 3:** Bundesaufträge (Verträge mit BMI)
- **Tafel 4:** Bundesaufträge (Verträge mit BMFT)

Die Gutachtenstätigkeiten wurden 1977 in entscheidendem Maße dadurch geprägt, daß, bedingt durch die Beschlüsse der Bundesregierung zur Entsorgung von Kernkraftwerken, vor allem die dort anstehenden sicherheitstechnischen Fragen anzugehen waren und weiterhin auf Grund verschiedener Verwaltungsgerichtsverfahren für Kernkraftwerke hierfür vermehrt Gutachten angefordert wurden. Damit gekoppelt war eine deutliche Verringerung bzw. Rückstellung von Sicherheitsanalysen für die Genehmigungsverfahren. Lediglich im Bereich der Anlagensicherung (Einwirkung Dritter) stieg das Arbeitsvolumen an. Erwähnt werden soll auch die Beratungstätigkeit für verschiedene ausländische Genehmigungsbehörden. Hier sieht sich die GRS verpflichtet, insbesondere Entwicklungsländer beim Aufbau eigener Prüf- und Überwachungsorganisationen beratend zu unterstützen.

Im Bereich der Reaktorsicherheit erhöhte sich das Aufgabenvolumen u.a. hinsichtlich der sicherheitsbezogenen Auswertung einschlägiger Forschungsergebnisse. Für die verschiedensten Forschungsvorhaben wurden

- mit den im Genehmigungsverfahren zur Prüfung eingesetzten Rechenprogrammen die Versuche voraus- und nachgerechnet, um diese Codes zu verifizieren,
- neue ergänzende Rechenprogramme erstellt und damit
- die bisherigen Sicherheitsaussagen bestätigt bzw. – soweit bisher nur konservative theoretische Analysen möglich waren – diese experimentell abgesichert.

Einen großen Umfang nahmen die Untersuchungen zur Risikostudie ein. Hierzu wird unter Abschnitt 3.1 ausführlich berichtet.

Bild 1:
Einfahren des Sicherheitsbehälters in das Reaktorgebäude des Kernkraftwerks Krümmel (KKK)

Anlage		Spezielle Sicherheitsanalysen	Einwirkungen von außen	Radiologische Untersuchungen
DWR-Anlagen				
KKU	Unterweser	X	X	–
GKN-1	Neckarwestheim	X	X	–
GKN-2	Neckarwestheim	–	X	X
KWO-1	Obrigheim	–	X	X
KWO-2	Obrigheim	–	X	X
KKP-2	Philippsburg	–	X	X
KBR	Brokdorf	X	X	X
KWS	Süd	X	X	X
KWG	Grohnde	X	X	X
KEMD	Emsland	X	X	–
KKH	Hamm	–	X	–
KKV	Vahnum	X	X	–
KWB-A	Biblis	–	–	–
KWB-B	Biblis	X	–	–
KWB-C	Biblis	X	–	–
Schweiz	Leibstadt	X	–	–
Schweiz	Beznau	X	–	–
Luxemburg	Remerschen	X	X	–
Spanien	Trillo	X	–	–
Brasilien	Angra-2	X	–	–
KMuK	Mülheim-Kärlich	–	X	–
SWR-Anlagen				
KKK	Krümmel	X	X	–
KKB	Brunsbüttel	X	X	–
KKP-1	Philippsburg	X	X	X
KRB-2	Gundremmingen	–	X	–
KWW	Würgassen	X	X	–
Sonstige				
THTR	Uentrop	X	X	–
SNR-300	Kalkar	X	X	–

Tafel 1: Mitarbeit der GRS bei der Begutachtung von Kernkraftwerken 1977

Anlage		Spezielle Sicherheitsanalysen	Einwirkungen von außen	Radiologische Untersuchungen
NEZ	Nukleares Entsorgungszentrum (Gorleben)	X	X	X
GFK	Karlsruhe	–	X	–
KFA	Jülich	–	X	–
GKSS	Geesthacht	–	X	–
ALKEM	Hanau	X	X	–
PuLAB	Mainz	–	X	–
RBU-2	Karlstein	X	X	–
NUKEM-2	Hanau	–	X	–
TRIGA	Hannover	–	X	–
FMRB	Braunschweig	–	X	–
WAK	Karlsruhe	–	X	–

Tafel 2: Mitarbeit der GRS bei der Begutachtung sonstiger kerntechnischer Einrichtungen 1977

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 67	Internationale Kontakte im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen	1976/78
2	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/78
3	SR 107	Wartungs- und Reparaturregeln für Kernkraftwerke, Vorschläge zur Festlegung zulässiger Reparaturzeiten für Sicherheitssysteme	1976/77 1977/78
4	SR 108	Begleitende Arbeiten im Rahmen des BMI-Studienprojektes zur unterirdischen Bauweise von Kernkraftwerken	1977/78
5	SR 115	Sammlung, Auswertung und Verbreitung in- und ausländischer Erkenntnisse über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und über den Strahlenschutz	1977/78
6	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließlich fachlicher Zuarbeit	1977/78
7	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/78
8	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/78
9	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/78
10	SR 120	Unterstützung des BMI in KTA-Angelegenheiten	1977/78
11	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/78

Tafel 3: Bundesaufträge 1977 (Verträge mit BMI)

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
12	SR 122	Unterstützung des BMI im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, in der Auswertung von Sicherheitsforschungsvorhaben und in der Erstellung genehmigungsspezifischer Rechenprogramme	1977/78
13	SR 129	Durchführung und Koordination des Containment-Standard-Problems Nr. 1	1977/78
14	SR 135	Überprüfung von sicherheitstechnisch wichtigen Steuersystemen am Beispiel des Kernkraftwerkes Krümmel	1977/78
15	SR 143	Entwürfe für Komponentenvorfertigungsverordnung und Atomrechtliche Meldepflichtverordnung	1977/78
16	St. Sch. 667	SSK-Geschäftsstelle	1977/78
17	St. Sch. 670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/78

Tafel 3: Bundesaufträge 1977 (Verträge mit BMI)

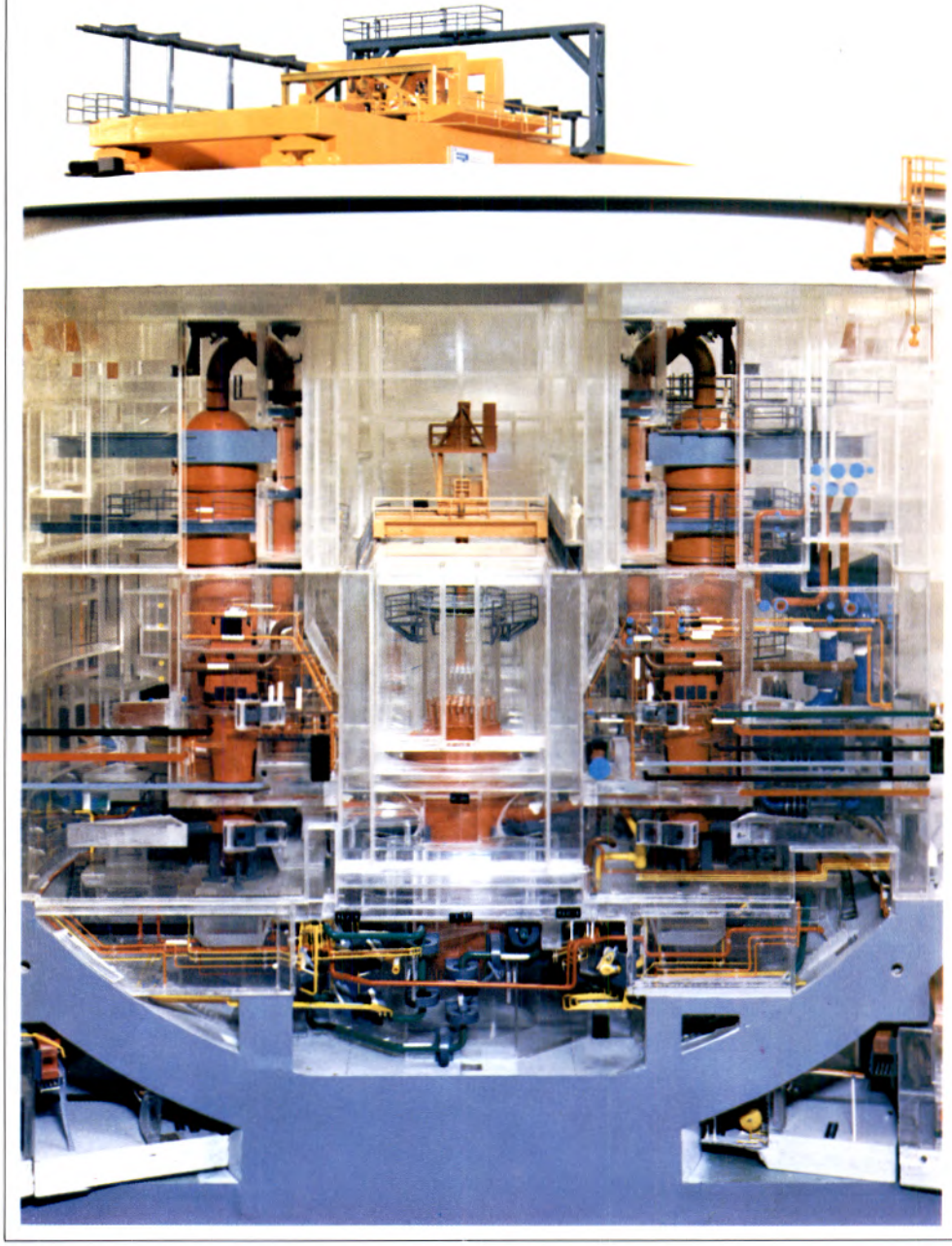


Bild 2:
Modell des Sicherheitsbehälters des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 125	Erstellung eines Programms zur schnellen Übermittlung von Forschungsergebnissen	1974/77
2	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/80
3	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/80
4	RS 201 A	Zuverlässigkeitsbeurteilung für den Sicherheitseinschluß am Beispiel eines DWR	1977/78
5	RS 217	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von KKW mit DWR für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland	1976/78
6	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktor-sicherheitsforschung	1977/79
7	RS 263	Analytische Tätigkeiten der GRS im Rahmen des BMFT-Sicherheitsprogramms	1977/79
8	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im KKW Biblis-B	1977/80
9	RS 292	Geräuschmessungen an Kernreaktoren im Frequenzbereich 1 KHz – 1 MHz	1977/78
10	RS 311	Best-estimate-Rechnungen für das erweiterte Arbeitsprogramm des Projektes Kernschmelzen	1977/79
11	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/80
12	RS 124	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/78

Tafel 4: Bundesaufträge 1977 (Verträge mit BMFT)

3. Arbeitsschwerpunkte

3.1 Die deutsche Risikostudie

Im Zeitraum von 1972 bis 1975 wurde in den Vereinigten Staaten die bisher umfangreichste Risikoanalyse für Kernkraftwerke durchgeführt und unter dem Titel »Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants«[1]) veröffentlicht; der breiteren Öffentlichkeit bekannt wurde sie unter der Bezeichnung »Rasmussen-Report«, so benannt nach ihrem fachlichen Leiter, Prof. N. Rasmussen vom Massachussetts Institute of Technology.
Ziel dieser Studie war es, für die Bevölkerung der Vereinigten Staaten das Risiko zu ermitteln, das mit dem Betrieb der gegenwärtig zum Einsatz kommenden Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren verbunden ist. Im weiteren wurde dabei versucht, dieses Risiko mit anderen zivilisationsbedingten und natürlichen Risiken zu vergleichen.

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

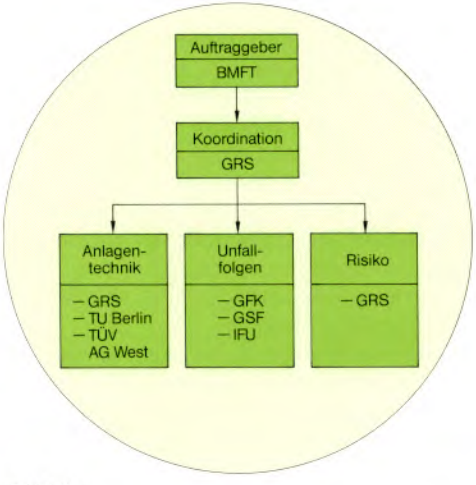


Bild 3:
Organisation der deutschen Risikostudie

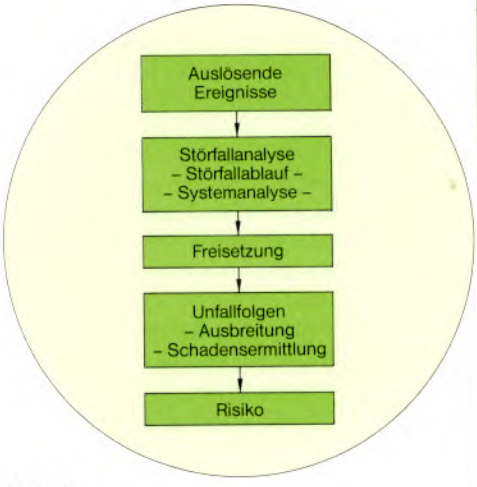


Bild 4:
Teilaufgaben der Risikostudie

Die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie wurde auch auf deutscher Seite eingehend diskutiert. Hierbei ergaben sich zwar einige Punkte der Kritik, doch wurde kein ernsthafter Grund dafür gefunden, daß die Methoden und die grundsätzlichen Aussagen der Studie in Zweifel zu ziehen wären.
Die Ergebnisse der amerikanischen Studie sind jedoch nicht unmittelbar auf deutsche Verhältnisse übertragbar. So unterscheiden sich die der amerikanischen Studie zugrunde gelegten Referenzanlagen vor allem im Hinblick auf die Konzipierung der Sicherheitssysteme in einigen wesentlichen Punkten.
Weiter ist zu berücksichtigen, daß in der Bundesrepublik Deutschland, insbesondere bezüglich der Bevölkerungsdichten, andere Standortverhältnisse vorliegen als in den Vereinigten Staaten.

Organisation der Risikostudie
Bereits vor Überleitung in die GRS haben IRS und LRA im Auftrag des BMFT gemeinsam und in Zusammenarbeit mit weiteren Institutionen eine Risikostudie für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren deutscher Bauart und unter deutschen Standortbedingungen in Angriff genommen. Die Arbeiten können in drei Hauptkomplexe aufgeteilt werden (**Bild 3**):

- den anlagentechnischen Teil, der die Vorgänge innerhalb der Anlage untersucht, ausgehend von der Ermittlung der störfallauslösenden Ereignisse, über die Analyse der möglichen Störfallabläufe bis zu etwaigen Freisetzungen von Spaltprodukten in die Umgebung;
- das Unfallfolgenmodell, das die Vorgänge in der Umgebung der Anlage untersucht, ausgehend von den freigesetzten Spaltprodukten, über die Ausbreitung in der Atmosphäre bis zur Ermittlung möglicher strahlungsbedingter Schäden;
- die Risikodarstellung und den Risikovergleich, d.h. die zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse.

Die einzelnen Teilaufgaben und die damit verbundenen Problemstellungen zeigt **Bild 4**. In einer Risikostudie für Kernkraftwerke sind alle möglichen Aktivitätsquellen innerhalb der Anlage daraufhin zu untersuchen, unter welchen Umständen radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden könnten. Das Gefährdungspotential wird dabei im wesentlichen von dem im Reaktorkern angesammelten Aktivitätsinventar bestimmt. Eine Freisetzung nennenswerter Anteile dieses Inventars ist jedoch praktisch ausgeschlossen, solange ein Schmelzen der Brennelemente verhindert und die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters aufrechterhalten wird. Durch entsprechende Analysen ist also zuerst die Frage zu klären, welche Störfallabläufe zu unzureichender Wärmeabfuhr und damit möglicherweise zu einem Kernschmelzen führen sowie mit welcher Wahrscheinlichkeit solche Störfälle auftreten könnten.
Als Störfälle dieser Art kommen in Betracht:

- Kühlmittelverluststörfälle. Das sind Störfälle auf Grund des Verlusts von Kühlmittel durch Leckagen im Reaktorkühlkreislauf.
- Transientenstörfälle. Das sind Störfälle, bei denen wesentliche Betriebsparameter (Leistung, Druck, Temperatur) die vorgegebenen Grenzwerte vorübergehend übersteigen und damit die Leistung im Reaktorkern unzulässig erhöhen oder in anderer Weise die Kühlung des Kerns beeinträchtigen können.

Stand der Arbeiten

Über Analysen zur Beurteilung der Zuverlässigkeit von Systemen, die bei einem Kühlmittelverluststörfall mit großem Bruchquerschnitt der Hauptkühlmittelleitung eingreifen, wurde bereits auf der Reaktortagung 1977 berichtet. Entsprechende Analysen des Kühlmittelverluststörfalles bei kleinen Bruchquerschnitten, bei denen die Wärmeabfuhr zunächst über das Sekundärsystem erfolgen muß, wurden inzwischen durchgeführt.
Für die Transienten wurde ein allgemeines, vom störfallauslösenden Ereignis unabhängiges Störfallablaufdiagramm erstellt, um aus dem großen Spektrum möglicher Störfallabläufe die für das Risiko maßgeblichen identifizieren zu können. Für den Notstromfall als ein wichtiges Einleitungsereignis, das zu einer Transientenstörung führen kann, wurden detaillierte Untersuchungen durchgeführt. Vorläufige Ergebnisse liegen vor. Sie wurden zu wesentlichen Teilen beim 1. GRS-Fachgespräch vorgetragen (siehe Abschnitt 6 dieses Jahresberichtes).

Weiter verfolgt werden diejenigen Störfallabläufe, die nach einem Versagen von Sicherheitssystemen zum Schmelzen des Reaktorkerns führen können. In den nächsten Schritten werden daher der Vorgang des Kernschmelzens, die dadurch hervorgerufene Freisetzung radioaktiver Stoffe in das Containment, dessen Beanspruchung beim Kernschmelzen, das Verhalten der radioaktiven Stoffe im Containment und deren Freisetzung in die Umgebung bei Containment-Versagen analysiert.

In der deutschen Risikostudie wird Kernschmelzen für alle Störfallabläufe angenommen, bei denen nicht die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen an die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern erfüllt sind. Das hat zur Folge, daß ein vollständiges Schmelzen auch für solche Ereignisse unterstellt wird, die nur zu einer kurzen Überhitzung oder zu einem partiellen Schmelzen des Kerns führen würden.

Kernschmelzrechnungen wurden sowohl mit dem in der amerikanischen Studie verwendeten Programm BOIL, als auch mit dem deutschen Kernschmelzprogramm BILANZ gemacht. Diese Rechencodes gehen von unterschiedlichen Modellen und in einigen Punkten auch von unterschiedlichen Annahmen aus. Trotzdem stimmen die Ergebnisse der Vergleichsrechnungen in den wesentlichen Punkten, vor allem in der Zeit bis zum Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters, gut überein.
Ob und in welcher Weise das Containment beim Kernschmelzen versagt, hängt entscheidend vom Eindringen der Schmelze in das Betonfundament und vom gleichzeitigen Druckaufbau im Containment ab. Vorläufige Abschätzungen ergeben für das Durchschmelzen des etwa 6 m dicken Betonfundaments eine Zeit von ungefähr 100 Stunden. Ausgehend von den untersuchten Störfällen, insbesondere den Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruchquerschnitt, ergab die Analyse, daß mit einem Überdruckversagen des Containments (etwa 30 h nach Störfalleintritt) gerechnet werden muß, bevor es zum Durchschmelzen des Betonfundaments kommt. Da Zeitpunkt und Art des Containmentversagens von großem Einfluß auf das Ausmaß einer Aktivitätsfreisetzung sind, wird besonders intensiv untersucht, ob andere Störfallabläufe denkbar sind, die zu einer schnellen Gefährdung des Sicherheitsbehälters führen können.

Die bei einem Kernschmelzunfall auftretende Aktivitätsfreisetzung aus dem Containment wird mit dem aus der amerikanischen Sicherheitsstudie übernommenen Programm CORRAL ermittelt. Ergebnisse dieser Rechnungen wurden ebenfalls beim 1. GRS-Fachgespräch vorgestellt (siehe Abschnitt 6 dieses Jahresberichtes).
Das letzte Glied in der Kette von Modellen der Risikostudie befaßt sich mit der Ermittlung von Unfallfolgen. Der erste Teil dieses Modells behandelt die atmosphärische Ausbreitung einer möglichen Spaltproduktfreisetzung. Mit den aus vorangegangenen Freisetzungsrechnungen übernommenen Unfallparametern (Freisetzung, Wahrscheinlichkeit) ermittelt man die Aktivitätskonzentration in der Atmosphäre (bodennahe Luft und Strahlung aus der Wolke), sowie die am Boden abgelagerten Aktivitäten. Die für diese Rechnungen notwendigen Wetterdaten werden dabei aus aktuellen Aufzeichnungen für verschiedene Klimagebiete entnommen.
Für die anschließende Schadensermittlung unterscheidet man verschiedene gesundheitliche Schäden, und zwar akute Schäden, somatische Spätschäden und genetische Schäden. Hierzu werden Dosisfaktoren zur Ermittlung der in verschiedenen Körperregionen auftretenden Dosen und Dosis-Wirkungsbeziehungen zur Errechnung der gesundheitlichen Schäden herangezogen. Unter Berücksichtigung der örtlichen Bevölkerungsverteilung zu den jeweils betrachteten Standorten ermittelt man schließlich in der Verknüpfung von Schadensausmaß und Wahrscheinlichkeit der ermittelten Unfallabläufe das mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Störfallrisiko.
Über Aufbau und Vorgehensweise für das Unfallfolgenmodell sowie über Ergebnisse erster Rechnungen wurde ebenfalls beim 1. GRS-Fachgespräch berichtet.

3.2 Voraus- und Nachrechnung von Notkühl- und Containmentversuchen bei Leichtwasserreaktoren

Einleitung

Im Rahmen von versuchsbegleitenden Arbeiten und der Verifikation von Rechenprogrammen wurden im Laufe des Berichtzeitraumes umfangreiche Voraus- und Nachrechnungen von Notkühl- und Containmentversuchen durchgeführt. Es wurden sowohl die derzeit für Genehmigungsverfahren verwendeten als auch die in der GRS in Entwicklung befindlichen Rechenprogramme eingesetzt. Die Rechnungen dienten neben der Unterstützung der versuchsdurchführenden Stellen in der Planung und Durchführung der Versuche vor allem

- zur Gewinnung von Erkenntnissen über spezielle Modell- bzw. Programmeigenschaften
- zum Auffinden von Modell- bzw. Programmschwachstellen
- zur Quantifizierung der Fehlerbandbreiten Rechnung – Experiment
- zur Überprüfung der Leistungsfähigkeit der eingesetzten und als Entscheidungshilfe bei der Auswahl der in Zukunft einzusetzenden Rechenprogramme
- zur Verifikation der Rechenprogramme

Überblick über die GRS-Arbeiten

Ein vielseitiges experimentelles Programm wird unter der Bezeichnung HDR-Experimente[1]) zu dem Zweck durchgeführt, verschiedene Aspekte, wie Kräfte auf Kerneinbauten, Verhalten von Armaturen (Dampfisolierventil, Speisewasser-Rückschlagventil) und Vorgänge im Containment zu untersuchen, die während und nach einem Kühlmittelverlust auftreten. Die HDR-Anlage wurde aus technischen Gründen stillgelegt. Sie wird nunmehr nach Ausbau der radioaktiven Komponenten als Versuchsanlage realen Maßstabes verwendet. Die begleitenden Arbeiten zum HDR-Versuchsprogramm umfaßten Auslegungsrechnungen für die Armaturversuche sowie Rechnungen zur sicherheitstechnischen Überprüfung des HDR-Versuchskreislaufs. Die Ergebnisse aus diesen Berechnungen dienten als Grundlage für die Festigkeitsprüfung verschiedener Anlagenteile. Außerdem wurden sicherheitstechnische Vorausrechnungen zur Containment-Belastung durchgeführt und Fragen zur Versuchsinstrumentierung geklärt.

Ein weiteres umfangreiches Versuchsprogramm wird in den USA unter der Bezeichnung LOFT in mehreren Versuchsserien abgewickelt. Die LOFT (Loss-of-Fluid-Test) -Testanlage ist eine im Maßstab 1:5 erstellte Demonstrationsanlage mit einem Druckwasserreaktor einer Leistung von 55 MW_{el} und mit allen wesentlichen Komponenten des Primärkreislaufes. Sie dient dem Zweck, Kühlmittelverlust-Experimente unter wirklichkeitsnahen Bedingungen durchführen zu können, z. B. durch Simulation von Störfällen, die durch den Bruch einer Kühlmittelleitung eingeleitet werden. Hierbei sei betont, daß es sich bei der LOFT-Testanlage um die erste nuklear beheizte Anlage dieser Art handelt. Die LOFT-Versuchsreihen sollen bis in die 80er Jahre andauern.

Für die nichtnuklearen Versuche der LOFT-Serie L 1 wurden sowohl die Vorgänge im Kurzzeitbereich[1])[2])[3]) als auch im Langzeitbereich analysiert. Der von der USNRC zum Standard-Problem Nr. 7 und von der OECD zum Standard-Problem Nr. 5 erklärte LOFT-Versuch L 1–4 wurde mit den Programmen RELAP-GRS und BRUCH-D-06[4]) auch im internationalen Vergleich erfolgreich vorausgerechnet. Der fortgeschrittene Blowdown-Code DRUFAN[5]) wurde in der gegenwärtigen Ausbaustufe erstmals zur Simulation des gesamten Druckentlastungsvorgangs einschließlich der Anfangsphase des Notkühlmitteleinspeisevorgangs eingesetzt. Durch die Berücksichtigung von Nichtgleichgewichtszuständen in DRUFAN konnten die üblicherweise mit Gleichgewichtsmodellen beim Phasenübergang auftretenden Schwierigkeiten vermieden werden. Diese Vorausrechnungsergebnisse wurden ebenso wie die Ergebnisse einer Vorausrechnung mit einer weiterentwickelten Version von RELAP-GRS für das OECD-Standard-Problem Nr. 6 eingereicht.

[1]) HDR = Heißdampfreaktor (Karlstein)

[1]) Liesch, K. J., K. Hofmann und F. J. Ringer: Die Nachbildung des Bruchöffnungsvorgangs im LOFT-Versuchsstand und Möglichkeiten der Simulation im Rechenprogramm DAPSY. Reaktortagung des DAtF 1977, Mannheim; Compactband

[2]) Müller, M.: Experimentelle LOFT-Ergebnisse der unterkühlten Blowdownphase und Vergleich mit post-test-Rechnungen. Reaktortagung des DAtF 1977, Mannheim; Compactband

[3]) Ullrich, R. H.: Vergleichsrechnungen zu den isothermen LOFT-Blowdown-Experimenten. Reaktortagung des DAtF 1977, Mannheim; Compactband

[4]) Hofmann, K.: BRUCH-D-06 – Ein Rechenprogramm zur Analyse transienter fluid- und thermodynamischer Vorgänge im Primärkreis von Druckwasserreaktoren oder in Versuchskreisläufen, Programmbeschreibung. Bericht MRR-P-25, Dezember 1976

[5]) Wolfert, K.: The simulation of blowdown processes with consideration of thermodynamic nonequilibrium phenomena, presented at the OECD/NEA Specialists' Meeting on Transient Two-Phase Flow, Toronto (Kanada), August 1976

Im Rahmen der Auslegungsrechnungen des Versuchskreislaufs LOBI[1]) – einer integralen Testanlage – wurden zur Bestimmung von Strömungskräften auf verschiedene Loopkomponenten sowie des Druckaufbaus im Containment entsprechende Ansätze durchgerechnet. Untersucht wird mit diesem Versuchskreislauf der Einfluß der Loops und ihrer Komponenten auf die Strömungsvorgänge im Kernbereich während der Anfangsphase des Druckentlastungsvorgangs, da diese die Wärmeübergangsverhältnisse im Kern maßgeblich bestimmen.
Der mit DRUFAN erreichte Entwicklungsstand zur detaillierten Beschreibung des Wasserspiegelverlaufs innerhalb des Druckbehälters während der Druckentlastungsphase ermöglichte unsere Beteiligung am OECD-Standard-Problem Nr. 6. Die neue Methode zur Bestimmung kritischer Ausströmraten mit einem eindimensionalen finiten Differenzmodell[2]), das Bestandteil des Rechenprogramms DRUFAN ist, konnte durch die Nachrechnung des Battelle »Blowdown-Experiments RS 16/2 DWR1R« und die erfolgreiche Vorausrechnung des CANON-Blowdown-Tests bestätigt werden. Bei diesem Test wird der Dampfvolumengehalt beim Blowdown-Vorgang mittels Neutronenstreuung sehr genau gemessen, sodaß diese Messungen eine gute Vergleichsbasis für die Verifizierung entsprechender Vorausrechnungen bilden.
Ziele der analytischen Arbeiten im Zusammenhang mit der Auswertung ausgewählter Primärkreislauf-Wiederauffüllversuche waren die Beurteilung des thermohydraulischen Verhaltens von Kern und Kreislauf, die Berechnung und Darstellung von Daten, die der Messung nicht ohne weiteres zugänglich sind, sowie Nachrechnungen mit den GRS-Programmen REFLOS und Flut-BV.

[1]) LOBI = Loop-Blowdown-Investigation (Ispra, Italien)
[2]) Wolfert, K.: A new method to evaluate critical discharge rates in blowdown codes that are based on the lumped-parameter technique, presented at the Thermal Reactor Safety Meeting, Sun Valley (USA), August 1977

Zur Simulation von Kühlmittelverluststörfällen und zur Berechnung der zu erwartenden Belastungen des Containments wurde von der GRS eine Reihe erprobter Rechenprogramme (siehe Abschnitt »Containment-Experimente«) eingesetzt, die einer ständigen Überprüfung und Verbesserung an Hand von Voraus- und Nachrechnungen von Containment-Experimenten unterzogen wurden[1]).
An dem Containment Standard Problem (CASP), hervorgegangen aus dem am Battelle-Modell-Containment durchgeführten Versuch D 10, war auch die GRS rechnerisch beteiligt.
Durch zwei Einzelabhandlungen sollen im folgenden die Aktivitäten zur Versuchsauswertung mit speziellen Notkühl- und Containmentexperimenten exemplarisch dargestellt werden.

[1]) Berning, A., G. Mansfeld und C. Stellmach: Vorausrechnungen zu den Hauptversuchen D1 – D8 (Dampfleitungsbrücke) des Forschungsvorhabens RS 50, Bericht MRR-I-84, Dezember 1976

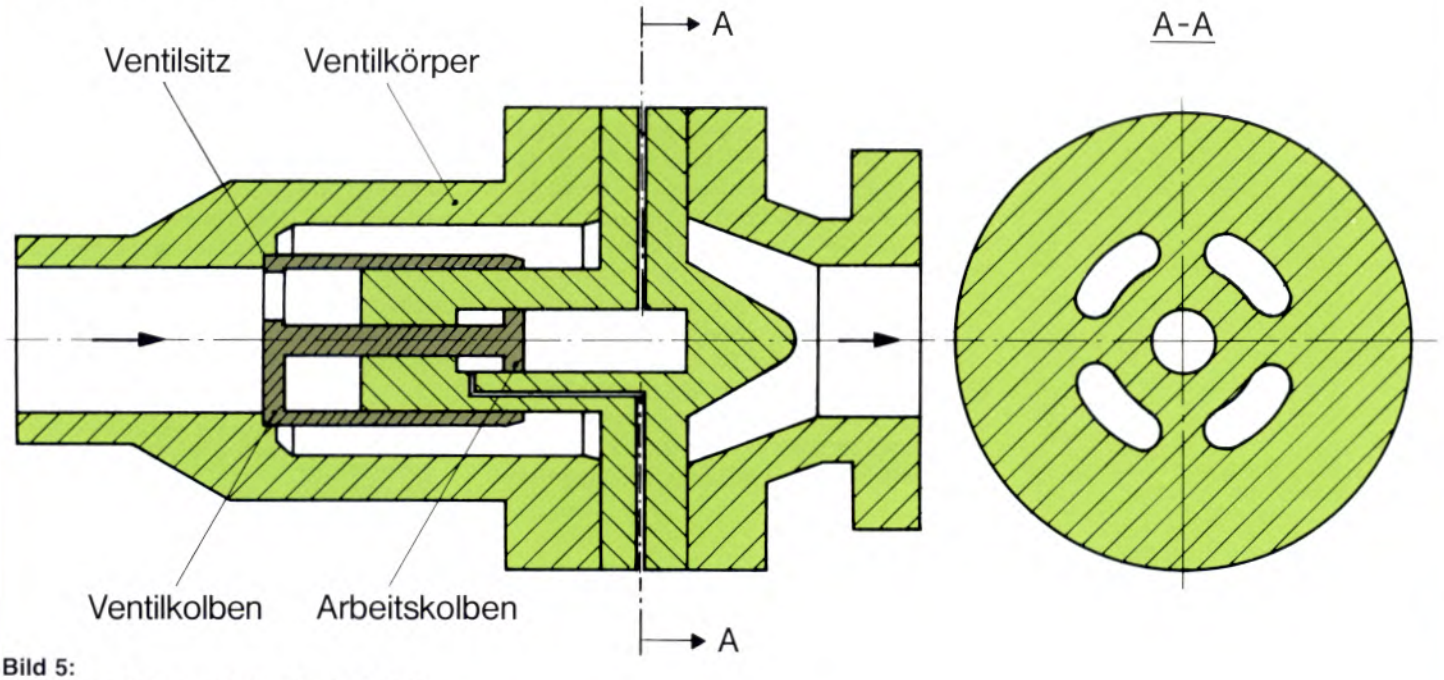


Bild 5:
Längs- und Querschnitt durch QOBV

Nichtnukleare Versuche der LOFT-Serie L 1

Die wesentlichen Ziele dieser nichtnuklearen Versuche waren:

- ☐ Austesten der Funktionen der Testanlage mit Ausnahme der für den nuklearen Betrieb notwendigen Funktionen;
- ☐ Training des Personals für die Durchführung der Versuche;
- ☐ Überprüfung der Instrumentierung bezüglich Standfestigkeit, Reproduzierbarkeit und Genauigkeit von Meßdaten;
- ☐ Austesten der Kontrollsysteme der Datenerfassung und der Datenverarbeitung;
- ☐ Verifikation der eingesetzten Rechenprogramme;
- ☐ Ermittlung des Verhaltens einzelner Komponenten, wie z. B. Pumpe, Dampferzeuger, Schnellöffnungsventile u. a.;
- ☐ meßtechnische Erfassung von Effekten bei der Einspeisung von Notkühlwasser sowie
- ☐ Ermittlung von Strukturbelastungen während des unterkühlten und gesättigten Blowdown.

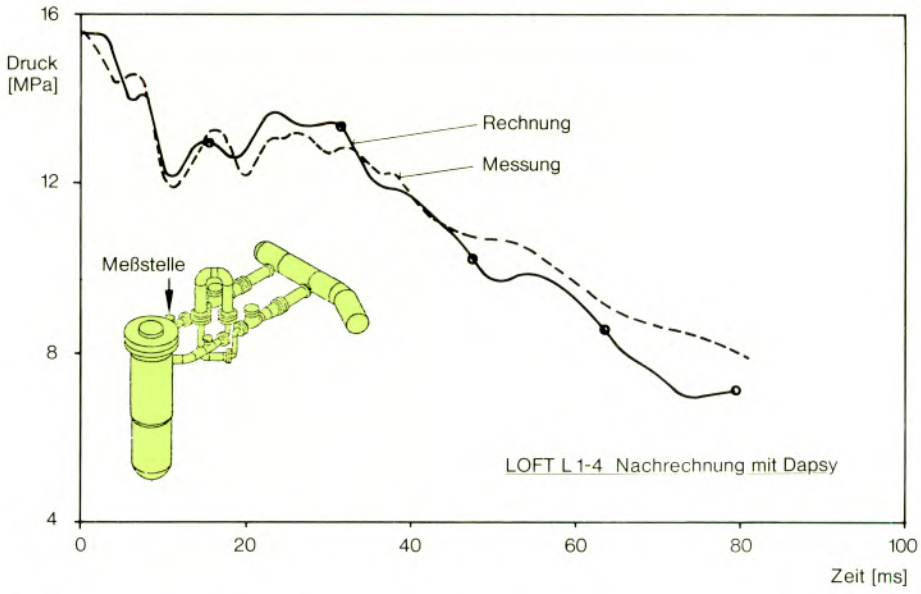


Bild 6: Druckverlauf im gebrochenen Strang (PE-BL-1)

Bei Aufnahme der Aktivitäten im Rahmen der »Beteiligung der GRS am LOFT-Programm der USNRC« wurde zunächst damit begonnen, den Kurzzeitbereich der Kühlmittelverlust-Experimente zu analysieren und mit dem Druckwellenausbreitungsprogramm DAPSY[1]) die erste Phase des Druckabsenkungsvorgangs nachzurechnen. Als Vergleichsgrundlage wurde hierfür der Versuch L 1–2 ausgewählt. Besondere Schwierigkeiten ergaben sich zunächst bei der Beschreibung der fluiddynamischen Vorgänge in den schnellöffnenden Ventilen (QOBV)[2]), die den Bruchöffnungsvorgang einer Rohrleitung simulieren sollen. Mit einer differenzierten geometrischen und strömungsmechanischen Nachbildung der QOBV (**Bild 5**) – die gerade mit dem eindimensionalen Programm DAPSY möglich ist – können die bei der Durchströmung auftretenden physikalischen Effekte, z. B. Ablösung der Strömung an den scharfen Kanten von Ventilsitz und -kolben, Einschnürung der Strömung durch die nierenförmigen Querschnitte sowie am Übergang zum anschließenden Ausströmrohr, in der bestmöglichen Weise erfaßt werden. Durch die detaillierte Einbeziehung der geometrischen Gegebenheiten und der technischen Abläufe konnten wesentlich genauere Resultate im Kurzzeitbereich[3]) erzielt werden (**Bild 6**).

[1]) Grillenberger, T.: The computer code DAPSY for the calculation of pressure wave propagation in the primary coolant system of light water reactors, presented at the Thermal Reactor Safety Meeting, Sun Valley (USA), August 1977

[2]) QOBV = Quick Opening Blowdown Valve

[3]) Liesch, K. J., K. Hofmann und F. J. Ringer: Die Nachbildung des Bruchöffnungsvorgangs im LOFT-Versuchsstand und Möglichkeiten der Simulation im Rechenprogramm DAPSY, Reaktortagung des DAtF 1977, Mannheim

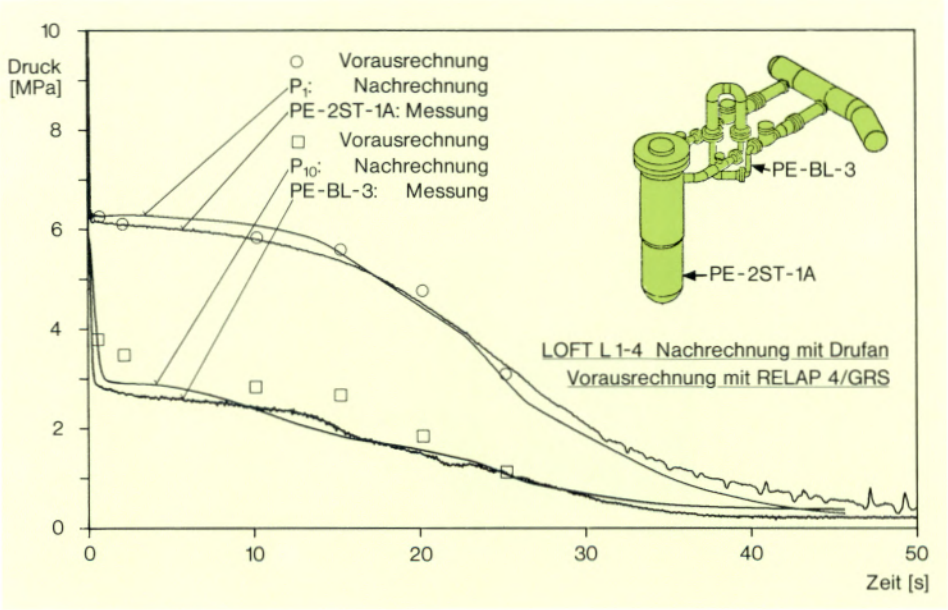


Bild 7: Druckverlauf im Downcomer (PE-2 ST-1 A) und im gebrochenen Strang (PE-BL-3)

Die unterkühlte Phase des Experiments L-2 wurde außerdem mit dem GRS-Code WHAMMOD zufriedenstellend analysiert[1]). Bei dem zum Standard-Problem erklärten Versuch L 1–4 (doppelendiger Bruch des kalten Stranges) wurde mit den Programmen BRUCH-DO-06, RELAP – GRS und DRUFAN (**Bild 7**) voraus- bzw. nachgerechnet. Das Kühlmittel im Primärsystem hatte eine stationäre Temperatur von etwa 285 °C und einen Druck von rund 15,5 MPa.

Etwa 22 s nach Öffnungsbeginn der QOBV wurde das Notkühlwasser in den kalten Strang der intakten Umwälzschleife in der Nähe des Druckbehälters eingespeist. Gute Übereinstimmung zwischen den errechneten und den experimentell ermittelten Ergebnissen wurde erzielt. Die durchgeführten Analysen zeigten, daß durch eine detaillierte Beschreibung der Wärmeabfuhr aus den Strukturmaterialien (Druckbehälter, Dampferzeuger, Rohrleitungen) eine wesentliche Verbesserung der Ergebnisse erreicht werden kann. Die mit dem Programm RELAP-GRS erzielte gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung ist nicht zuletzt auf die umfassende Analyse des Versuchs L 1–2 und die sich daraus ergebenden Modellverbesserungen zurückzuführen.

[1]) Wolfert, K.: A new method to evaluate critical discharge rates in blowdown codes that are based on the lumped-parameter technique, presented at the Thermal Reactor Safety Meeting, Sun Valley (USA), August 1977

Containment-Experimente

Das Containment stellt im Falle eines Kühlmittelverlusts die letzte Barriere für die aus den Brennstäben und dem Primärkühlmittel freigesetzten Spaltprodukte dar. Bereits seit Jahren werden umfangreiche experimentelle und analytische Untersuchungen zur Erfassung der Belastungen von Sicherheitsbehältern unter Störfallbedingungen durchgeführt. Mit den Versuchen am Modell-Containment des Battelle-Instituts wurde das Verhalten des Volldruck-Containments einer DWR-Anlage simuliert. Die Ende 1976 beendete Versuchsreihe C hatte anlageähnliche Bedingungen (Raumkonfiguration, ausströmender Massenstrom mit hohem Wasseranteil) zum Inhalt. Diese Versuche wurden mit den bei der GRS verfügbaren Programmen nachgerechnet, wobei konservative

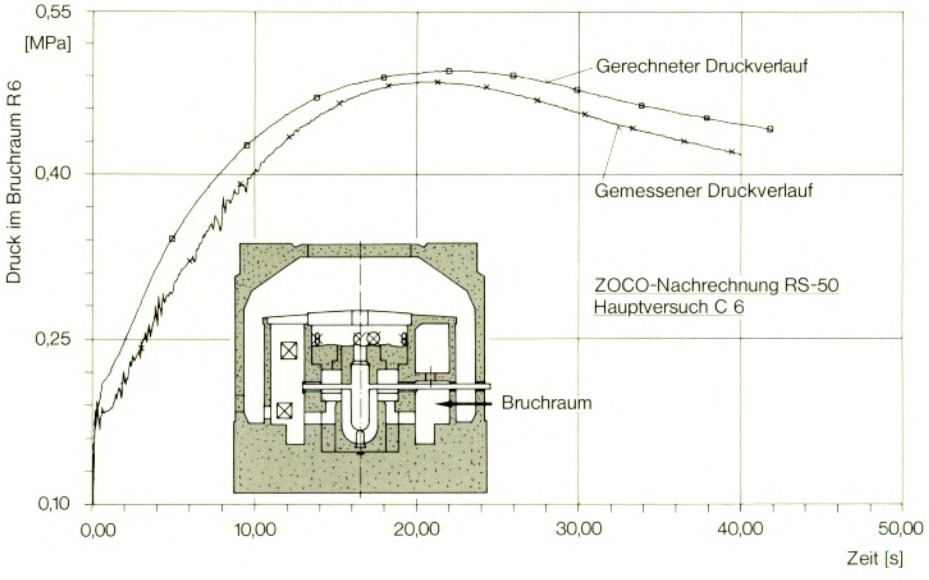


Bild 8: Druckverlauf im Bruchraum R 6

Ergebnisse erzielt wurden (**Bild 8**), d. h., die rechnerisch ermittelten Druckbelastungen lagen stets etwas über den gemessenen Werten. In dem Bestreben, Versuche nicht nur konservativ, sondern bestmöglich nachzurechnen, also physikalische Vorgänge auch in ihren thermohydraulischen Einzelphänomenen optimal zu simulieren, wurde Anfang 1977 eine zweite Versuchsserie D gestartet. Zwecks Eingrenzung freier Modellparameter wurden dabei wesentliche Vereinfachungen der Versuchsbedingungen vorgenommen. So wurden definierte Raumketten geschaffen und der Einfluß des als signifikant erachteten Parameters »Wassermitrißfaktor« durch reine Dampfausströmung wäh-

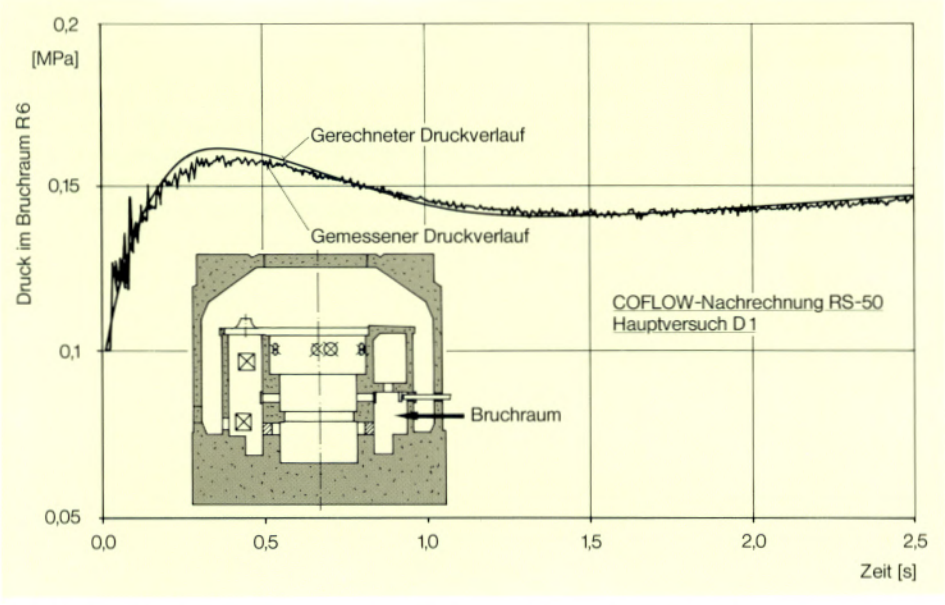


Bild 9: Druckverlauf im Bruchraum R 6 für zeitlich veränderliches α_w

rend der Anfangsphase des Blowdown eliminiert. Diese Versuche wurden in der GRS mit verschiedenen Modellen voraus- und nachgerechnet (**Bild 9**). Darüber hinaus wurde erstmals ein Versuch (D10) zum Containment-Standard-Problem erklärt. Die koordinierende Stelle für die noch nicht abgeschlossene analytische Abwicklung ist die GRS. An den Vorausrechnungen zu diesem CASP-Versuch waren neben uns die KWU, die GKSS, und der TÜV Stuttgart beteiligt.

Auf dem Gebiet des zweiten, bei Leichtwasserreaktoren verwirklichten Containment-Konzepts – des sog. Druckabbausystems (DAS) – liegt eine Reihe von Versuchen vor, deren modellmäßige Interpretation noch weitgehend aussteht. Zum Zwecke der Nachrechnung solcher Versuche (GKM I, GKM II, Marviken) wurden von der GRS sowohl ein von der GfK entwickeltes Modell (KONDAS) übernommen und für Versuchsnachrechnungen eingesetzt, als auch das GRS-Modell DRASYS weiterentwickelt und durch erste Testrechnungen überprüft. Die Ergebnisse dieser DRASYS-Rechnungen stellen keine Endresultate dar, zeigen jedoch bereits eine gute Übereinstimmung bezüglich der gemessenen und gerechneten Amplituden und Frequenzen der in Marviken beobachteten harmonischen Druckschwingungen. Mit diesem Rechenmodell kann auch das Verhalten eines Druckabbausystems während der Anfangsphase eines Kühlmittelverluststörfalls simuliert werden. Es ist daher die Verwendung des Programmsystems DRASYS für weitere Versuchsnachrechnungen geplant.

3.3 Simulation mechanischer Energiefreisetzung bei hypothetischen Leistungsexkursionen in schnellen Reaktoren

Bei Sicherheitsuntersuchungen, die schnelle Reaktoren betreffen, müssen auch Leistungsexkursionen betrachtet werden. Bei diesen Exkursionen ist nicht auszuschließen, daß die freigesetzte Leistung zur Brennstoffverdampfung, der Verdampfung des Kühlmittels und zur Zerlegung des Kerns führen kann. Die mechanische Arbeit, die während dieses Vorgangs freigesetzt wird, führt zu starken Belastungen des Reaktortanks und seiner Einbauten. Solche Exkursionen können aus physikalischen Gründen nur bei schnellen Reaktoren, jedoch nicht bei Leichtwasserreaktoren auftreten. Obwohl sie eine sehr kleine Eintrittswahrscheinlichkeit haben, werden sie wegen dieser beträchtlichen Auswirkungen in die sicherheitstechnische Auslegung eines schnellen Reaktors mit einbezogen.

Zur Untersuchung dieser Belastungen wird seit 1975 in England sowie am Europäischen Forschungszentrum in Ispra eine Reihe von Modellversuchen, das sog. COVA-Programm (**Co**de-**Va**lidation-Programm), durchgeführt. In wassergefüllten zylindrischen Tanks wird eine chemische Ladung kontrolliert gezündet. Die dabei auftretenden Druckwellen im Wasser sowie die Dehnungen der Tankwände werden gemessen und dokumentiert. Ausgehend von starren Tanks ohne Einbauten, über flexible Tanks ohne Einbauten bis zu starren und flexiblen Tanks mit Einbauten – wie Schildtank, Gitterplatte und Tauchplatte –, werden die wichtigsten Vorgänge während der Energiefreisetzung modelliert: die Druckwellenausbreitung in Fluiden, die elastisch-plastische Bewegung von Strukturen, Wasserhammereffekte und die Durchströmung perforierter Platten.

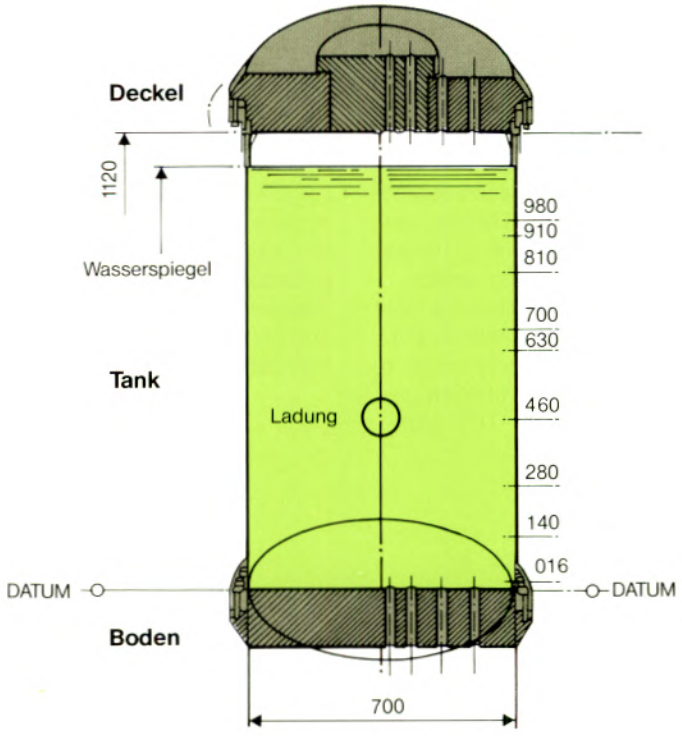


Bild 10: Versuchsaufbau des Experiments WT 08

Begleitend zum experimentellen Programm, simulieren 3 Auswertegruppen in England, Ispra und der Bundesrepublik Deutschland diese Sprengversuche mit Hilfe geeigneter Rechenprogramme. Das Ziel ist, diese Rechenprogramme so zu verifizieren, daß gesicherte Aussagen über das Verhalten des Reaktortanks während einer mechanischen Energiefreisetzung gemacht werden können. Die deutsche Arbeitsgruppe verifiziert das in der Bundesrepublik Deutschland entwickelte Programm ARES, das eine gekoppelte Fluid- und Strukturmechanik besitzt: Die Bewegung des kompressiblen Fluids, in r-z-Geometrie dargestellt, und die Bewegung des Tanks und der Einbauten, als rotationssymmetrische Schalen modelliert, stehen in Wechselwirkung. Die zugrunde liegenden Gleichungen werden mit einem expliziten Differenzverfahren in Lagrangeschen Koordinaten gelöst. Die elastisch-plastische Bewegung der Strukturen ist durch die Fließbedingung von V. Mises und das Fließgesetz von Prandtl und Reuß beschrieben. Schockdiskontinuitäten werden durch Pseudoviskositäten rechnerisch erfaßt.

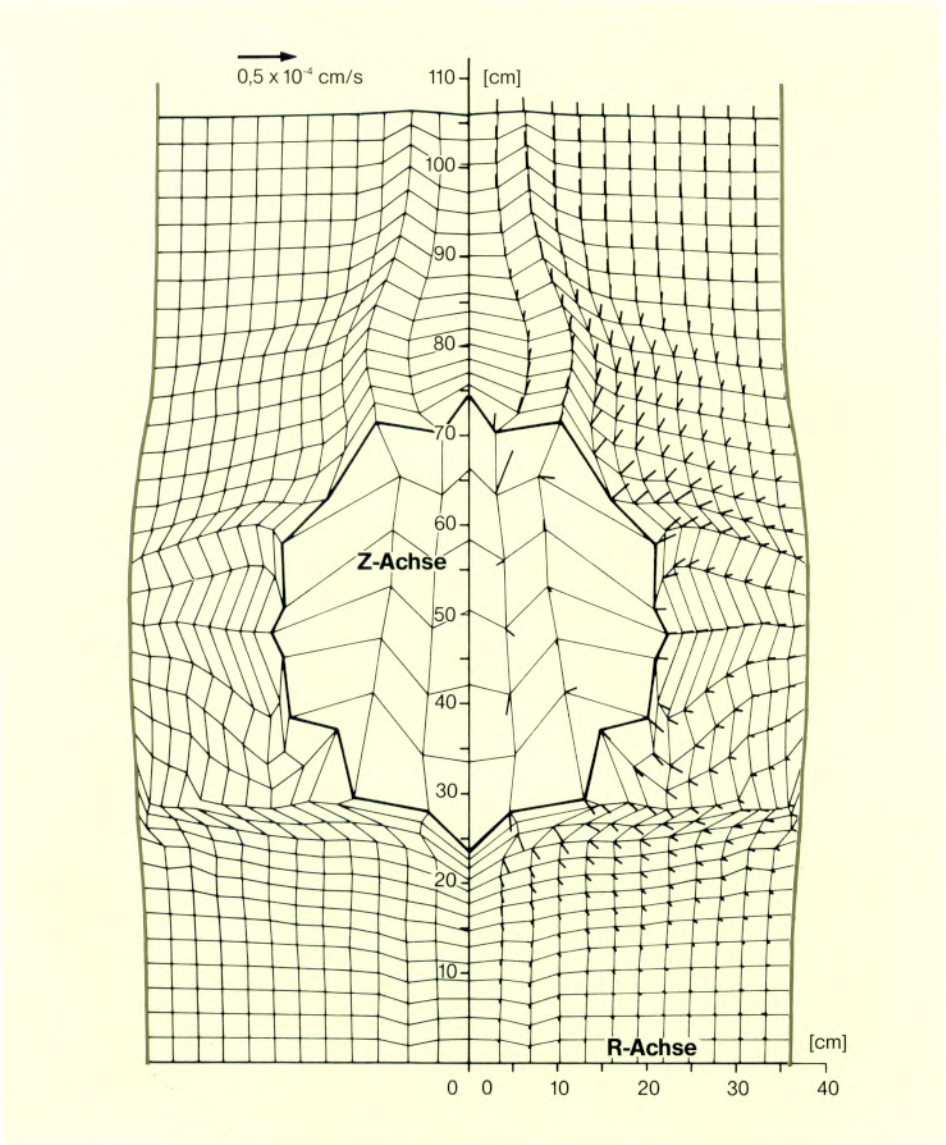


Bild 11: Gitterverschiebung und Geschwindigkeitsfeld zur Zeit 3 ms

In der GRS wurden 1977 drei Versuche der COVA-Serie ausgewertet, darunter der Versuch WT 08, die mechanische Energiefreisetzung von 113,4 g chemischer Ladung in einem teilweise mit Wasser gefüllten zylindrischen Tank. Die Tankwand, aus dem Stahl SS 321 hergestellt, erleidet während des Vorgangs eine plastische Verformung. **Bild 10** zeigt den schematischen Aufbau des Versuchs. Die Tankwand ist am oberen Ende in einer Führungslippe in axialer Richtung beweglich. Die rechnerische Darstellung des Versuchs in diskreten Volumenelementen gibt **Bild 11** wieder. Während einer Rechnung werden folgende Effekte beschrieben: Von der gezündeten Ladung geht eine kugelförmige Druckwelle aus, die an den Wänden und der Wasseroberfläche reflektiert wird. Nach dem Eintreffen der Druckwelle wird die Tankwand für ungefähr 4 ms plastisch gedehnt. Gleichzeitig setzt eine Bewegung des Fluids nach oben ein (**Bild 11**). Nach etwa 7 ms trifft die Wassersäule den Deckel, wird umgelenkt und bewirkt eine zusätzliche Verformung des Tanks im oberen Bereich. Nach 12 ms sind alle Dehnungen abgeschlossen. Das zeitliche Integral des Druckes (der sog. Impuls) an der Tankwand in der Rechnung und im Experiment zeigt **Bild 12**. Es ist zu erkennen, daß nach 5 ms keine großen Druckwellen mehr an der Wand ankommen.

Die bisherige Auswertung der COVA-Versuche mit starren Tanks zeigt eine befriedigende Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment. Bei Versuchen mit mehreren Einbauten, wie Gitter- und Tauchplatte, steht die Verifizierung noch aus. Bei großen Problemzeiten werden hier die Grenzen der Rechenprogramme ersichtlich, die mit Langrangeschen Koordinaten arbeiten.

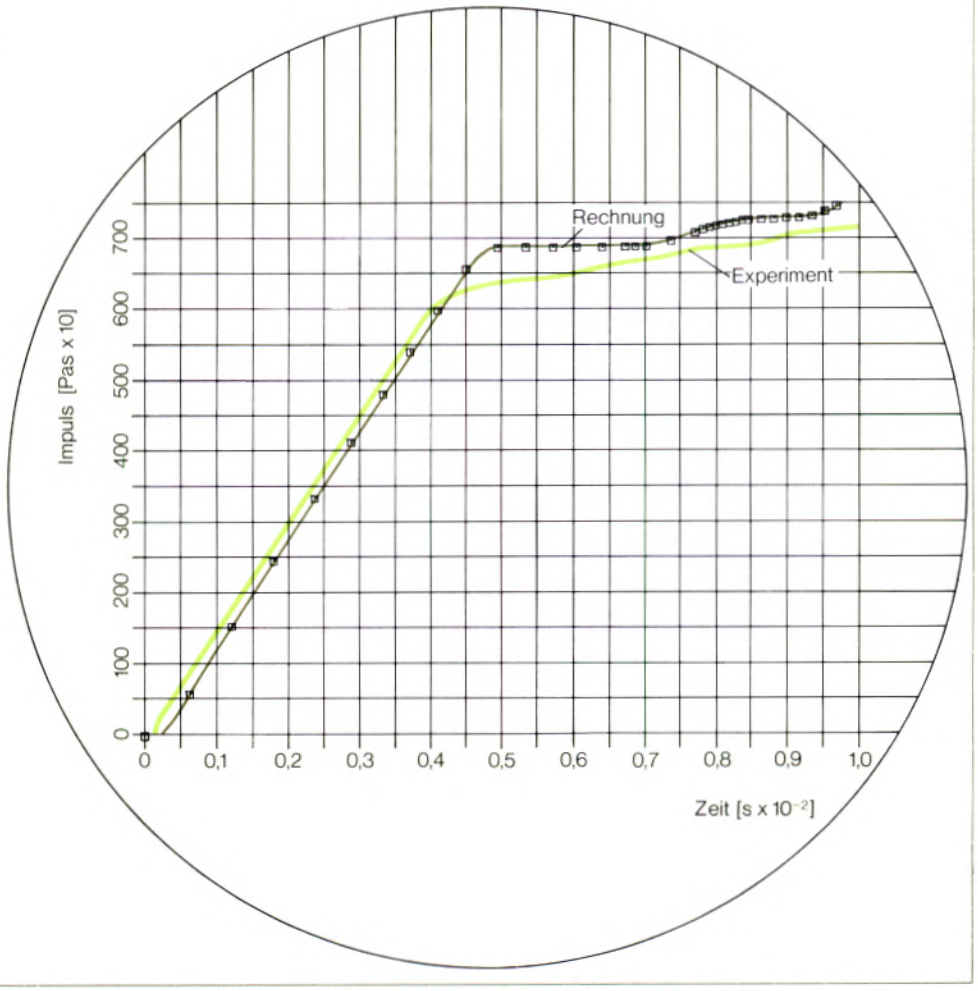


Bild 12:
Impuls an der Tankwand in Ladungshöhe in Rechnung und Experiment

3.4 LWR-Anlagenmodelle zur Analyse von Betriebsstörungen bei Versagen der Schnellabschaltung (ATWS)

Problemstellung

Die Analyse von Betriebsstörungen und Störfällen, d. h., Ereignisse, die während der Lebensdauer einer Anlage zu erwarten sind, ist Bestandteil der Genehmigungsverfahren in der Bundesrepublik Deutschland. In diesen Analysen ist es üblich, sowohl einen einzelnen Fehler an einer aktiven Komponente, als auch den Ausfall der ersten Anregung zur Schnellabschaltung zu postulieren.

Wie in den USA wurde auch in der Bundesrepublik Deutschland vor mehreren Jahren die Frage nach der Wahrscheinlichkeit und den Konsequenzen des vollständigen Ausfalls des Schnellabschaltsystems – ATWS[1]) – aufgeworfen. Diese Überlegungen haben die Entwicklung von Rechenprogrammen zur Beschreibung des dynamischen Verhaltens von Leichtwasserreaktoren (3-D-Kernmodelle, 1-D-Anlagenmodelle) beeinflußt, weil sich durch die Annahme versagender Schnellabschaltung der Bereich der zu analysierenden Betriebszustände stark ausweitete.

1) ATWS = anticipated transient without scram (Betriebstransienten bei Versagen der Schnellabschaltung)

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat zwei Listen der zu analysierenden Transienten für Siedewasserreaktoren (SWR) und Druckwasserreaktoren (DWR) aufgestellt. Diese Transienten sind, ausgehend von der Annahme, daß Nennbetriebszustände vorliegen und alle anderen Systeme funktionieren, hinsichtlich der Auswirkungen zu analysieren.

Tafel 5 veranschaulicht beispielhaft vier Fälle aus der SWR-Liste der RSK.

Im Vergleich zu der Diskussion in den USA, wo die Frage nach einem zweiten Abschaltsystem am Anfang stand, wurde das Problem in der Bundesrepublik Deutschland anders, vor allem vielschichtiger, geführt.

Vor der endgültigen Beantwortung der Frage, ob größere konstruktive Veränderungen des Sicherheitssystems notwendig sind, wurde eine ausführliche Analyse folgender Punkte vorgeschlagen und ausgeführt:

- ☐ Verfügbarkeitsanalyse des gesamten Schnellabschaltsystems einschließlich Meßfühler, Logik, Energieversorgung für Stäbe (nur SWR) und Antrieb;
- ☐ Aufsuchen von Schwachstellen im Schnellabschaltsystem;
- ☐ Ausweitung der Analyse auf andere Komponenten des Sicherheitssystems, wie z. B. Druckentlastungssystem oder Drehzahlregelung der Pumpen (SWR), um deren Bedeutung zu der des Schnellabschaltsystems in Vergleich zu setzen;
- ☐ umfangreiche Transientenanalyse für alle Betriebsstörungen und Störfälle, die zu Kern- oder Kühlsystemschäden führen können;
- ☐ Analyse des partiellen Versagens der Schnellabschaltung. Hierzu in erster Linie neutronenphysikalische Berechnungen, um die Anzahl von Absorberstäben zu bestimmen, die ausfallen dürfen, ohne daß die Abschaltfunktion wesentlich beeinträchtigt wird.

Bei der Analyse des dynamischen Verhaltens der Anlage wurde der Schwerpunkt auf das Kurzzeitverhalten (Bereich weniger Minuten) gelegt, und zwar hauptsächlich im Hinblick auf Systemdruck und Kernzustände (Burnout, Brennstofftemperaturen). In diesem Zeitraum kann weder von langsameren Abschaltmöglichkeiten (z. B. Boreinspeisung) noch von Eingriffen durch das Betriebspersonal Gebrauch gemacht werden.

Die gesamte Problematik wurde ausführlich in einer Studie[1]) behandelt. Insbesondere auf dem Gebiet der Entwicklung und Anwendung der Rechenprogramme wurde die Arbeit im vergangenen Jahr fortgesetzt. Es sei hier auf mehrere Veröffentlichungen hingewiesen[2]).

Da es innerhalb des hier gesteckten Rahmens nicht möglich ist, über die gesamte ATWS-Problematik einen vollständigen Überlick zu geben, wurde beispielhaft ein Teilgebiet herausgegriffen, und zwar die Rechenprogramme zur Beschreibung des transienten Verhaltens sowie deren Einsatz zur Berechnung der Auswirkung von ATWS-Fällen.

1) Ullrich, W., W. Frisch u. a.:
Untersuchungen von Betriebsstörungen bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) und anderer ausgewählter Sicherheitseinrichtungen
Bericht MRR 163/IRS-W-22, September 1976

2) Frisch, W., und R. Meißner:
The significance of extended PWR plant models in transient analysis
ANS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley (USA), 31. 7.–4. 8. 1977

Frisch, W., und K. D. Schmidt:
A PWR plant model for the analysis of large amplitude transients
3rd Power Plant Dynamics, Control and Testing Symposium, Knoxville (USA), 7.–9. 9. 1977

Höld, A.:
Bestimmung des transienten Verhaltens eines U-Rohr-Naturumlauf-Dampferzeugers mit Hilfe des neu entwickelten, nodalen, nichtlinearen Rechenmodells UTSG, demonstriert am Beispiel des KKW Biblis-A
Reaktortagung des DAtF 1977, Mannheim, Kompaktband S. 689/92

Frisch, W., S. Langenbuch und P. Peternell:
The significance of fast moderator feedback effects in a boiling water reactor during severe pressure transients
Nuclear Science and Engineering 64 (1977), Nr. 4

Ullrich, W., und W. Frisch:
Investigations of Operational Incidents without Reactor Scram (ATWS) and other Selected Safety Devices
Nuclear Technology (in Vorbereitung)

Rechenprogramme

3-D-Kernmodelle

Für die Bestimmung der Anzahl der Absorberstäbe, die ausfallen dürfen, ohne daß die Abschaltfunktion beeinträchtigt wird, sind 3-D-Neutronenkinetik-Modelle erforderlich. Diese Modelle werden ebenfalls benötigt, wenn der Umfang von Schäden im Kern genauer berechnet werden soll. In der GRS wurden die 3-D-Neutronenkinetik-Programme der Reihe QUABOX/CUBBOX entwickelt. In internationalen Benchmark-Vergleichen zeigte sich die Effizienz dieses Grobgitterverfahrens. Eine Beschreibung an dieser Stelle ist nicht erforderlich, da ausführliche Literatur vorliegt[1][2]).

[1]) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner: Coarse-mesh flux-expansion method for the analysis of space-time effects in large LWR Cores Nuclear Science and Engineering 64 (1977), S. 437/56

[2]) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner: High-order schemes for neutron kinetics calculations. Based on a local polynomial approximation Nuclear Science and Engineering 64 (1977), S. 508/16

Anlagenmodelle

Da die Analyse von Transienten bei versagender Schnellabschaltung neue Anforderungen bezüglich Modellumfang und Amplituden der Betriebsvariablen gestellt hat, war auf dem Gebiet der Anlagenmodelle eine umfangreiche Neuentwicklung erforderlich. Es entstanden die beiden nichtlinearen Anlagenmodelle ALMOS für Siedewasserreaktoren und ALMOD für Druckwasserreaktoren. Während ALMOS bereits 1976 fertiggestellt und getestet war, stand 1977 die Verifikation der Basis-Version von ALMOD an Hand von Inbetriebnahmeversuchen im Vordergrund[3]). Diese Programme sollen weiterhin für Studien dieser Art eingesetzt werden; neben diesen umfangreichen und detaillierten Rechenmodellen wird das Programm DRAM verwendet, wenn eine einfachere Nachbildung der Anlage für Parameterstudien ausreichend ist.

[3]) Frisch, W., und R. Meißner: The signifance of extended PWR plant models in transient analysis ANS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Sun Valley (USA), 31. 7.–4. 8. 1977

Modellverifikation

Eine Verifikation der Rechenprogramme über den gesamten zu berücksichtigenden Parameterbereich an Hand von Experimenten ist nicht möglich, weil ein großer Teil der zu analysierenden Fälle in Reaktoranlagen oder Experimentiereinrichtungen nicht simuliert werden kann. Zur Erhöhung des Vertrauensgrades in die Rechenprogramme werden Vergleiche mit Inbetriebnahmeversuchen an großen Leistungsreaktoren durchgeführt und für den nicht abgedeckten Bereich Vergleiche mit anderen, unabhängig entwickelten Rechencodes angestellt. Für die oben erwähnten SWR-Programme wurde dies ausführlich im Rahmen der ATWS-Studie gezeigt.

Aus dem Bereich der Modellverifikation für ALMOD (DWR) sei hier ein Beispiel angeführt:

Der im Kernkraftwerk Biblis-A aufgetretene Notstromfall wurde mit der Sonderinstrumentierung für die Inbetriebnahmeversuche erfaßt, so daß Ergebnisse vorlagen, die für einen Modellvergleich auswertbar waren. Nach Eintreten des Notstromfalls funktionierten alle Systeme einwandfrei. In **Bild 13** sind für den Primärdruck und den Sekundärdruck Messung und Rechnung gegenübergestellt. Es ergab sich eine gute Übereinstimmung. Die geringfügigen Abweichungen lassen sich dadurch erklären, daß die Wärmespeicherkapazität des Strukturmaterials (hier besonders Einbauten oberhalb des Kerns und Dampferzeugerstrukturmaterial) im Modell nicht berücksichtigt ist.

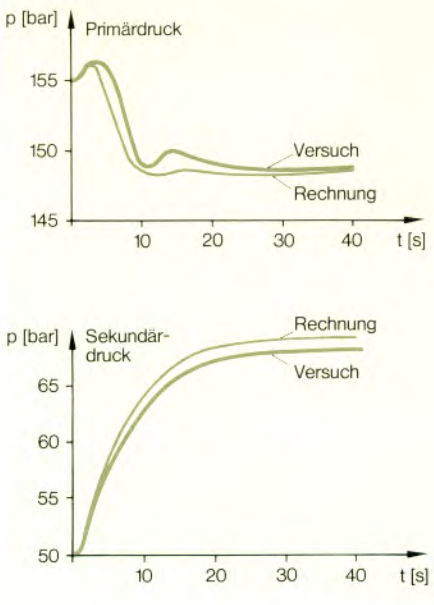


Bild 13:
Notstromfall DWR
(Vergleich Messung – Rechnung)

Transientenanalysen
Im Rahmen der Transientenuntersuchungen wurden die Betriebsstörungen mit versagender Schnellabschaltung entsprechend den RSK-Leitlinien für SWR und DWR analysiert. Dabei wurde angenommen, daß außer der Schnellabschaltung und dem die Störung auslösenden System alle anderen Systeme ordnungsgemäß funktionieren. Die Untersuchungen wurden jedoch über eine reine ATWS-Analyse hinaus wesentlich erweitert. Der Einfluß des Ausfalls anderer Sicherheitseinrichtungen, wie z. B. des Druckentlastungssystems oder der automatischen Drehzahlreduzierung der Hauptkühlmittelpumpen (SWR), wurde ebenfalls untersucht, um die Bedeutung dieser Systeme im Vergleich zur Schnellabschaltung aufzuzeigen.

SWR-Transienten ohne Schnellabschaltung
Alle in den RSK-Leitlinien aufgeführten Transienten wurden berechnet. Lediglich vier Fälle (Ausfall der Hauptwärmesenke und das Schließen der Isolationsventile mit vorhandenem und mit ausgefallenem Eigenbedarf) sind bezüglich Systemdruck und Heizflächenbelastung von Interesse. Für die Referenzanlage – Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB) – wurden die Ergebnisse in **Tafel 5** zusammengefaßt. Da die Verfügbarkeitsanalyse für das Schnellabschaltsystem auch das Reaktorschutzsystem umfaßt, ist es wichtig zu wissen, welche diversitären Schnellabschaltanregungen in den einzelnen Fällen wirksam werden. Diese Information wird aus den Rechenergebnissen für den Transientenablauf gewonnen.
Beispielhaft sind in **Bild 14** die Verläufe von Neutronenfluß, an das Kühlmittel abgegebener Leistung und Systemdruck für den Fall S-3 (Schließen der Isolationsventile bei vorhandenem Eigenbedarf) gezeigt. Eine wirksame Leistungsreduzierung wird durch das automatische Abfahren der Zwangsumwälzungspumpen auf Minimaldrehzahl (40 %) erreicht. Die Anregung zu dieser Maßnahme erfolgt durch das Signal »Hoher Neutronenfluß«. Durch das Druckentlastungssystem wird für diesen Fall der Systemdruck auf 92,8 bar begrenzt.

Fall	Bezeichnung	Systemdruck [bar]	Neutronenfluß, bezogen auf stat. Werte	Wärmestromdichte am Hüllrohr, bezogen auf stat. Werte
S-1	Ausfall der Hauptwärmesenke bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	89,5	3,40	1,29
S-2	Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall)	81,5	1,04	1,00
S-3	Durchdringungsabschluß bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung	92,8	3,50	1,30
S-4	Durchdringungsabschluß bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung	82,0	1,00	1,00

Tafel 5:
ATWS-Fälle und Maximalwerte für Siedewasserreaktoren (SWR)

DWR-Transienten ohne Schnellabschaltung

Ähnliche Analysen wie für den SWR wurden auch für den DWR durchgeführt. Hier konzentrierte sich die Fragestellung in erster Linie auf den maximalen Primärdruck. Aus den Ergebnissen soll hier nur der Fall mit dem höchsten Primärdruck gezeigt werden: Es ist der Ausfall der Hauptwärmesenke mit gleichzeitigem Ausfall des Eigenbedarfs (Notstromfall). Der Primärdruck ist in **Bild 15** in seinem zeitlichen Verlauf dargestellt. Sowohl der Ausfall der Hauptwärmesenke (= Sekundärdruckanstieg) als auch das Auslaufen der Primärpumpen bewirken eine Erhöhung der Temperaturen im Primärkreis, was zu einer Volumenausdehnung und zu einem Druckanstieg führt, der durch die Druckhalter-Sicherheitsventile begrenzt wird. Wenn es auch zu einem relativ kräftigen Druckanstieg kommt, so wird für die Referenzanlage (Biblis-A) der 1,1fache Auslegungsdruck nicht überschritten. Die vorhandene Ventilkapazität ist in der Lage, den Druck wirksam zu begrenzen. Insbesondere für die Beurteilung von Folgeanlagen, die möglicherweise eine geringere Ventilkapazität besitzen, ist eine genaue Analyse des Primärdrucks erforderlich.

Empfindlichkeitsrechnungen

Die Arbeiten zur ATWS-Problematik wurden im vergangenen Jahr mit einer Parameterstudie fortgesetzt, mit deren Hilfe wichtige Einflußgrößen festgestellt und die Frage der Übertragbarkeit der für Biblis-A gewonnenen Ergebnisse auf neuere Anlagen geklärt werden sollen. Variiert wurden dabei sowohl konstruktive Daten – wie Ventilkapazität am Druckhalter und Volumen des Primärkreises – als auch Parameter, die sich aus der betrieblichen Fahrweise ergeben, wie z. B. Ausgangsleistung, Kühlmitteldurchsatz, Moderatordichtekoeffizient der Reaktivität oder Wasserstand und Unterkühlung im Druckhalter. Daneben wurde auch noch die Nachbildung physikalischer Vorgänge – wie Abblasen von Wasser durch die Druckhaltersicherheitsventile und Aufteilung des Druckverlustbeiwerts der Volumenausgleichsleitung in einen Eintrittsdruckverlust- und einen Reibungsdruckverlustbeiwert mit jeweils verschiedener Charakteristik – untersucht.

Die Untersuchungen wurden für den Notstromfall mit Versagen der Schnellabschaltung durchgeführt. Dabei ergaben sich folgende Einflüsse auf den maximal erreichten Kühlmitteldruck:

- ☐ thermische Reaktorleistung
  + 1,2 bar/Prozent
- ☐ Kühlmitteldurchsatz
  – 0,7 bar/Prozent
- ☐ Reaktivitätskoeffizient des Moderators
  – 0,35 bar/Prozent
- ☐ Druckhalterwasserstand
  + 0,1 bar/Prozent
- ☐ Unterkühlung im Druckhalter
  – 1 bar/k
- ☐ Druckverlustbeiwert der Volumenausgleichsleitung
  + 0,1 bar/Prozent

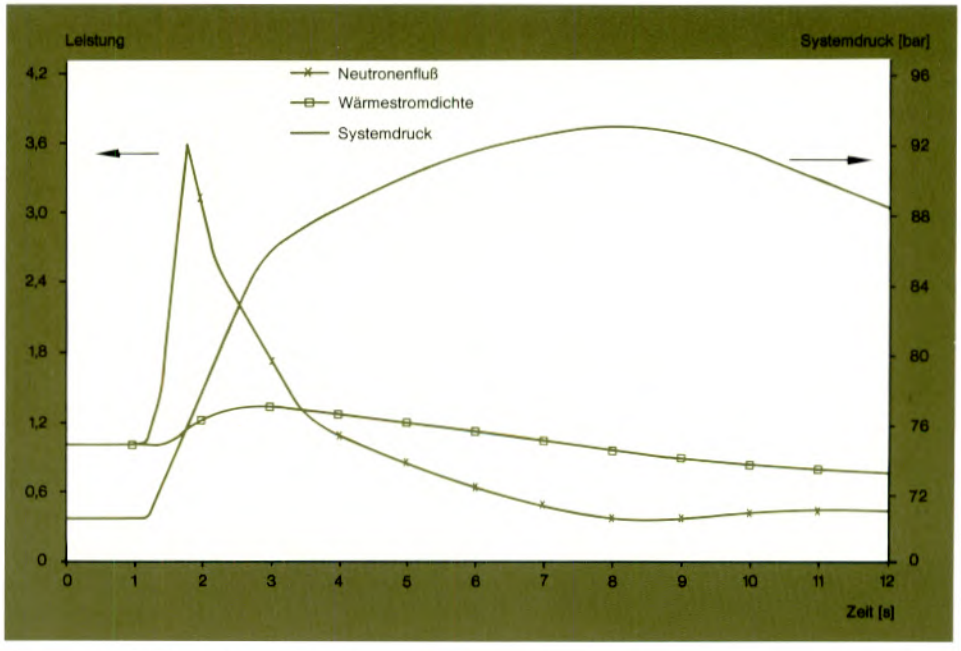


Bild 14:
Durchdringungsabschluß mit Eigenbedarfsversorgung

Zum Teil ergaben die Untersuchungen starke Nichtlinearitäten und Abhängigkeiten in den Einflüssen der verschiedenen Parameter, so daß sich verschiedene Effekte gegenseitig verstärken können. Als Ergebnis der Studie kann festgehalten werden, daß sich bei geeigneter Kombination der verschiedenen Einflußgrößen erhebliche Verminderungen des bei ATWS-Ereignissen erreichten maximalen Drucks erreichen lassen.

Abschließende Betrachtung

Aus den beschriebenen Transientenanalysen und den hier nicht behandelten Zuverlässigkeitsanalysen können für das Gebiet der ATWS-Problematik folgende zusammenfassenden Aussagen gemacht werden:

- ☐ Die Auswirkungen von ATWS-Fällen im Kurzzeitbereich sind nicht gravierend, der Systemdruck überschreitet nicht den 1,1fachen Auslegungsdruck, die kritische Wärmestromdichte wird bei einigen Fällen in kleinen Bereichen des Kerns kurzzeitig überschritten.
- ☐ Sowohl die Transienten- als auch die Zuverlässigkeitsanalysen lassen den Schluß zu, daß kein zweites schnellwirkendes Abschaltsystem erforderlich ist.
- ☐ Andere Teile des Sicherheitssystems, wie z. B. Pumpenabfahren beim SWR oder Druckentlastungssysteme, haben einen ähnlichen Stellenwert wie das Schnellabschaltsystem.
- ☐ Wegen des hohen Detaillierungsgrades lieferten die Analysen einige Stellen, an denen durch relativ geringfügige Systemänderungen ein Sicherheitsgewinn zu erzielen ist (z. B. stärkere Entmaschung bei der Anregung zum Pumpenabfahren beim SWR). Die auf diese Weise gewonnenen Erkenntnisse wurden zum Teil schon während der Durchführung dieser Studie bei den in Bau befindlichen Anlagen berücksichtigt.

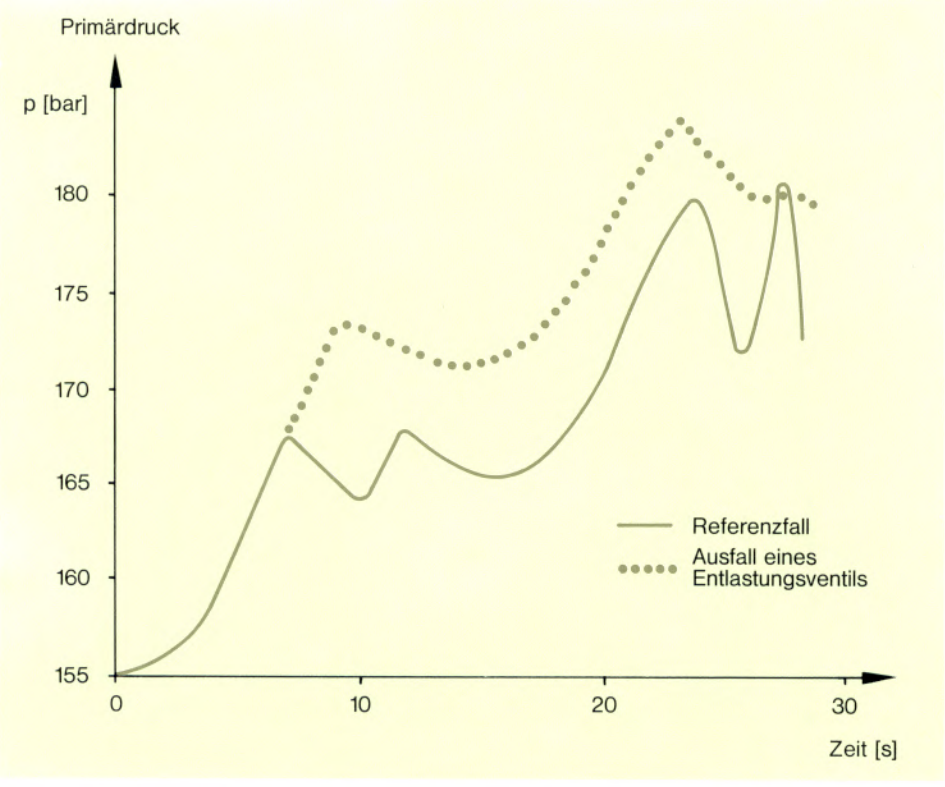


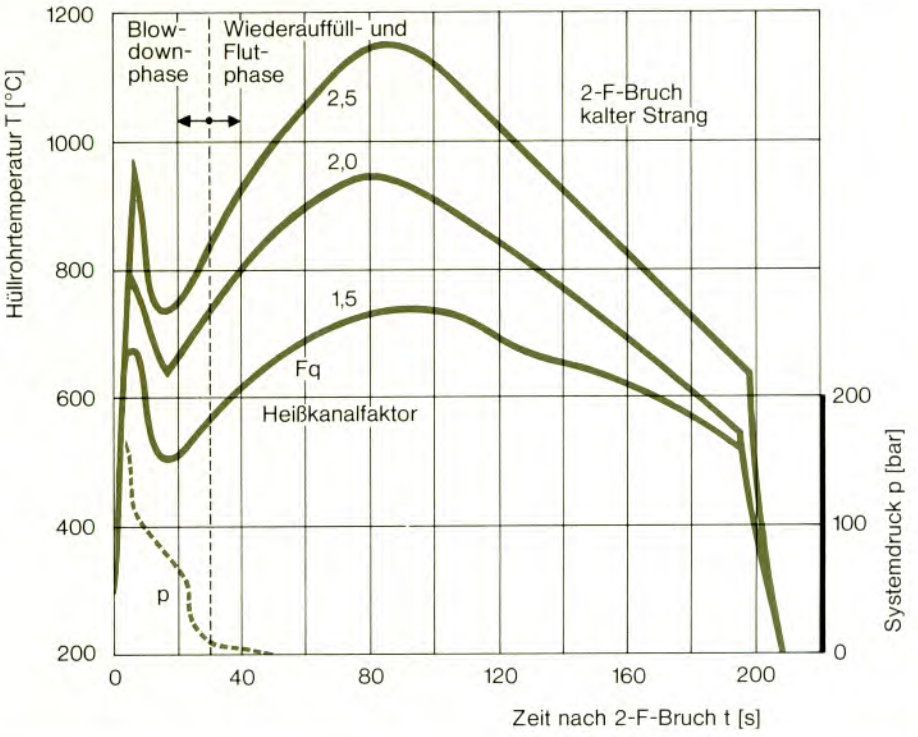
Bild 15:
Notstromfall ohne Schnellabschaltung beim DWR

3.5 Bisherige Vorgehenspraxis zur Analyse des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen

Zur Beurteilung des Brennstabverhaltens und des möglichen Schadensumfangs bei postulierten Kühlmittelverluststörfällen werden im Rahmen des Begutachtungsverfahrens durch die GRS als wesentliche Auslegungsbruchfälle partielles (0,25 F) bis hin zu totalem Versagen (2 F) einer Kühlmittelleitung unterstellt. Für die Analyse des Brennstabverhaltens, beispielsweise eines Druckwasserreaktors, werden transiente Temperaturerhöhungen, wie sie sich im Brennstab infolge dieser Versagensmöglichkeiten im ungünstigsten Fall ergeben, für die Genehmigungspraxis zugrunde gelegt.
Während früher im Begutachtungsverfahren sehr stark auf die Maximaltemperatur der heißesten Stäbe (Heißstabphilosophie) abgehoben wurde, führte die GRS vor einigen Jahren eine realistischere Betrachtungsweise ein. Die Belastungen der Brennstäbe durch Druck und Temperatur in der Blowdown- und Wiederauffüllphase des Kerns werden hinsichtlich ihres zeitlichen Verlaufs für verschiedene Stabgruppen differenziert betrachtet, wobei die Verteilung der Stabgruppen im Kern mit berücksichtigt wird.
Ein wesentliches Charakteristikum der Belastung der Brennstabhüllrohre während des Kühlmittelverluststörfalls ist der Wechsel des Differenzdrucks von Außendruck während des Betriebs zu Innendruckbelastung infolge rasch abnehmenden Systemdrucks im Verlauf der Blowdownphase. Dazu kommt eine transiente, das Temperaturniveau des Betriebszustandes weit übersteigende Temperaturbelastung, die rückkoppelnd den absoluten Stabinnendruck erhöht und die Materialwerte in der Weise beeinflußt, daß Abheben der Hülle bis hin zu starkem örtlichem Aufblähen und schließlich Aufreißen möglich ist.

Die Deformation der Hüllrohre kann eine Kühlungsstörung verursachen, die für die Berechnung der globalen Kühlbarkeit des Kerns zu berücksichtigen ist.
Bild 16 zeigt als Ergebnis einer thermohydraulischen Berechnung unter Bedingungen des 2-F-Bruchs die zeitlichen Verläufe des Systemdrucks sowie der Hüllrohrtemperaturen für Brennstäbe verschiedener Stableistungen (Heißkanalfaktor Fq). Die Betriebsbedingungen zu Beginn des Kühlmittelverluststörfalls beeinflussen die durch den Störfall möglichen Temperatur- und Innendruckerhöhungen der Hüllrohre wesentlich. Die Betriebstemperatur der Hüllrohre beträgt außen ungefähr 325 °C und wird innen zu etwa 370 °C angenommen. Der Vorinnendruck der Brennstäbe beträgt im kalten Zustand ungefähr 22 bar. Für Brennstäbe mit maximaler Stableistung ergibt sich zu Betriebsbeginn im heißen Zustand ein Innendruck von etwa 50 bar (Kühlmitteldruck 158 bar).
Die Brennstabinnendrücke und -temperaturen sind eine Funktion der örtlichen Leistungs- und Abbrandverteilung über den Kern und daher zu jedem Betriebszeitpunkt neu zu bestimmen. Mit steigendem Abbrand würde sich bei gleichbleibender Temperatur der Innendruck im Brennstab infolge der Spaltgasfreisetzung stark erhöhen. Da die Spaltgasfreisetzungsrate im wesentlichen durch die Temperaturerhöhung bestimmt wird, die Leistung der Brennstäbe und damit die Betriebstemperaturen mit steigendem Abbrand jedoch abnehmen, ist diese Druckerhöhung begrenzt.

Bild 16:
Typischer Verlauf der Hüllrohrtemperatur und des Systemdrucks nach 2-F-Bruch (Parameter Heißkanalfaktor Fq)



Im Störfall ist wegen des Temperaturausgleichs über den Brennstoff (Erhöhung der Randtemperaturen) keine nennenswerte zusätzliche Freisetzung zu erwarten, weil die Verweilzeiten bei hohen Temperaturen zu kurz sind. Die Druckerhöhung im Brennstab ist daher im wesentlichen bestimmt durch die Temperaturerhöhungen, die räumlichen Verhältnisse von Plenum- und Ringspaltvolumen (**Bild 17**), die einsetzende Abkühlung des Plenumvolumens und den Beginn der Verformung der Hülle. Zur Abschätzung des Einflusses beginnender Hüllrohrverformung auf den Innendruck sollen zwei Grenzfälle betrachtet werden:

- Unter der Annahme, daß Ringspaltvolumen und Plenumvolumen ohne Strömungsbehinderung einen einheitlichen Druckraum bilden, kann im Falle einer Verformung der Hülle im Bereich der Heißstelle Gas vom Plenum zur Verformungsstelle strömen und dort die Druckabnahme infolge örtlicher Volumenzunahme ausgleichen. Hierbei ist zu berücksichtigen, daß beide Spaltgasplena durch heiß- und kaltseitige Einspeisung von Notkühlwasser gleichzeitig schnell gekühlt werden und damit ein Druckabbau stattfindet, bevor die Maximaltemperatur an der Heißstelle erreicht wird.
- Unter der Voraussetzung, daß zwischen Ringspalt und Spaltgasplenum die Strömung stark behindert ist, wird die Temperatur im heißen Bereich des Stabes für den örtlichen Druckaufbau maßgebend. Es kommt an der Heißstelle zu einem beschleunigten Druckanstieg, so daß Verformung früher einsetzen wird als im ersten Fall. Infolge der Volumenzunahme beim örtlichen Abheben des Hüllrohrs kann sich eine Druckabsenkung und damit eine selbstregulierende Begrenzung der Verformung ergeben.

Im Vergleich der beiden Fälle bringt der erste die größeren Hüllrohrdeformationen hervor und muß daher als konservativer angesehen werden. Die meisten experimentellen Untersuchungen ähneln dem ersten Fall, nämlich ohne Abkühlung des Plenumvolumens.

Zircaloy befindet sich bei Raum- und auch bei Betriebstemperatur in der α-Phase mit einer anisotropen hexagonalen Gitterstruktur, die bei ca. 860 °C (abhängig vom Sauerstoffgehalt) in die raumzentrierte β-Phase umgewandelt wird. In Dampfatmosphäre oberhalb der Oxydationstemperatur (> 760 °C) läuft die exotherme Zirkonium-Wasser-Reaktion ab, wobei zunächst die oberflächennahen Schichten in sprödes ZrO_2 umgewandelt werden. Diese Oxidschicht und weitere durch Phasenumwandlung gebildete Schichten zeigen unterschiedliches mechanisch-technologisches Verhalten und können sich sowohl duktilitätserhöhend, als auch versprödend auf das Hüllrohr auswirken. Für die Oxidschicht wird ein maximaler Wert von 3 % der Hüllrohrwanddicke errechnet. Die Oxydation an der Hüllrohroberfläche bleibt damit weit unter der zulässigen Grenze von 17 %.

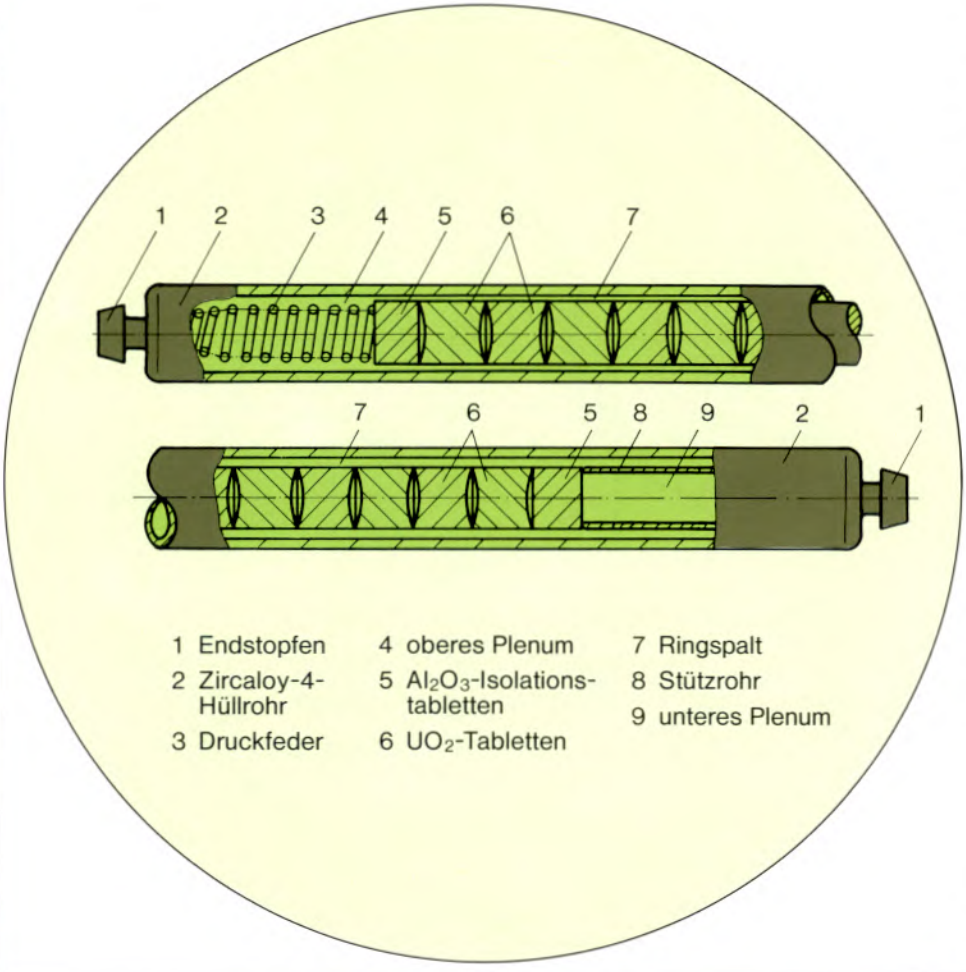


Bild 17:
Schematische Darstellung des Brennstabs eines Druckwasserreaktors

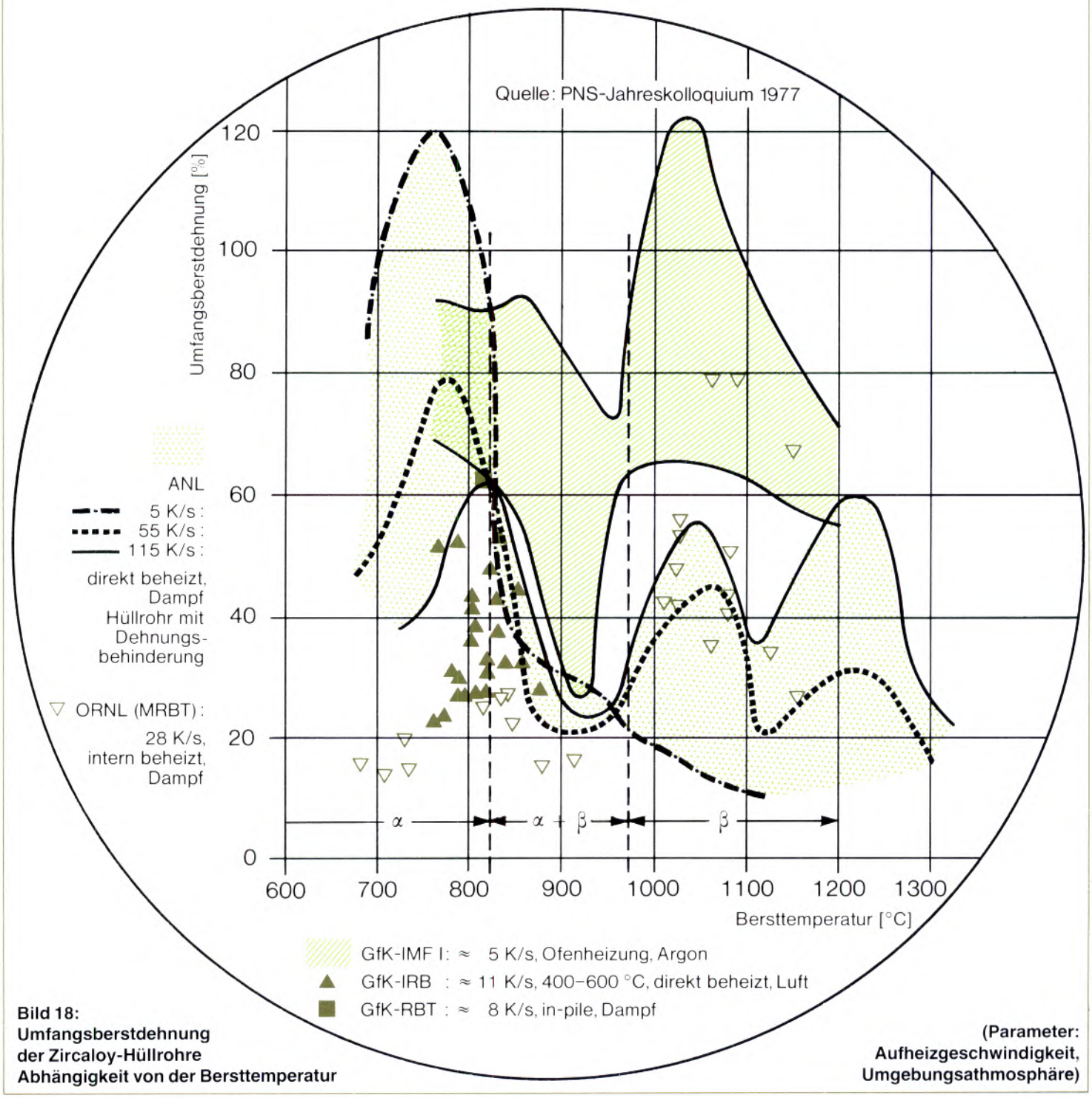


Bild 18:
Umfangsberstdehnung der Zircaloy-Hüllrohre Abhängigkeit von der Bersttemperatur

(Parameter: Aufheizgeschwindigkeit, Umgebungsathmosphäre)

Die auf das Hüllrohr einwirkenden Druck- und Temperaturbelastungen können große plastische Verformungen hervorrufen. Da sowohl die Oxidschicht als auch die sauerstoffangereicherte Schicht der α-Phase eine geringere Duktilität als die reine α- oder β-Phase besitzen, können sie die Verformung, nach Maßgabe ihrer Dicke, mehr oder weniger behindern. Zur Beurteilung der Auswirkungen der Eigenschaftsänderungen und des duktilen oder spröden Hüllrohrversagens im Kühlmittelverluststörfall müssen die Ergebnisse der Einzelstab- und Bündeluntersuchungen herangezogen werden.

Durch die Neutronenbestrahlung tritt Versprödung des Hüllrohrmaterials ein, die 0,2-Dehngrenze steigt stark an. Am Ende der Einsatzzeit der hochabgebrannten Brennstäbe kann die Bruchdehnung bis auf 3 % abgesunken sein.

Infolge der Temperaturtransiente im Kühlmittelverluststörfall wirkt sich die Neutronenversprödung nur geringfügig aus, da eine Ausheilung der Schäden während der Verweilzeit bei höheren Temperaturen stattfindet. Zur Beurteilung der Hüllrohrfestigkeit und -duktilität müssen die an bestrahlten Hüllrohren gemessenen Werte abhängig von Ausheilzeit und -temperatur herangezogen werden.

Die in verschiedenen Laboratorien durchgeführten Einzelstab- und Bündelversuche hatten im wesentlichen die Beantwortung folgender Fragen zum Ziel:

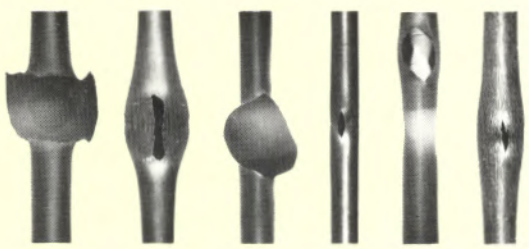
- Phänomenologische und quantitative Klärung der Zusammenhänge zwischen Temperatur, Innendruck und der Änderung der Umfangsdehnung für die Zircaloy-Hüllrohre;
- Bestimmung des Ausmaßes der thermischen und mechanischen Wirkungen der Nachbarschaft auf das integrale Brennstabverhalten;
- Ermittlung der Geometrie und des Ausmaßes zu erwartender Kühlkanalblockagen.

Im Rahmen eines BMI-Auftrages führt die GRS eine kritische Bewertung der Ergebnisse von Einzelstab- und Bündelversuchen hinsichtlich der oben erwähnten Gesichtspunkte durch.

Einzelstabuntersuchungen wurden von der Kraftwerk Union (KWU), vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL), im Rahmen des Programms Multi Rod Burst Test (MRBT) und vom Kernforschungszentrum Karlsruhe im Rahmen des Projekts Nukleare Sicherheit (PNS) durchgeführt. Da sich diese Versuchsanordnungen in wesentlichen Faktoren, wie Art der Aufheizung, Aufheizrate, Temperaturgradient, Abweichung von der spezifizierten Wandstärke und Simulation des Plenums, voneinander unterscheiden, ergeben sich zum Teil stark voneinander abweichende Ergebnisse.

Parameter

Hüllrohrtemperatur	ϑ [°C]	820	820	900	920	1130	1100
Innendruck	p [bar]	130	80	100	30	20	10
Umfangsberstdehnung	ε [%]	57	144	40	19	37	74
Aufheizgeschwindigkeit	$\dot{\vartheta}$ [K/s]	62	–	62	–	66	–



Quelle: KWU, Abschlußbericht zu RS 107

Bild 19:
Berstformen bei Einzelstabversuchen mit direkter Heizung

Bild 18 zeigt dies sehr deutlich am Beispiel der Umfangsberstdehnung von Zircaloy-4-Hüllrohrproben unter transienter Druck- und Temperaturbelastung, einer als Berstkriterium wichtigen Größe. Trotz der großen Streuung sind jedoch Einflüsse ordnender Parameter – wie Art der Heizung, Umgebungsatmosphäre, Aufheizgeschwindigkeit und Gefügezustand – erkennbar. Beispielsweise nimmt die Umfangsberstdehnung mit steigender Aufheizrate ab, ein Maximum der Berstdehnung läßt sich kurz vor der $\alpha \rightarrow \beta$-Umwandlung, bei ca. 800 °C und ein Minimum im $(\alpha + \beta)$-Gebiet, bei etwa 900 °C feststellen.
Untersuchungen zur Reduktion der erheblichen Streuung belegen, daß der Parameter »azimutale Temperaturdifferenz« jene wesentlich einzuengen gestattet. Je höher die Temperaturdifferenz ist, desto niedriger fallen die Umfangsberstdehnungen aus.

Typische Hüllrohraufblähungen und Bruchformen für verschiedene Parameterkombinationen zeigt **Bild 19**. Für die bei höheren Berstdrücken und niedrigeren -temperaturen stark klaffenden Berstöffnungen läßt sich eine geringere Kühlungsbeeinträchtigung nachweisen als für aufgeblähte, ungeborstene Hüllrohre. Im allgemeinen erstreckt sich die Aufblähung nur über eine kurze axiale Länge. Das Bersten wird an der Stelle der höchsten Hüllrohrtemperatur eingeleitet. Die Hüllrohrumfangsdehnungen aus den »out of pile«-Versuchen stimmen nach ersten Ergebnissen mit denjenigen der »in pile«-Untersuchungen gut überein.
Als vorläufiges Ergebnis der im Rahmen des PNS und im MRBT bis jetzt durchgeführten Bündelversuche ergaben sich für die vorhandenen Versuchsbedingungen geringere Hüllrohrdeformationen, die keine nennenswerten Kühlungsbeeinträchtigungen darstellten.
Im Rahmen in- und ausländischer Forschungsvorhaben wurden Belastungs- und Deformationsmodelle für Brennstoff und Hüllrohre entwickelt und in Rechenprogrammteile überführt, die inzwischen Eingang in komplexe Programmsysteme – wie SSYST und FRAP – zur Berechnung des transienten Brennstabverhaltens gefunden haben.

Das Programmsystem SSYST (**S**icherheits**syst**em) wurde im Auftrag des Projektes Nukleare Sicherheit entwickelt. Es besitzt einen eigenständigen Systemkern, der die Steuerung des Ablaufs der zur Beschreibung des Brennstabverhaltens notwendigen Folge von Berechnungsprogrammen (Moduln) und die Datenversorgung der nicht miteinander kommunizierenden Moduln mit Hilfe von Bibliotheken sicherstellt.
Ausgehend vom stationären Betriebszustand, wird während der Transiente beispielsweise die Hüllrohrdeformation zweidimensional in mehreren axialen Abschnitten schalentheoretisch berechnet. Neben dem relativ geringen elastischen und thermischen Anteil wird die Gesamtdeformation hauptsächlich durch Kriechen nach dem Nortonschen Ansatz bestimmt.
Das Programm FRAP-T (**F**uel **R**od **A**nalysis **P**rogram-**T**ransient) berechnet das Verhalten eines Brennstabes im Kühlmittelverluststörfall, ausgehend von den mit FRAP-S (**s**tationär) ermittelten Kreislauf- und Brennstabdaten.
Im Gegensatz zu SSYST besteht der Code FRAP aus miteinander verbundenen und kommunizierenden Unterprogrammen, ist also nicht modular aufgebaut. Die Datenversorgung erfolgt über die Bibliothek MATPRO (**Mat**erial **Pro**perties), die alle benötigten Stoffwerte des Brennstoffs, der Spaltprodukte und des Hüllrohrmaterials bereitstellt.
Die in diesen beiden Codes verwendeten Modelle zur Beschreibung der Belastung und der Deformation des Hüllrohrs werden hinsichtlich ihrer analytischen Ansätze, Voraussetzungen und Randbedingungen von der GRS miteinander verglichen und insbesondere darauf geprüft, ob sie prinzipiell die in der Realität auftretenden großen inelastischen Hüllrohrdeformationen beschreiben können bzw. ausreichend konservative Ansätze bieten, um verläßliche Aussagen für die Begutachtung im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren zu erbringen.

3.6 Neue Perspektiven: Analyse der Brennstab-aufheizung

Bei der Beurteilung der Wirksamkeit der Kernnotkühlung von Druckwasserreaktor-Anlagen ist die Frage zu beantworten, ob für den Kern nach einem Kühlmittelverlust-unfall seine langfristige Kühlbarkeit gewährleistet ist und ob die Notkühlsysteme in der Lage sind, den Kern nach Überschreiten des Temperaturmaximums auf niedrige Temperaturen abzukühlen. Die zur Zeit verfügbaren Rechenmethoden erlauben mit Sicherheit konservative Abschätzungen, sind jedoch noch nicht so ausgereift, um eine exakte Vorhersage des Unfallablaufs zu gestatten.
Die maximal zu erwartende Hüllrohrtemperatur wird errechnet unter Verwendung einer Vielzahl von Einflußgrößen, die ein gewisses Unsicherheitsband haben und so zu einer Vielzahl möglicher Temperaturverläufe führen. Bei der Analyse wird in der heutigen Praxis die Temperatur ermittelt, die im ungünstigsten Fall von den Brennstäben erreicht werden kann. Diese Temperatur wird dann als ein Maß für die Störfallkonsequenzen herangezogen. Dieses Verfahren ergibt jedoch nur geringen Aufschluß über den Zustand des Kerns nach dem Unfall und seine langfristige Kühlbarkeit. Das Verfahren ist zu grob, wenn es darum geht, das Ausmaß an Brennstabschäden in befriedigender Weise zu quantifizieren. Hier ist sowohl eine Aussage über die Verteilung der Temperatur in Abhängigkeit von den Leistungsfaktoren erforderlich, als auch eine Aussage über die Wahrscheinlichkeit, mit der diese Temperaturen erreicht werden.

Für vorgegebene Ausfälle von Notkühlteilsystemen hat nun diese Wahrscheinlichkeit, mit der ein vorgegebener Grenzwert überschritten wird und somit nach Definition Kernschmelzen zu erwarten ist, direkten Einfluß auf die Eintrittswahrscheinlichkeit der Unfallauswirkungen. Bei den in Genehmigungsverfahren unterstellten Systemausfällen ist dieser Wert nahezu oder gleich Null. Bei weitergehenden Betrachtungen mit zusätzlich angenommenen Systemausfällen ist nur mit diesen im folgenden vorgeschlagenen oder ähnlichen Methoden zu einem Kriterium für mögliches Kernschmelzen und seine Eintrittswahrscheinlichkeit zu kommen.

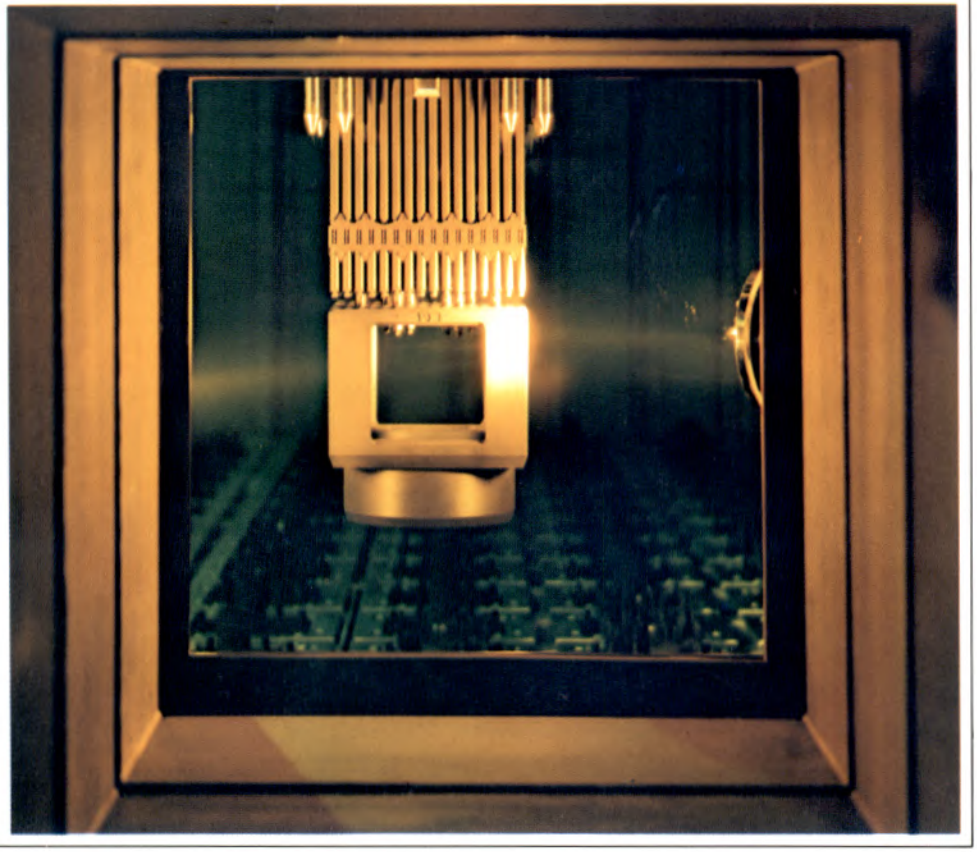


Bild 20:
Unterer Teil eines Druckwasserreaktor-Brennelements

Für einen typischen Druckwasserreaktor deutscher Bauart wurde für einen 2-F-Bruch im kalten Strang eine wahrscheinlichkeitsbehaftete Temperaturanalyse durchgeführt. Aus vorgegebenen Toleranzbändern von Einflußgrößen, die die Hüllrohrtemperatur bestimmen, ergab sich durch Anwendung statistischer Methoden eine Aussage über die Wahrscheinlichkeit, mit der eine bestimmte Temperatur zu erwarten ist. Es wurden insgesamt 14 Einflußgrößen untersucht (DNB-Verzugszeit, Überlastfaktor, Nachwärmeleistung, Metall-Wasser-Reaktion, oxidschichtige Wärmeübergangszahlen für 3 Unfallphasen, Spaltwärmeübergangszahl, 3 Stoffwerte, Hüllrohraußendurchmesser) (**Bild 21**).
Bei einem vorgegebenen Leistungsfaktor von 2,5 wurde ermittelt, daß eine Temperatur von 1200 °C mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 10^{-5} überschritten wird.

Diese Aussage gilt jedoch nur für die Voraussetzung, daß die Brennstabhüllen keine plastischen Verformungen erfahren. Über das Ausmaß möglicher Kernzerstörungen gibt diese Zahl keine Auskunft. Durch die wahrscheinlichkeitsbehaftete Temperaturanalyse ergibt sich für die Heißstabanalyse statt diskreter Temperaturen (»konservativ« oder »realistisch«) ein Temperaturbereich, dem Wahrscheinlichkeiten zugeordnet sind. Die ohne Hüllrohrdehnungen ermittelte Temperatur mit der höchsten Eintrittswahrscheinlichkeit liegt im Bereich von 850 bis 875 °C. Mit den gleichen Voraussetzungen wurde untersucht, welche Anteile von Stäben gemäß ihrem Leistungsfaktor in welche Temperaturbereiche fallen (**Bild 22**).

Durch plastische Hüllrohrdehnungen sind Kühlkanalverengungen zu erwarten, die den Kerndurchsatz und die Wärmeübergangszahlen verringern und so zu einem insgesamt höheren Temperaturniveau führen können. Zur Berücksichtigung dieser Dehnungen wurde ein Dehnungsmodell entwickelt, das eine Reihe von Einflußgrößen enthält, die auch einer statistischen Bewertung unterzogen wurden. Die Ergebnisse zeigten einen Beginn plastischer Dehnungen im Temperaturbereich von 700 bis 800 °C (**Bild 23**).

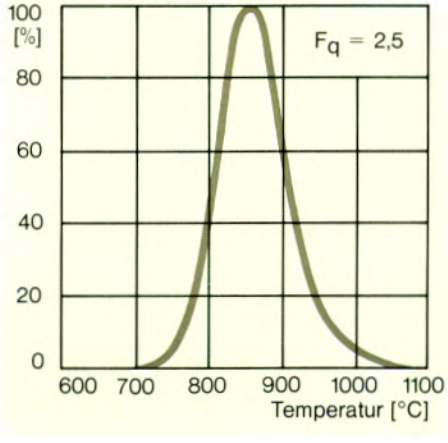


Bild 21:
Relative Eintrittswahrscheinlichkeit der maximalen Hüllrohrtemperatur

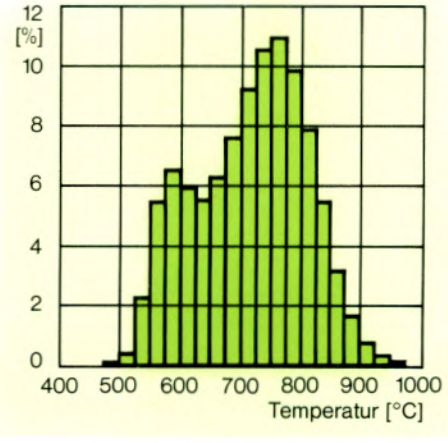


Bild 22:
Anteil der Brennstäbe im Kern als Funktion ihrer wahrscheinlichsten Hüllrohrtemperatur

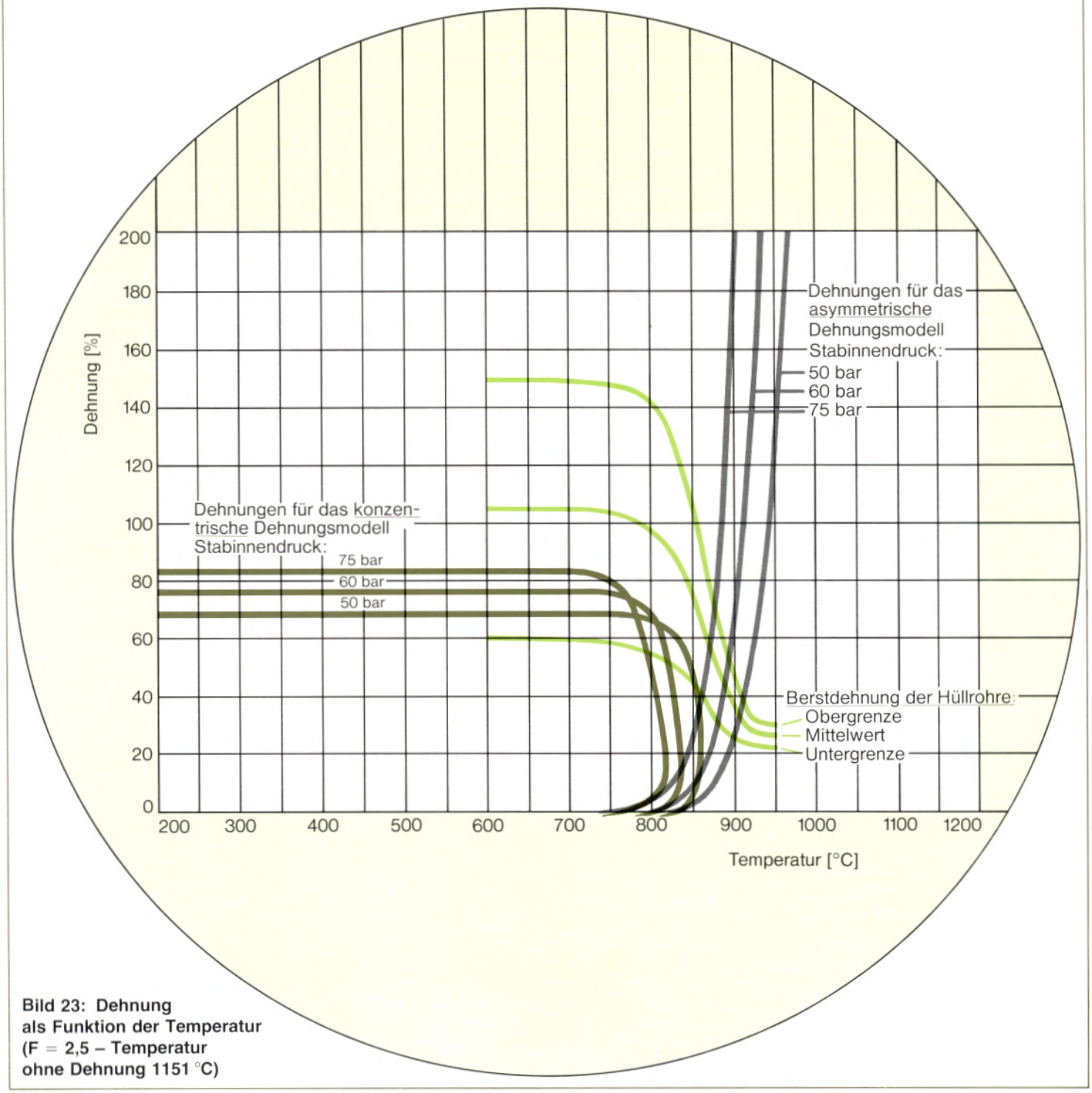


Bild 23: Dehnung als Funktion der Temperatur (F = 2,5 – Temperatur ohne Dehnung 1151 °C)

Die Untersuchungen für den Einzelstab mit dem Dehnungsmodell zeigten, daß unterhalb einer Temperatur von 725 °C keine Hüllrohrdehnungen zu erwarten sind. Es ist damit zu rechnen, daß die Stäbe, die 900 °C erreichen, geborsten sind. Von ihnen bersten dabei jeweils 50 % durch Überschreiten der Berstdehnung, 50 % durch Kontakt mit Nachbarstäben (**Bild 24**).

Der größte Teil der errechneten maximalen Dehnungen lag unterhalb 35 %. Die Hüllrohrtemperatur beim Bersten der Hüllen weist ein Maximum zwischen 800 und 825 °C auf (**Bild 25**). Die höchsten ermittelten Temperaturen lagen unterhalb 950 °C. Erste »In pile«-Experimente an einem nicht vorbestrahlten Stab zeigten ein Bersten bei 810 °C bei einem Innendruck von 50 bar und eine maximale Dehnung von 62 %. Bei der Auswertung der Ergebnisse des Dehnungsmodells für den gesamten Kern ergab sich, daß 25 % der Stäbe bersten, davon jeweils die Hälfte durch Überschreiten der Berstdehnung und durch Kontakt mit Nachbarstäben. 55 % der Stäbe erwiesen sich als gar nicht oder nur geringfügig gedehnt. Dehnungen oberhalb 35 % wurden nur mit einer geringen Wahrscheinlichkeit beobachtet. Im Mittel wurde eine Dehnung von etwa 10 % für den ganzen Kern ermittelt.

Ausgehend von den errechneten Dehnungen, wurde die dadurch verursachte Kühlkanalverengung errechnet und die maximal mögliche Durchsatzreduktion ermittelt. Der reduzierte Durchsatz betrug 84,6 %, was sich in einer Reduktion der Wärmeübergangszahl in der Flutphase, wo diese Dehnungen auftraten, auf rund 87 % auswirken würde.

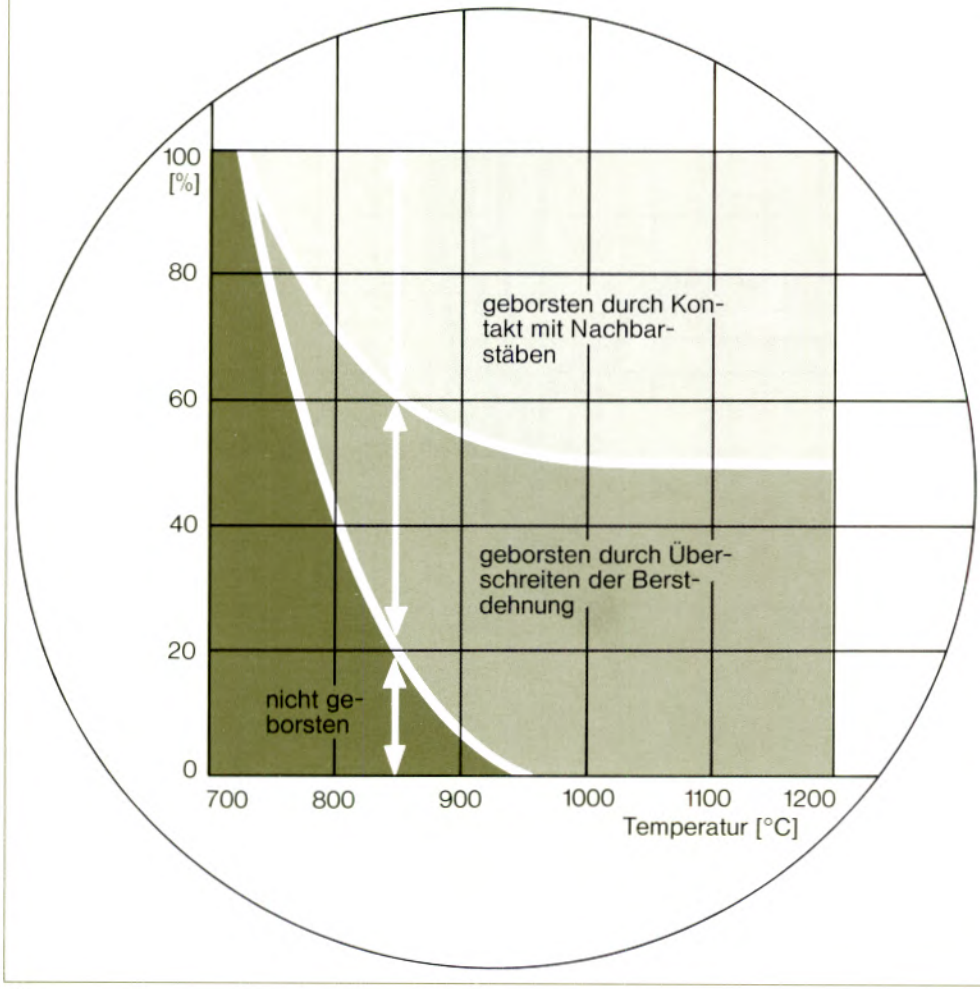
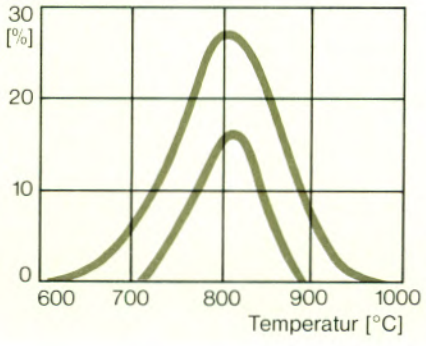


Bild 24:
Anteil der geborstenen Stäbe in Abhängigkeit der ohne Dehnung ermittelten Maximaltemperatur

Bild 25:
Eintrittswahrscheinlichkeit der beim Bersten vorliegenden Hüllrohrtemperatur (Streuband)



3.7 Schadensfrüherkennung durch Schwingungs-, Lose-Teile- und Leckageüberwachung

Die Überwachung der Primärsysteme von Kernkraftwerken hat in den letzten Jahren eine rapide Entwicklung genommen. Überwachungssysteme zur Schadensfrüherkennung mit Hilfe der sog. Rausch- bzw. Geräuschanalyse (Noise Analysis) sichern in zunehmendem Maß die Verfügbarkeit und die Funktionstüchtigkeit von Kernkraftwerken. Diese Entwicklung wurde noch verstärkt durch das Auftreten von Schäden an Komponenten des Primärkreises und die daraus resultierenden erhöhten Anforderungen der Aufsichtsbehörden. Der Entwicklung und Verbesserung von Methoden zur Schadensfrüherkennung, insbesondere der Schwingungs-, Lose-Teile- und Leckageüberwachung, wurde von seiten der GRS eine wesentliche Bedeutung zugemessen.

Schwingungsüberwachungssystem
Bei der Entwicklung von Methoden zur Überwachung des Schwingungsverhaltens von Reaktoreinbauten und Kühlkreislaufkomponenten besteht die wesentliche Aufgabe darin, für die Signale von Meßfühlern, die aus betrieblichen und sicherheitstechnischen Gründen außerhalb der druckführenden Umschließung an zum Teil entfernten Systempunkten angebracht sind (Absolut- und Relativschwingwege), oder von Meßfühlern, die Schwingungsinformationen über sekundäre Meßeffekte bereitstellen (Neutronenflußrauschen, Druckfluktuationen), theoretische Modelle der beobachteten physikalischen Prozesse zu entwickeln, die eine Interpretation der komplexen Signalzusammensetzung ermöglichen und somit beim Auftreten charakteristischer Veränderungen der Kennfunktionen einen Rückschluß auf Änderungen von Strukturparametern oder Anregekräften erlauben. Bei der Modellentwicklung für Druckwasserreaktoren haben sich gemäß den auftretenden Hauptschwingungsformen Pendel- und Vertikalschwingungsmodelle bewährt, die durch Annahme sinusförmig über den Umfang verteilter Federn in der Lage sind, auch asymmetrische Druckbehälteraufhängungen auf Grund ungleich langer Rohrleitungen bzw. der Tragpratzenabstützung auf eine Kastendecke nachzubilden. Ferner erfordern kompakte Primärkreissysteme die Integration der Komponenten Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpen gemeinsam mit dem Druckbehälter, seinen Einbauten und den Hauptkühlmittelleitungen in ein Schwingungsmodell. Auch hierbei wurde die Starrkörpermethode gewählt, wobei allerdings für die Berechnung der Ersatzfederkonstanten der Rohrleitungen ein Finite-Elemente-Programmsystem eingesetzt werden mußte. Für die Anwendung dieser Modellentwicklungen zur Überwachung sind Kenntnisse der Struktureigenfrequenzen und der unterschiedlichen Schwingungsanregungen notwendig. Sie werden durch die Analyse von Kennwert- und Vorinbetriebnahmemessungen gewonnen. Die Anregungsfunktionen erwiesen sich als Überlagerung von Druckkräften, erzeugt vom örtlichen Strömungsrauschen, periodischen Druckfluktuationen der Kühlmittelpumpen, stehenden Wellen und fluidelastischen Rückkopplungseffekten. Ferner wirken auf das Primärkreissystem die mechanisch-gekoppelten Restunwuchten der laufenden Hauptkühlmittelpumpen.
Mit Hilfe der Modellrechnungen und der verfügbaren Schwingungssignale konnte beispielsweise bei den von der Prototypanlage eines Schwingungsüberwachungssystems im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) erhaltenen Spektren eine nahezu lückenlose Interpretation erreicht werden. Die Relativschwingwegspektren erlauben im Zusammenhang mit Absolutschwingwegspektren die Zuordnung der Eigenfrequenzen des gekoppelten Schwingungssystems »Reaktordruckbehälter – Kernbehälter – Oberes Kerngerüst – Kern-Schemel – Hauptkühlmittelpumpen – Dampferzeuger«. Hierbei werden sowohl Pendelschwingungsformen um zwei räumlich versetzte Achsen, als auch Vertikalschwingungen betrachtet. Hinzu kommen Biegeschwingungen der Hauptkühlmittelleitungen.
In den Druckspektren wurden Stehwellenfelder in Eintritts- und Austrittsrohrleitungen bestimmt und der Nachweis für fluidelastische Rückkopplung bei Schalen- und Pendelschwingungen des Kernbehälters auf den Druck in der Eintrittsleitung geführt. Fortschreitende und stehende Wellen in geschlossenen Reaktorsystemen mit veränderlichen Querschnitten wurden ermittelt durch Berechnung des komplexen Reflexionskoeffizienten bei Wellenreflexion an schwingenden Reaktoreinbauten. In den Neutronenflußspektren konnten neben den Starrkörper-Pendelbewegungen nun auch Schalenschwingungen und Brennelement-Biegeschwingungen nachgewiesen werden. Die Übertragbarkeit auf andere Reaktoranlagen wurde gezeigt.

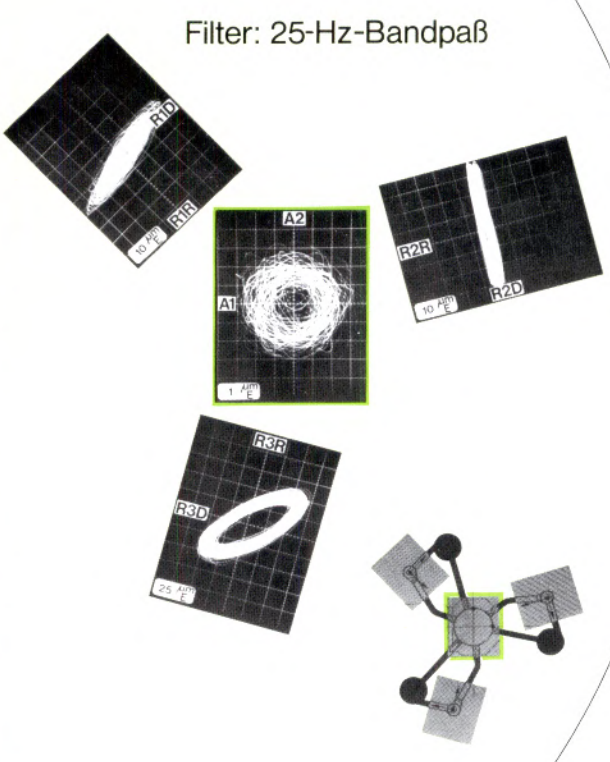


Bild 26:
Kurzzeitanalysen der durch Restunwuchten der laufenden Hauptkühlmittelpumpen erzeugten Schwingungen des Reaktordruckbehälters

Die **Bilder 26** und **27** umreißen die zentrale Problematik derartiger indirekter Meßverfahren, die darin besteht, aus einem integralen Signalangebot die relevante Schwingungsformation zu separieren.
Bild 26 zeigt die Kurzzeitanalysen der durch Restunwuchten der laufenden Hauptkühlmittelpumpen erzeugten Pendel-/Taumelschwingungen des Reaktordruckbehälters bei Pumpenfrequenz von 25 Hertz. Die Bildfolge der Lissajous-Darstellungen von zwei Absolutschwingwegen (Meßpositionen A 2 und A 3 am Druckbehälterdeckel, Belichtungszeit 4 Sekunden, Bildabstand 1 Minute) zeigt die zeitlich konstante Änderung der Schwingungsrichtung von A–A über B–B und eine Taumelschwingung zurück zum Anfangszustand A–A.
Für einen beliebig gewählten Zeitpunkt ist ferner die räumliche Zuordnung des Schwingungsverhaltens des Druckbehälters und der drei Kühlmittelpumpen (repräsentiert durch Relativschwingwegsignale R1D, R1R, . . .R3D, R3R an den Pumpeneinlaufkrümmern) im Primärkreisgrundriß dargestellt. Die Richtungen und Amplituden der Pumpenschwingungen sind zeitlich konstant. Wie nachgewiesen werden konnte, sind durch Drehzahldifferenzen der Hauptkühlmittelpumpen erzeugte Schwebungseffekte Ursache für eine zeitlich konstante Änderung der Anregungsrichtung und somit auch Änderung der Schwingungsrichtung des Reaktordruckbehälters.

Bild 27 gibt das Brennelement-Schwingungsverhalten in Abhängigkeit von der Kernreisezeit wieder (Langzeitverhalten): Vergleich von fünf Messungen des ersten Brennelementzyklus (schwarze Kurven bzw. grauer Bereich) mit einer Messung zu Beginn des zweiten Zyklus (rote Kurve). Auffällig ist die Änderung im Leistungsdichtespektrum bei 5 Hz, der Biegeeigenfrequenz der Brennelemente. Dieser Effekt ist mechanisch bedingt und auf eine Änderung der Kopplungsbedingungen zwischen Brennstäben, Abstandshaltern und dem Brennelementskelett zurückzuführen. Die dadurch verringerte Biegesteifigkeit der Brennelemente bewirkt das Absinken der Eigenfrequenz unter gleichzeitiger Vergrößerung der Schwingungsamplitude. Durch den partiellen Austausch der Brennelemente wiederholt sich dieser Trend im zweiten Brennelementzyklus mit neuen Anfangsbedingungen.

Lose-Teile-Überwachung
Die Erfahrungen in Kernkraftwerken haben gezeigt, daß insbesondere bei der Inbetriebnahme und nach einem Brennelementwechsel das Vorhandensein oder Auftreten von losen Teilen in Kühlsystemen von Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR, SWR) nicht auszuschließen ist. Wenn auch lose Teile meist kein unmittelbares sicherheitstechnisches Problem darstellen, so können jedoch schon bei relativ kurzer »Verweilzeit« solche Teile dadurch, daß sie vom Kühlmittelstrom mitgerissen werden und zum Anschlagen an die druckführende Umschließung oder Einbauten führen können, Schäden an Komponenten hervorrufen, die u. U. zu aufwendigen und zeitraubenden Reparaturen führen.

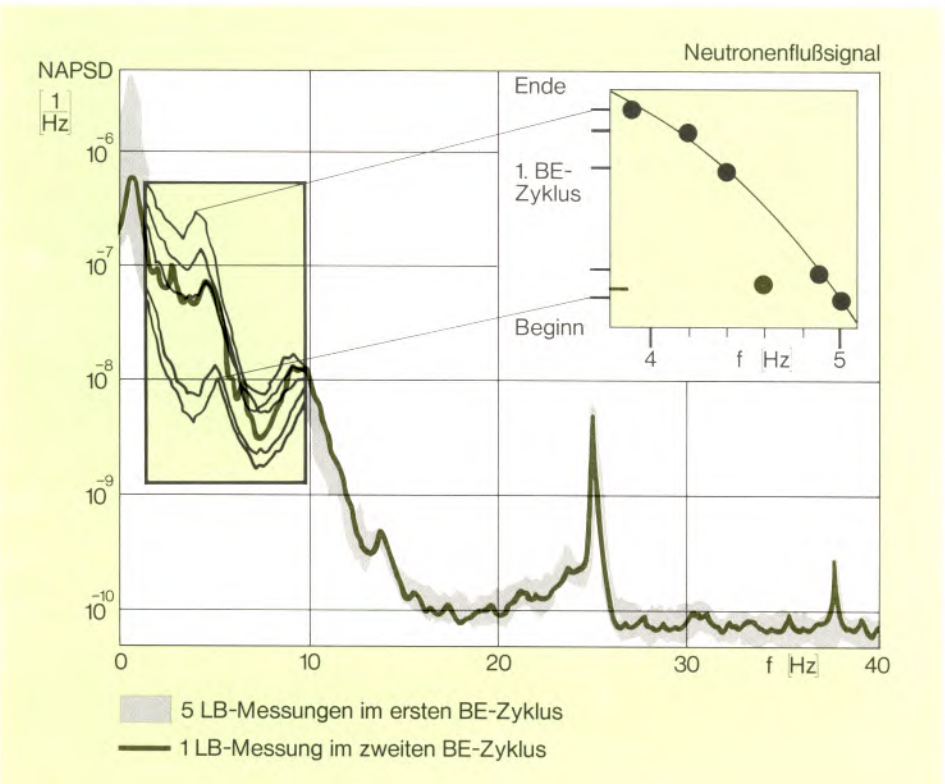
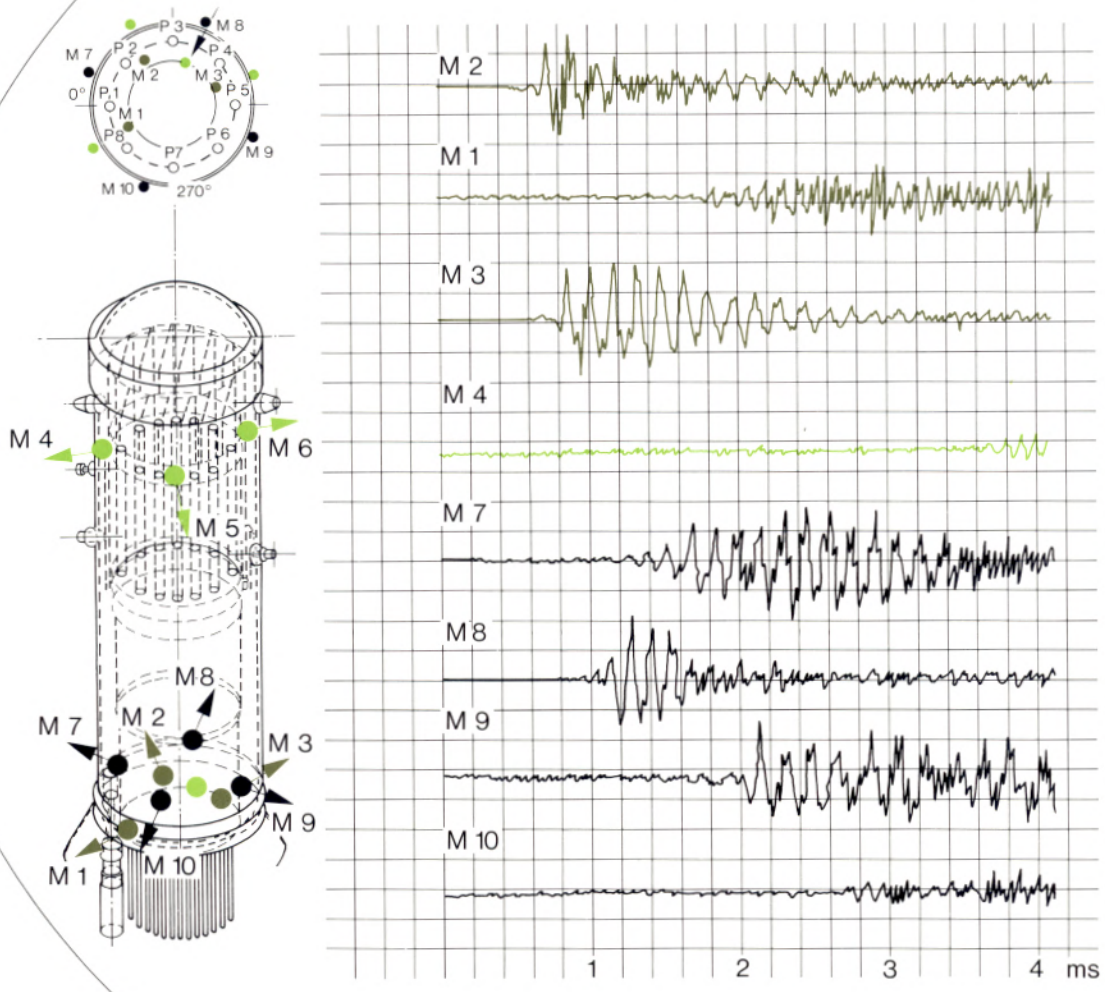


Bild 27:
Brennelement-Schwingungsverhalten in Abhängigkeit von der Kernreisezeit

Schadensbegrenzung, Vermeidung von Folgeschäden und Minderung schadensbedingter Ausfallzeiten, d.h., allgemeine Erhöhung der Betriebssicherheit und Verbesserung der Anlagenverfügbarkeit sind neben der Reduzierung der Strahlenbelastung des Reparaturpersonals die wesentlichen Beweggründe für Betreiber und Hersteller zur Einrichtung derartiger Überwachungssysteme. In der Bundesrepublik Deutschland wird gegenwärtig in jedem Kernkraftwerk während der Inbetriebnahme – bei den meisten auch darüber hinaus – ein »Lose-Teile-Monitoring-System« installiert. Lose Teile müssen zur Vermeidung oder Minderung von Folgeschäden möglichst frühzeitig erkannt werden. Daraus resultiert die Forderung nach einer kontinuierlichen Überwachung des Kühlsystems. In vielen Fällen genügt es, die geeignet aufbereiteten und gefilterten Körperschallsignale auf das Überschreiten festgesetzter Pegel zu überwachen. Eine Alarmmeldung dieses Systems veranlaßt den Operateur, eine akustische Überprüfung und gegebenenfalls eine detaillierte Analyse der Körperschallsignale vorzunehmen, die darauf abzielt, aus den Burstformen, d.h. den charakteristischen Impulsspitzen und Laufzeitdifferenzen in verschiedenen Meßkanälen unter Verwendung vorausberechneter Hyperbelabwicklungen eine Lokalisierung des Ortes der Schalleinleitung in die Struktur zu erreichen.

Bei der Lokalisierung und Fehleridentifizierung spielt die Kenntnis der Schallausbreitungsbedingungen, die von der Strukturform, den Struktureigenschaften und der Geberkonfiguration abhängen, eine wesentliche Rolle. Anschlagversuche mit einem kalibrierten Impulshammer während der nichtnuklearen Inbetriebnahmeversuche liefern – neben dem Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems – die für die Burstbeurteilung und Laufzeitermittlung wichtigen Referenzwerte. Um auch während des Betriebes auftretende Veränderungen in den Meßketten feststellen zu können, sind die Meßkanäle mit einem Testsignal kalibrierbar. Außerdem werden in bestimmten Abständen Referenzmessungen vorgenommen, bei denen durch Spektraluntersuchungen Veränderungen in der Geberanbringung festgestellt werden können. Diese Referenzmessungen dienen ferner der Erkennung langfristiger Veränderungen der Schallmuster, d.h. Veränderungen der Hintergrundgeräusche oder schadensbedingter, aber nicht durch Anschläge verursachter Schallpegeländerungen (z.B. Lockerungen). Die Frage nach den Grenzen der Nachweisbarkeit loser Teile wird u.a. wesentlich durch den jeweiligen Hintergrundgeräuschpegel bestimmt. Durch geeignete Bandpaßfilter, deren endgültige Grenzfrequenzen vor Ort den vorhandenen spezifischen Verhältnissen angepaßt werden, wird dieser Signalanteil klein gehalten. Die Erfahrungen in den bisher ausgerüsteten Kernkraftwerken zeigen, daß die Hintergrundgeräusche zwar nicht amplitudenmäßig, wohl aber in ihrer spektralen Zusammensetzung innerhalb des gleichen Reaktortyps durchaus vergleichbar sind, zwischen DWR und SWR erwartungsgemäß jedoch Unterschiede bestehen. Beim SWR spielen z.B. die von den Kühlmittelumwälzpumpen erzeugten Störgeräusche eine geringere Rolle, dagegen treten störende Pfeifgeräusche infolge der Dampfströmung durch die wasserabscheidenden Zyklonen auf. Allgemein kann gesagt werden, daß die Hintergrundgeräusche in ihren Beschleunigungs-Maximalamplituden deutlich unterhalb von 10 m/s^2 gehalten werden können, wobei sie beim SWR abgeflachter als beim DWR sind, bei dem betriebsbedingte burstähnliche Anteile überlagert sein können.
In diesem Zusammenhang ist die generelle Problematik einer vollständig automatischen Überwachung anzusprechen. Es hat sich gezeigt, daß wegen der stochastischen Eigenschaften der Hintergrundgeräusche der Pegelschwellwert so eingestellt werden muß, daß kleinere Schallmusteränderungen nicht zur Anzeige gebracht werden. Das menschliche Ohr hingegen ist äußerst selektiv, so daß derartige kleine Änderungen subjektiv dennoch sehr deutlich erkannt werden können. Als Ergänzung zur automatischen Pegelüberwachung wird daher vom Wartenpersonal in festen Zeitabständen eine subjektive Bewertung der aktuellen Schallmuster durch Abhören durchgeführt. Die Möglichkeit der unmittelbaren Beurteilung durch den Menschen ist ein großer Vorteil dieser im akustischen Frequenzbereich arbeitenden Systeme gegenüber den hochfrequenten »Schallemissionssystemen«.
Bild 28 zeigt die unterschiedlichen Körperschalllaufzeiten vom Anschlagort zu den einzelnen Meßstellen (Eichanschlagversuche an der Kugelkalotte – Körperschallmessung Kernkraftwerk Brunsbüttel).

Bild 28: Unterschiedliche Körperschall-laufzeiten vom Anschlagort zu den einzelnen Meßstellen



Leckageüberwachung

Es ist bekannt, daß Leckagen als »Nebenprodukt« von Rißgeschrei-Messungen nachgewiesen worden sind. Ähnliche Erfahrungen haben sich in der Bundesrepublik Deutschland mit Körperschallmeßsystemen ergeben und gezeigt, daß es grundsätzlich möglich sein sollte, Leckagen auch im niederfrequenten Bereich nachzuweisen. Die Diskussionen über den optimalen Frequenzbereich sind bis jetzt noch nicht beendet. Zu dieser Problematik wurde ein systematisches Forschungsprogramm in der Bundesrepublik Deutschland begonnen, das die Entwicklung eines Leckage-Überwachungssystems auf akustischer Basis zum Ziel hat.

Wenn akustische Überwachungsmethoden mit piezo-elektrischen Aufnehmern benutzt werden, ist die Information über die Art und Größe eines Lecks hauptsächlich in den Amplituden oder Mittel-(Effektiv)-Werten und/oder den Frequenzspektren der Signale enthalten. Diese Werte hängen ab von der Leckrate, der Geometrie bzw. der Art des Lecks, den Parametern des Mediums und vom Abstand zwischen Leck und Aufnehmer.

Um grundlegende Informationen über die Einflüsse auf Parameter zu erhalten, wurden systematische Messungen in verschiedenen Frequenzbereichen und mit verschiedenen Lecks durchgeführt und miteinander verglichen. Diese Versuche sind noch nicht abgeschlossen. Erste, noch nicht zu verallgemeinernde Ergebnisse zeigen, daß der Effektivwert angenähert proportional zur Leckrate ansteigt und mit dem Abstand zwischen Aufnehmer und Leck abnimmt.

Wesentliche, noch zu bearbeitende Fragestellungen schließen weitere Untersuchungen mit verschiedenen Aufnehmertypen an DWR und SWR ein, weiterhin Messungen, die die Ausbreitung des Geräusches in realen Reaktorkühlkreisstrukturen erfassen, sowie die Aufnahme von Geräuschmustern an signifikanten Meßpositionen am Kühlkreis und die Auswahl eines optimalen Frequenzbereichs.

Ausblick

Grundsätzlich gilt für alle Systeme, daß noch Erfahrungen über das Langzeitverhalten von Signalen und/oder den die Anlage charakterisierenden Parametern gesammelt werden müssen. Die dabei sich ergebenden Informationsmuster erlauben einen weitgehenden Vergleich mit Aussagen über anlagenspezifische und nichtanlagenspezifische Ursachen.

Die Möglichkeiten der Vereinheitlichung der verschiedenen Überwachungssysteme werden derzeit untersucht. Dabei wird der Einsatz von Mikroprozessoren mit Standardfunktionen zur Datenreduktion erforderlich. Datenakquisition, Datenkorrelation und Schadensablaufanalyse erfolgen mit Unterstützung eines Zentralrechners. Daneben ist eine Verfeinerung auf der Modellseite vorgesehen; dies gilt sowohl für Strukturmodelle, als auch für Struktur-Anregungsmodelle. Zusammen mit Sensibilitäts- und Parameterstudien ist unter Einschluß von Methoden der Mustererkennung, der Systemidentifikation und Selbstlern-Codes das Ziel eine verbesserte Interpretation der Spektren und die Bestimmung der absoluten Änderungen relevanter Meßgrößen. Ergebnisse dieser Untersuchungen bilden die Grundlage für eine automatische Überwachung im Hinblick auf ein adaptives Diagnosesystem.

3.8 Analyse von PEARL-Prozeßdatenprogrammen

In der Kernkraftwerkstechnik war der Einsatz von Software-Systemen insbesondere für sicherheitsrelevante Aufgaben bisher problematisch. In vielen Fällen kann für prozeßbezogene Programme, die in herkömmlichen Programmsprachen, wie Assembler oder Fortran, geschrieben sind, von den Benutzern und Gutachtern nur schwer beurteilt werden, ob diese den Anforderungen bezüglich Vollständigkeit und Fehlerfreiheit genügen. Dies liegt vor allem an der mangelnden Übersichtlichkeit dieser Sprachen, die allen nicht unmittelbar an der Programmentwicklung Beteiligten den Zugang erheblich erschwert. Die Abnahmebehörden haben bisher festverdrahtete und damit bezüglich Änderungen und Verbesserungen äußerst unflexible Systeme bevorzugt.
Seit etwa 5 Jahren zeichnet sich im Bereich der Prozeßdatenverarbeitung jedoch eine deutliche Wende ab, da eine maschinenunabhängige Programmiersprache, nämlich PEARL, entwickelt wurde. Auch für diese sehr übersichtliche Sprache ist die grundsätzliche Problematik ihrer Zuverlässigkeitsbeurteilung natürlich gegeben. Daher entwickelt die GRS einen Analysator, der die für die Genehmigung entscheidende Aufgabe hat, die Fehlerfreiheit von PEARL-Programmen nachzuweisen.

Beurteilung von PEARL-Programmen
Der Nachweis der Brauchbarkeit eines Prozeßrechnersystems muß mit den Mitteln der Analyse und mit den Mitteln des probeweisen praktischen Einsatzes, z. B. im Rahmen eines Demonstrationsversuches, wie sie am »Halden Reactor Project« der OECD denkbar wären, geführt werden. Der von der GRS zu entwickelnde automatische Analysator soll Zuverlässigkeitsaussagen über die Güte von verschiedenen PEARL-Programmen erlauben. Dies korrespondiert zu der einfachen Übertragbarkeit von in PEARL formulierten Problemen auf unterschiedliche oder sich im Laufe der Zeit ändernde Reaktoranlagen und Hardware-Konfigurationen der Rechner.

Die Grundbedingung einer klaren und übersichtlichen Darstellung sowie guten Lesbarkeit jedes Programmabschnitts, die es sogar einem Fachfremden erlaubt, intuitiv die Bedeutung des Programms zu erfassen, ist durch die Benutzung der neuen Sprache erfüllt. **Bild 29** zeigt eine Reihe von Statements, die z. B. in Prozeß-Fortran zum Teil je etwa 10 bis 15 Einzelstatements erfordern würden. Ein daraus resultierendes Gesamtprogramm wäre nur schwer prüffähig. Bei Benutzung von PEARL sind zudem signifikante Einsparungen (bis zu 70 %) in der Programmierzeit möglich.

Bild 29:
Darstellung PEARL-Programmabschnitt

Die für die Prozeßsteuerung wesentlichen Echtzeitprobleme müssen zuverlässig und überschaubar gelöst werden. **Bild 29** hat einen Eindruck vermittelt, wie sehr PEARL dies gewährleistet. Das Programmsystem wird zu diesem Zweck in eine Reihe von Untersystemen (sog. Tasks) zerlegt, von denen jedes spontan auf die Ereignisse des Prozesses reagieren kann. Die Untersysteme laufen quasi parallel (ein Zentralprozessor) bzw. echt parallel (mehrere Prozessoren) ab, tauschen Daten aus, starten sich gegenseitig, halten andere Systeme an, warten auf andere Systeme oder laufen in einer vorher festgelegten zeitlichen Reihenfolge ab.
Die Programmbeurteilung macht sich dabei zunutze, daß die Synchronisation des globalen Datenzugriffs zwischen den einzelnen Tasks durch Verwendung von speziellen Semaphorvariablen komfortable Programmiermöglichkeiten bietet. Die Ähnlichkeit mit der natürlichen Sprache eröffnet der Programmanalyse eine bisher unbekannte Durchsicht.

Einsatzmöglichkeiten von PEARL
Vordringliches Ziel der Anwendung eines in PEARL formulierten und durch den automatischen Analysator kontrollierten Problems ist zunächst die Störungsanalyse. Die GRS entwickelt unabhängig von den oben geschilderten Arbeiten ein Störungsanalysensystem für Kernkraftwerke und will dabei auch PEARL einsetzen. Die Übertragbarkeit des Störungsanalysensystems wäre außer mit dieser Sprache noch durch die Verwendung von ISO-Standard Fortran gegeben. Jedoch ist dort der Sprachumfang für anspruchsvollere Probleme zu beschränkt.
Bisherige Realisierungen von leittechnischen Konzepten sind in den bestehenden Kernkraftwerken durch die Verwendung von festverdrahteten Systemen gekennzeichnet. In PEARL formulierte und entsprechend geprüfte Programme können diese Inflexibilität auflösen. Dabei wird mit Hilfe des zum Programm gehörigen Systemteils die jeweils vorhandene Hardware-Konfiguration beschrieben. Die Kompatibilität des angestrebten, gegenüber vorher geänderten leittechnischen Konzeptes mit dem bestehenden System stellt das Programm softwaremäßig sicher. Das Austesten eines solchen neuen Systems bereitet unter Benutzung der von der GRS entwickelten Analyse- und Verifikationshilfen keine Schwierigkeiten.
Der Aufwand bei einer eventuellen Umstellung der Leittechnik auf PEARL-Programme wird dadurch besonders niedrig gehalten. Langfristig ist er gerechtfertigt, weil anschließend Systemkonfigurationen (u.a. Schnelldrucker, Analog-Digitalkonverter, Analog- und Digitalausgabegeräte, Rechner usw.) einfach und ohne Änderung des Problemteils in Programmen ausgewechselt, ergänzt oder angegliedert werden können. Auch dann wird sich der automatische Analysator bewähren.

3.9 Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen bei natrium- und gasgekühlten Reaktoren

Die Entwicklung von Konzepten für wiederkehrende Prüfungen bei Leichtwasserreaktoren hat teilweise zu Rückwirkungen auf die konstruktive Ausbildung einzelner Komponenten geführt. Für den Bereich des Primärkreises wurde inzwischen ein regelfähiges Stadium erreicht. Neuere Reaktortechnologien, wie die des schnellen natriumgekühlten Reaktors und des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors haben z. T. völlig unterschiedliche Konzeptionen. Entsprechend müssen auch unterschiedliche Prüfungen durchgeführt werden, um den spezifischen zu verhindernden Schadensmechanismen und den jeweiligen Prüfmöglichkeiten Rechnung zu tragen.

Um die Rolle der wiederkehrenden Prüfungen zu verstehen, muß vom höchsten Ziel, der Verhinderung oder sicheren Beherrschung von Störfällen, ausgegangen werden. Es gilt die Abweichung des Istzustandes des jeweiligen Bauteils vom Ausgangszustand, wie er in den Auslegungsbedingungen definiert sein muß, zu erkennen. Dazu dienen uns die Informationen aus der Betriebsinstrumentierung und -dokumentierung, den begleitenden Werkstoffprüfprogrammen und der wiederkehrenden Prüfung. Letztere ist daher ein Teilinstrument zur notwendigen Erfassung des Qualitätszustandes bei Normalbetrieb. Das Aufzeigen möglicher Schädigungen, hervorgerufen durch die Belastungen eines Störfalls, ist nicht die Aufgabe der wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen, sondern unabhängig davon die Aufgabe einer nach dem Störfall durchzuführenden Prüfung.

Bild 30:
Baustelle des 300-MW-Kernkraftwerks Kalkar mit schnellem, natriumgekühltem Brutreaktor

Um ein Gesamtkonzept für wiederkehrende Prüfungen bei fortschrittlichen Reaktorkonzepten erstellen zu können, hat der Bundesminister des Innern (BMI) die GRS beauftragt, eine entsprechende Studie zu erarbeiten. Sie soll als Grundlage für die Diskussion über wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen dienen, die im Rahmen der Kriterien- und Regelerstellung noch zu führen ist. In ihr wurde eine »Systematik wiederkehrender zerstörungsfreier Prüfungen für sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile« entwickelt, der die in **Bild 31** dargestellten Gedanken zugrunde liegen:

Die auf den jeweiligen Reaktortyp bezogene Störfallanalyse zeigt die Belastungen, denen das jeweilige Bauteil während eines der postulierten Auslegungsstörfälle gewachsen sein muß. Die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile werden so ausgezeichnet.

Gleichzeitig werden die Belastungen aus dem Normalbetrieb (z.B. Temperaturgradienten, Kräfte) betrachtet und daraus resultierende mögliche betriebliche Schadensmechanismen (z.B. hervorgerufen durch Wechselspannungen, Korrosion) erwogen.

Solche Bereiche und Komponenten sind wiederkehrend zu prüfen, bei denen die betrieblich möglichen Veränderungen den Istzustand entweder schon von dem für Normalbedingungen notwendigen Sollzustand oder von dem bei Überlagerung mit Störfallbelastungen zu fordernden Sollzustand entfernen könnten.

Aus der Kenntnis der zu prüfenden Bereiche und der möglichen Schadensmechanismen zeigt sich die zu suchende Fehlerart (Oberflächenrisse, interkristalline oder transkristalline Risse usw.).

Der Einsatz aus der Prüftechnik bekannter Verfahren muß unter folgenden Fragestellungen untersucht werden:

- ☐ Reicht die Aussagefähigkeit zur Zeit anwendbarer Prüfverfahren aus?
- ☐ Ist die Zugänglichkeit für den Einsatz eines bekannten Prüfverfahrens gegeben?

Werden erste und zweite Frage gleichzeitig mit Ja beantwortet, so können Umfang und zeitliche Reihenfolge durchzuführender Prüfungen in Abhängigkeit von der sicherheitstechnischen Bedeutung der einzelnen Komponente festgelegt werden.

Wird die Zugänglichkeit für z.Z. anwendbare Prüftechniken ebenso verneint wie die ausreichende Aussagefähigkeit, so muß überprüft werden, ob die dann entstehenden Probleme durch Neu- oder Weiterentwicklung von Prüfverfahren lösbar sind oder nicht. Besteht in absehbarer Zeit keine Lösungsmöglichkeit, kann entweder auf eine konstruktive Änderung – z.B. Verlegen einer Schweißnaht in einen prüfbaren Bereich – oder auf eine gesonderte Absicherung – z.B. höhere Sicherheitsfaktoren in der Festigkeitsrechnung oder verminderte Belastung im Betrieb des jeweiligen Bauteils – zurückgegriffen werden.

Sind beide Maßnahmen nicht durchführbar, ist ein periodisches Auswechseln der betroffenen Komponente mit anschließender Nachuntersuchung zu erwägen.

Sind bestehende Prüfprobleme dagegen in absehbarer Zeit durch Neu- oder Weiterentwicklung von Verfahren lösbar, so führt dieser Umweg dann schließlich auch zur Festlegung von Umfang und zeitlicher Reihenfolge durchzuführender Prüfungen in Abhängigkeit vom Grad der sicherheitstechnischen Bedeutung der einzelnen Komponente.

Die Ergebnisse der durchgeführten Prüfungen und ihre Bewertung anhand der Betriebsaufzeichnungen und der begleitenden Werkstoffprogramme geben Auskunft darüber, ob unzulässige Schädigungen eines Bauteils vorhanden sind oder nicht. Dies trifft sowohl für die Prüfungen zur Ermittlung von Schädigungen aus dem Normalbetrieb, als auch für die Sonderprüfung nach Störfällen an den betroffenen Komponenten zu. Werden keine unzulässigen Schädigungen festgestellt, so ist der erforderliche Integritätsnachweis für das Weiterfahren einer Anlage bis zur nächsten Prüfung erbracht. Dies gilt im Rahmen der Aussagegenauigkeit durchgeführter Prüfverfahren und des bestimmungsgemäßen Betriebs einer Anlage ohne Störfälle.

Die Feststellung von unzulässigen Schädigungen eines Bauteils führt zu der Frage, ob ein Ausbessern möglich ist. Ist eine Ausbesserung möglich, kann die Anlage

nach einer genauen Überprüfung der Integrität der ausgebesserten Komponente unter den genannten Randbedingungen bis zur nächsten Prüfung weitergefahren werden. Sind Ausbesserungen nicht möglich, müssen Überlegungen zum Austausch betroffener Anlagenteile oder zum Stillstand der Anlage angestellt werden. Die Systematik der wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen für sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile soll verdeutlichen, welche Punkte bei der Entwicklung von Vorstellungen einer Prüfkonzeption in der Reaktortechnik berücksichtigt werden müssen.

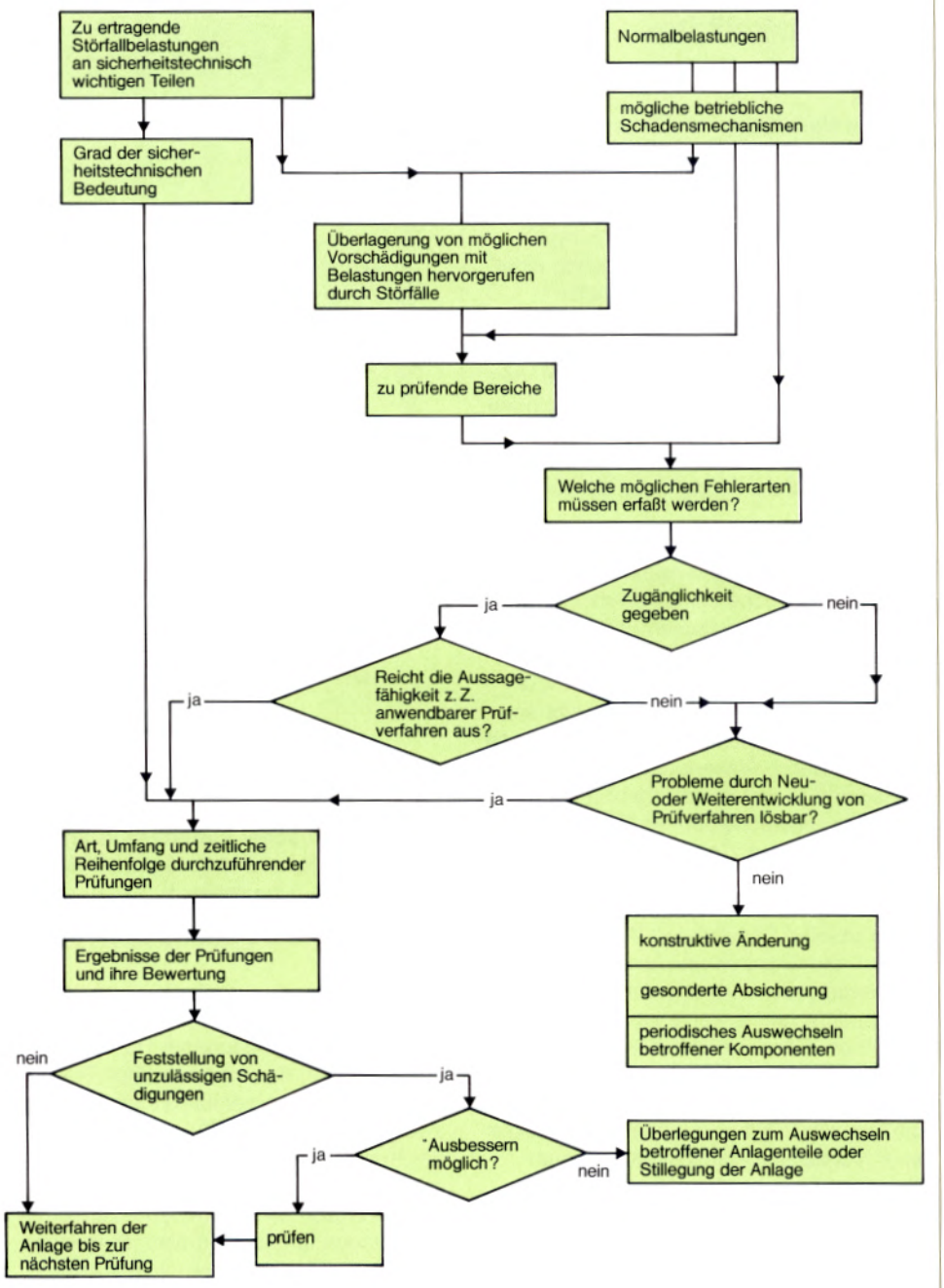


Bild 31:
Systematik wiederkehrender zerstörungsfreier Prüfungen für sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile

3.10 Kritikalitäts-sicherheit

Bei der Beurteilung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes spielt das Problem der Kritikalitätssicherheit eine wesentliche Rolle. Eine wichtige Voraussetzung für diese Aufgabe ist die Bereitstellung einer ausreichenden Basis von Rechenmethoden und anwendbaren Kritikalitätsparametern. Diesem Ziel diente die Erstellung eines Handbuchs zur Kritikalität, das in der GRS erarbeitet, durch Ergänzungen erweitert und laufend auf dem neuesten Stand gehalten wurde. Das Handbuch hat inzwischen Verbreitung in 20 Ländern gefunden.

Neben der kritikalitätssicheren Auslegung einzelner Behälter und Apparate muß man bei kerntechnischen Anlagen dem Neutronenaustausch zwischen den Spaltstoffpositionen, der sogenannten Neutronenwechselwirkung, Rechnung tragen. Zur Berechnung dieses Phänomens gibt es eine Reihe von Rechenverfahren, die sich nach Aufwand, Anwendungsbereich und erzielbarer Genauigkeit erheblich voneinander unterscheiden. Im Berichtszeitraum wurde eine zusammenfassende Darstellung dieser Rechenmethoden als Ergänzung für das Handbuch zur Kritikalität erarbeitet. Besonderen Wert legte man darauf, die Grenzen der Anwendbarkeit der verschiedenen Methoden darzustellen und praktische Hinweise zu ihrem Einsatz zu geben. Durch vergleichende Berechnungen ausgewählter charakteristischer Experimente und der tabellarischen Darstellung der Ergebnisse erhält der Benutzer eine Möglichkeit zur Abschätzung von Fehlerbreiten zwischen Rechnung und Experiment. Neben der Darstellung der approximativen Methoden der analogen Dichte, der Raumwinkel- und Albedobetrachtung wurden die Grundzüge der Monte-Carlo-Technik und praktische Hinweise zu ihrer erfolgreichen Verwendung angegeben.

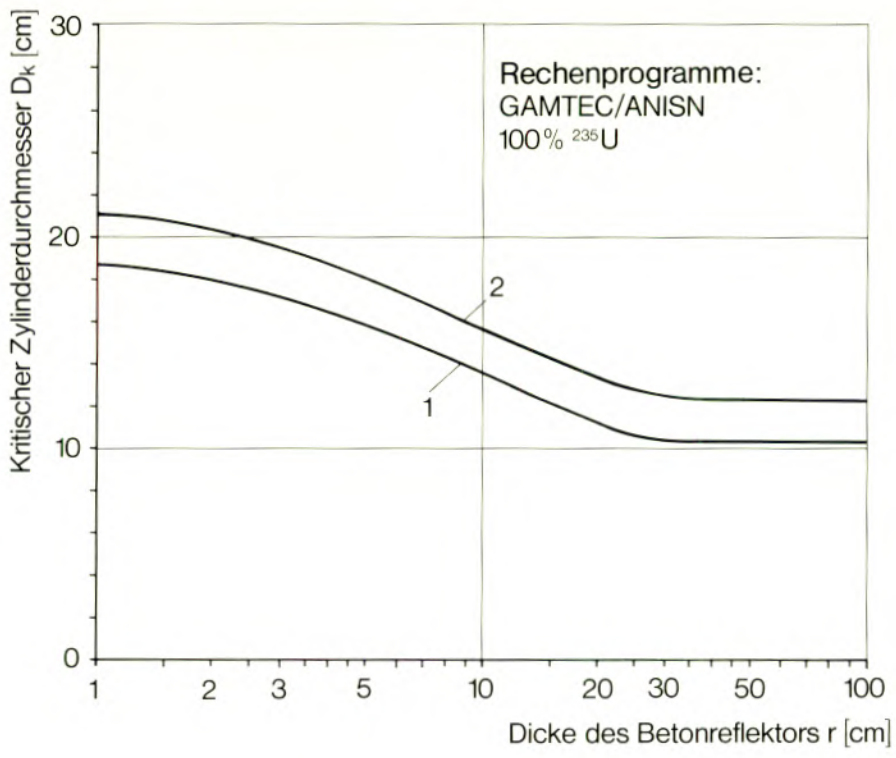


Bild 32: Kritischer Zylinderdurchmesser in Abhängigkeit von der Dicke eines Betonreflektors für homogene Mischungen
1 = UO_2–H_2O; 6,2 g Oxid/cm³
2 = $UO_2(NO_3)_2$ – H_2O; 400 g U/l
Beton: Kiesbeton; Dichte 2,3 g/cm³; 60 l H_2O/m³

Einen Spezialfall der Neutronenwechselwirkung stellen sogenannte Rohrverschneidungen dar, worunter man Rohrkrümmer, -zusammenführungen oder -verzweigungen versteht. Zu der Berechnung der Kritikalitätssicherheit gibt es einige spezielle Rechenverfahren, die experimentell und durch Monte-Carlo-Vergleichsrechnungen abgesichert sind. Eine kurze Darstellung der Verfahren wurde in das Handbuch übernommen, ebenso das Problem der rechentechnischen Behandlung von Zwischenmoderatoren.

Dieser Effekt, der durch Einbringen von Moderatormaterial in Spaltstoffanordnungen zu erheblich höheren Multiplikationsfaktoren führen kann, ist nur für wenige Spaltstoffkonfigurationen experimentell untersucht. Auf jeden Fall sind bei der Berechnung aufwendige 2-D- bzw. 3-D-Verfahren oder Monte-Carlo-Technik mit Vielgruppen-Wirkungsquerschnitten erforderlich.

Der Datenteil des Handbuches ist durch Kritikalitätsparameter für Spaltstoffsysteme mit Betonreflektor ergänzt. Dem besonders bei untermoderierten Spaltstoffen sehr ausgeprägten Reflexionseffekt von Beton wurde zunehmend größere Aufmerksamkeit geschenkt. Nach den durchgeführten Berechnungen kann ein 30 cm starker Reflektor aus Kiesbeton die kleinste kritische Dimension eines Spaltstoffsystems im Optimum der Moderation bezüglich der geometrischen Abmessungen um bis zu 20 % gegenüber dem für einen gleich dicken Wasserreflektor geltenden Wert reduzieren. Entsprechende Daten und Vergleichswerte sind in **Bild 32** und **Tafel 6** enthalten.

Der Plutoniumteil des Handbuchs wurde durch Kritikalitätsparameter für Plutoniumoxalat bei reinem Pu-239 und einem Anteil von 5 % Pu-240 bei Wasser- und Betonreflektion erweitert. Plutoniumoxalat ist ein wichtiges Zwischenprodukt bei der naßchemischen Konversion von Plutoniumnitrat in Plutoniumdioxid, wie sie auch im geplanten Entsorgungszentrum durchgeführt werden soll. Die Berechnungen gelten für Kristallwasseranteile von 2 und 6 H_2O am Plutoniumoxalat, wobei in beiden Fällen konservativ von einer theoretischen Dichte von 3,05 g/cm³ ausgegangen wurde. Die Ergebnisse zeigen, daß Plutoniumoxalat in der Reaktivität zwischen Plutoniumnitrat und -dioxid einzustufen ist. Bei höheren Konzentrationen ist der Kristallwasseranteil von Bedeutung (**Bild 33**).

Neben den Arbeiten für das Handbuch zur Kritikalität haben wir im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) Kritikalitätsanalysen zu speziellen Themen durchgeführt. So wurde die Lagerung von angereichertem Uranhexafluorid unter Normal- und Störfallbedingungen, insbesondere bei Variation eines Zwischenmoderators zwischen den Lagerbehältern, analysiert.

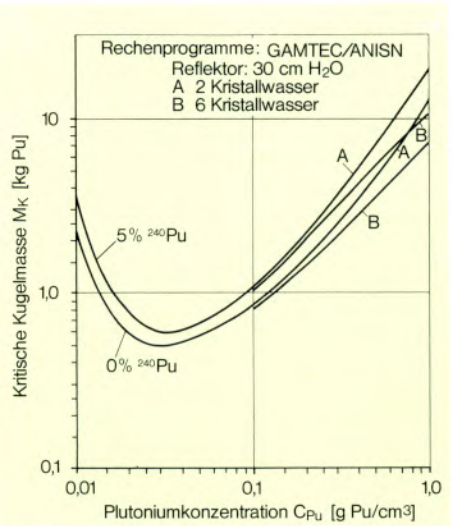


Bild 33:
Kritische Kugelmassen von homogenen Plutoniumoxalat-Wasser-Mischungen

Spaltstoffsystem	Kritischer Zylinderdurchmesser d_k [cm]	
	30 cm H_2O	30 cm Kiesbeton[1]
U (100) O_2–H_2O, 6,2 g Oxid/cm³	12,0	10,4
U (5) O_2–H_2O, 2 g U/cm³	26,1	21,6
U (100) NH–H_2O, 0,4 g U/cm³	14,8	12,5
^{239}PuNH–H_2O, 0,25 g Pu/cm³	16,2	13,0

Bemerkungen:
[1] Kiesbeton: Dichte 2,3 g/cm³; 60 l H_2O/m³
[2] berechnet mit GAMTEC/ANISN

Tafel 6:
Vergleich kritischer Zylinderdurchmesser mit 30 cm starkem Wasser- bzw. Kiesbetonreflektor

Uranhexafluorid (UF_6) ist der wichtigste Ausgangsstoff für die Herstellung von Brennelementen. Es wird in starkwandigen Stahlbehältern als praktisch unmoderierte feste Substanz gelagert. Die Lagerung erfolgt bisher in einer Ebene in Leichtbauhallen oder im Freien. Unsere Kritikalitätsanalyse befaßte sich mit einer vorgeschlagenen Doppelstocklagerung, wobei sowohl die Reflexionseffekte vom Boden und einem Lagergebäude, als auch die jeweils ungünstigsten Zwischenmoderationseffekte durch Regen oder Schnee im Freien zu berücksichtigen waren. Die mit Monte-Carlo-Programm KENO durchgeführten Berechnungen zeigten, daß eine doppelstöckige Lagerung der Behältertypen 30 A und 30 B bei 3,6 % Anreicherung von der Kritikalitätssicherheit her möglich ist. Den reaktivsten Zustand der Lagerung erreicht man bei einer Zwischenmoderatordichte von etwa 0,1 g H_2O/cm^3 (**Bild 34**).
Zur Erhöhung der Lagerkapazität für abgebrannte Brennelemente in den Lagerbecken von Kernreaktoren und Aufarbeitungsanlagen werden sogenannte Kompaktlager unter Einsatz plattenförmiger Neutronenabsorber aus Stahl, Borstahl oder Boral konzipiert. Im Auftrag des BMI wurden Kritikalitätsanalysen für ein derartiges Konzept mit Monte-Carlo-Technik sowie Diffusions- und Transportprogrammen durchgeführt. Dabei konnten die dem Konzept zugrunde liegenden Multiplikationsfaktoren mit Monte-Carlo-Rechnung gut bestätigt werden. Die Ergebnisse der Diffusions- und Transportrechnungen liegen etwa 3 % höher. Einen wesentlichen Einfluß haben Energiegruppeneffekte; die Zahl der Energiegruppen sollte möglichst hoch sein. Ähnliche Resultate ergab die Nachrechnung eines von KWU spezifizierten vergleichbaren Problems mit Borstahlvergiftung. Allerdings war in diesem Fall die Absorberwirkung geringer. Die berechneten Multiplikationsfaktoren zeigten gute Übereinstimmung mit den KWU-Werten.

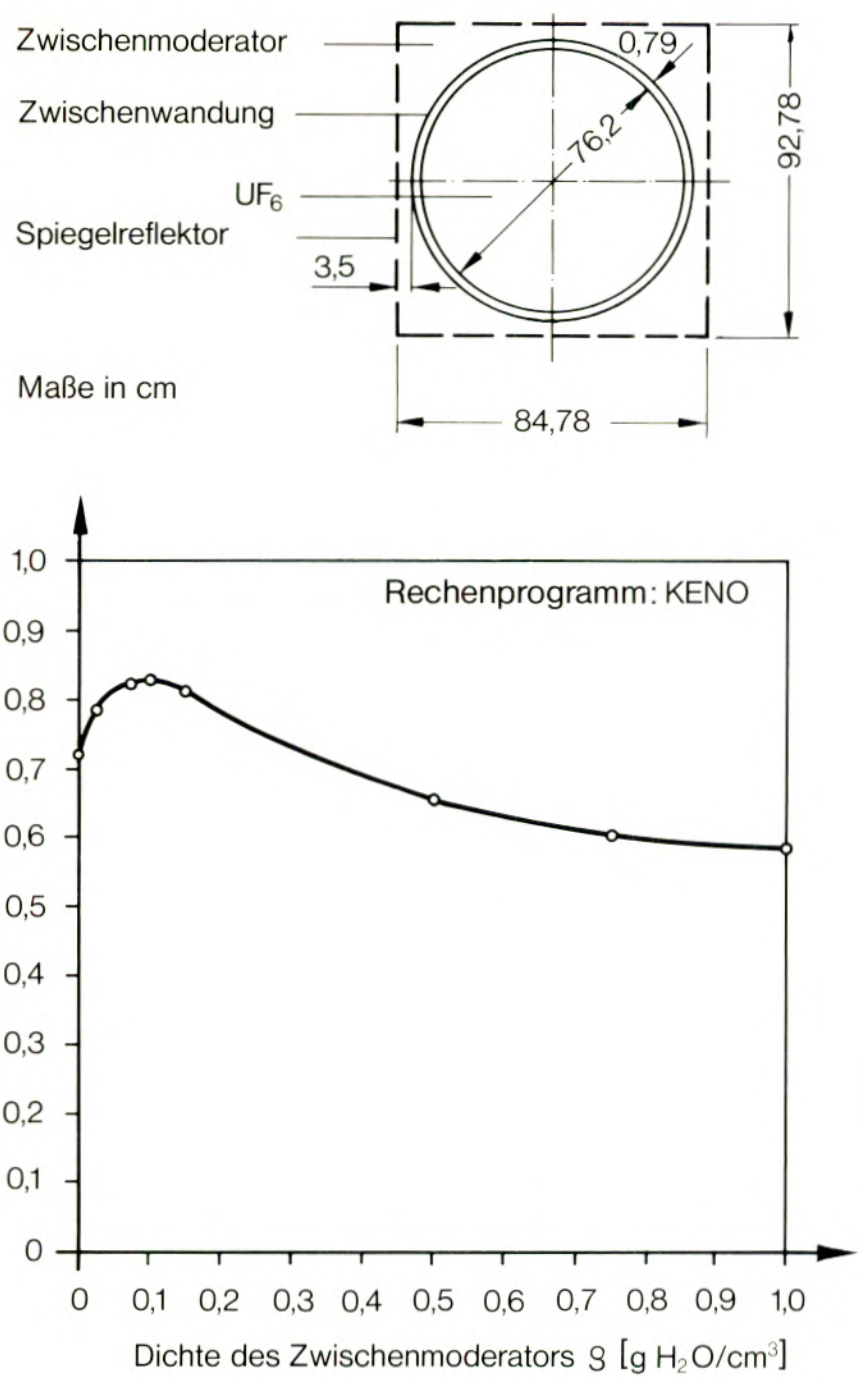


Bild 34: Rechenmodell und Multiplikationsfaktoren für das unendlich ausgedehnte Lager als Funktion der Dichte des Zwischenmoderators Wasser

3.11 Kontrolle spaltbaren Materials als Erfordernis der Anlagensicherung

Nach dem Atomgesetz (§ 7 Abs. 2 Nr. 5) sind kerntechnische Einrichtungen gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter zu sichern. Zu den in diesem Sinne notwendigen Maßnahmen gehört auch die Sicherung gegen Diebstahl von radioaktivem – insbesondere spaltbarem – Material. Während die Maßnahmen gegen gewaltsames Entwenden durch ein entsprechendes Barrierensystem verwirklicht werden können, ist zum Schutz gegen heimliches Entwenden eine kontinuierliche Überwachung des Materials erforderlich. Internationale Verträge binden die Bundesrepublik Deutschland, die Verwendung von spaltbarem Material zu nicht friedlichen Zwecken zu verhindern. Wesentliche Zielsetzung der Vertragsdurchführung, die von der IAEA[1]) bzw. der KEG[2]) wahrgenommen wird, ist eine Kontrolle des Betreiberstaates bzw. des Anlagenbetreibers, um eine Abzweigung von spaltbarem Material zu erkennen und einen Mißbrauch zu verhindern. Die Schärfe der Kontrollmaßnahmen richtet sich dabei vor allem nach der Waffenfähigkeit des Materials. Demzufolge wird besonderes Gewicht auf die Kontrolle von Plutonium und hoch angereichertem Uran gelegt. Die AtG-Forderungen verpflichten den Betreiber zu Maßnahmen, die ein heimliches Entwenden durch Täter aus dem subnationalen Bereich verhindern; auch hierbei richtet sich die Schärfe der Maßnahmen nach der Waffenfähigkeit. Die unterschiedliche Problematik wird in folgendem verdeutlicht:
Die zur internationalen Überwachung angewendeten Maßnahmen sind so angelegt, daß der Betreiberstaat mit großer Wahrscheinlichkeit damit rechnen muß, daß eine signifikante Abzweigung nachträglich bemerkt wird und ihn vor der internationalen Gemeinschaft bloßstellt. Zwar wird auch bei diesen Überwachungsmaßnahmen auf Grund internationaler Verträge eine möglichst frühzeitige Entdeckung angestrebt, die zeitliche Verzögerung zwischen einer Abzweigung und deren Feststellung durch die internationalen Kontrollmaßnahmen kann jedoch in der Größenordnung von Monaten liegen. Dies ist im Hinblick auf die als Folge zu erwartenden internationalen Sanktionen vertretbar.
Ziel der AtG-Forderungen ist es, zu verhindern, daß subnationale Einzeltäter oder Tätergruppen spaltbares Material an sich bringen. Deshalb müssen Abzweigungsversuche schnell erkannt und verhindert oder Maßnahmen eingeleitet werden, die eine Verwendung des abgezweigten spaltbaren Materials durch die Täter ausschließen. Diese umfassende Überwachung und Kontrolle können somit aus den Gründen

- ☐ lange Verzögerungszeit zwischen Abzweigung von Kernmaterial und dessen Entdeckung und
- ☐ fehlende Gegenmaßnahmen zur Verhinderung von Abzweigungsversuchen

nicht durch die internationalen Maßnahmen allein gewährleistet werden.

Es sind deshalb im nationalen Interesse Vorkehrungen gegen das verbleibende Risiko einer Abzweigung von spaltbarem Material im subnationalen Bereich zu treffen. Die erforderlichen technischen und meßtechnischen Verfahren hierfür können sich dabei in ihrer technischen Ausführung teilweise mit den Maßnahmen auf Grund der internationalen Kontrollen überdecken; es ergeben sich jedoch wegen der anders gelagerten Aufgabenstellung Randbedingungen, die mit denen der internationalen Kontrollen nicht kompatibel sind. Vor allem müssen die Zeiten für die Entdeckung eines Abzweigungs- bzw. Entwendungsversuches so kurz sein, daß Maßnahmen getroffen werden können, um die Ausführung des Abzweigungsversuches auszuschließen oder die unlautere Verwendung zu verhindern.
Eine Realisierung dieser Anforderungen setzt z.B. voraus, daß entgegen den Überlegungen, die zu den internationalen Kontrollen führten, der jeweilige Anlagenbetreiber als vertrauenswürdig angesehen wird und von ihm die Überwachungs- und Kontrollmaßnahmen durchgeführt werden, damit er dann im Gefahrenfall unverzüglich die staatlichen Sicherungskräfte alarmieren kann. Dieser grundsätzliche Unterschied in dem potentiellen Täterkreis führt teilweise dazu, daß mit demselben Satz von Sicherungsmaßnahmen nicht beide Ziele gleichzeitig erreicht werden können. Hierzu ein Beispiel: Ein Gerät oder eine Apparatur, die der Überwachung des Anlagenbetreibers dienen sollen, wird in dem Moment nahezu wirkungslos, wenn der Anlagenbetreiber Einblick in deren genaue Funktion und Zugang zu den Überwachungsdaten hat. Auf der anderen Seite muß der Betreiber seine eigenen Geräte zur Kontrolle des Kernmaterials kennen, um ihre Empfindlichkeit, Verfälschungssicherheit u.ä. richtig einschätzen zu können.

[1]) IAEA = International Atomic Energy Agency
[2]) KEG = Kommission der Europäischen Gemeinschaft.

Projekte und Probleme

Das Problem der gemeinsamen Verwendbarkeit von Meßeinrichtungen und Bilanzierungssystemen zur nationalen und internationalen Kontrolle wurde von den Gutachtern am Beispiel des Schnellen Brüters (SNR 300) untersucht. Als zu sicherndes und kontrollierendes Material kommen hier unbestrahlte Plutoniumbrennelemente in Betracht.

Gespräche mit der Direktion »Sicherheitsüberwachung Euratom« bei der KEG in Luxemburg zeigten, daß zwei Gründe einer weitgehenden Doppelnutzung der Kontrolleinrichtung entgegenstehen:

- Die Beschaffenheit der Euratom-Instrumentierung ist vor allem auf nachträgliche Verifikation ausgelegt.
- Die von der Euratom-Instrumentierung erfaßten und dokumentierten Ergebnisse sollen dem Betreiber möglichst nicht zugänglich sein, da ihm sonst Verfälschungsmöglichkeiten geboten würden.

Diese Erkenntnis hat dazu geführt, daß beim SNR-300 keine Kopplung der Überwachungssysteme für die nationale und internationale Kontrolle vorgesehen wurde. Der beim SNR-300 erforderliche Aufwand war jedoch insgesamt gering, da in der Anlage nur komplette Brennelemente, nicht aber Einzelteile oder gar offenes Plutonium gehandhabt werden.

Diese Vereinfachung ist bei anderen Anlagen des Brennstoffkreislaufs (z.B. Wiederaufarbeitungsanlagen, Brennelement-Fertigungsanlagen) nicht gegeben. Bei den bereits bestehenden Anlagen dieser Art werden die speziellen Kontrollmaßnahmen im Rahmen der gesamten, derzeit mit Hochdruck betriebenen Nachrüstung auf dem Gebiet der Anlagensicherung geplant und verifiziert. Bei Neuanlagen, z.B. dem gesamten Nuklearen Entsorgungsszentrum (NEZ), wird von Anfang an ein umfassendes Konzept zur Vorsorge gegen Abzweigung verfolgt. Die GRS ist mit der Begutachtung dieses Komplexes beauftragt.

Der Gesichtspunkt der Kontrolle spaltbaren Materials war nicht nur im Rahmen spezieller Einzelprojekte zu betrachten, sondern auch übergeordnet als Bestandteil eines für den Bundesminister des Innern (BMI) anzufertigenden Maßnahmenkataloges. Dazu haben sich die GRS-Mitarbeiter detaillierte Kenntnisse über die Realisierbarkeit von Konzepten zur Kontrolle spaltbaren Materials verschafft. Die wesentlichen Elemente derartiger Konzepte sind im folgenden umrissen.

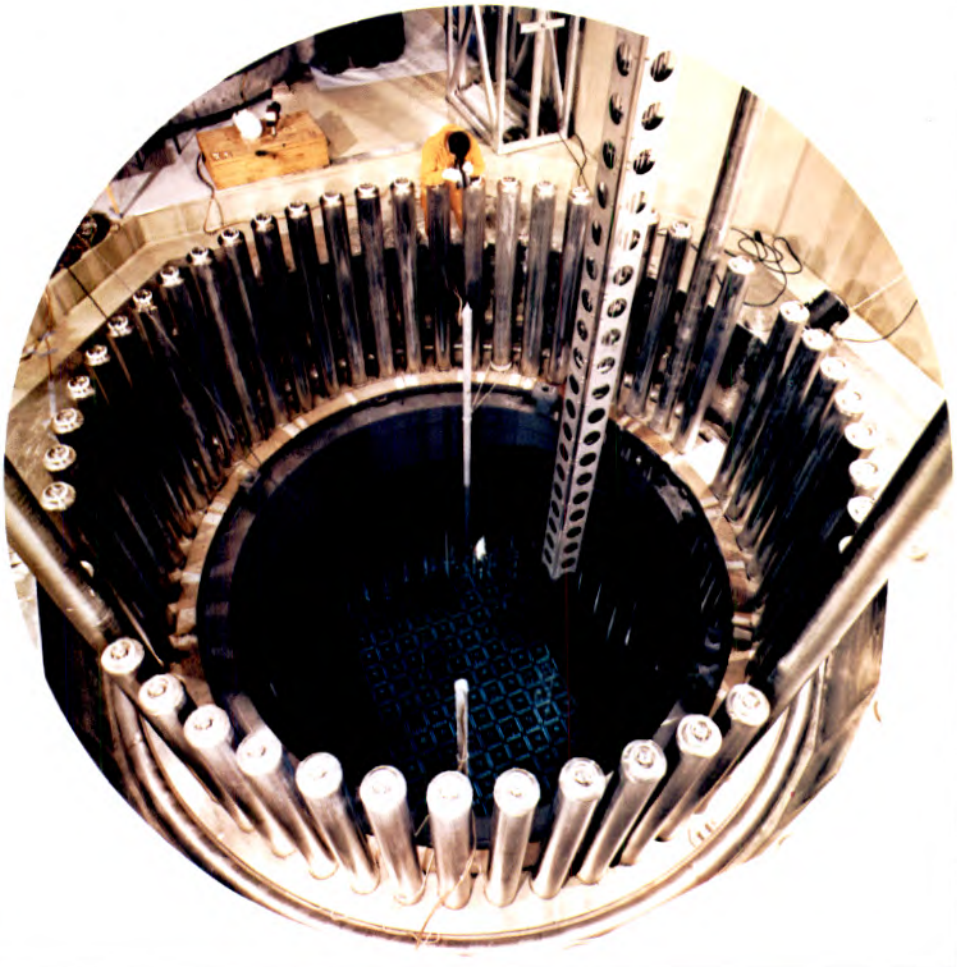


Bild 35: Blick auf Brennelemente im Reaktordruckbehälter (Kernkraftwerk Biblis, Block B)

Elemente der Kontrolle

Die nächstliegende Methode zur Durchführung der Kontrolle spaltbaren Materials beinhaltet Maßnahmen zur Überwachung eines abgeschlossenen Bereiches (im folgenden als »Containment« bezeichnet). Dazu wird der Bereich, in dem Kernmaterial gehandhabt wird, allseitig mit einer technischen Barriere umgeben (z.B. Gebäude); alle Zugangsmöglichkeiten und Lücken in diesem Containment werden genau auf den Durchgang von Kernmaterial überwacht. Der Vorteil einer solchen Maßnahme ist, daß sie die betrieblichen Vorgänge innerhalb des Containments nicht beeinträchtigt. So läßt sich an den Containmentausgängen, die nicht für den Transport aktiven Materials vorgesehen sind, mit geeigneten Detektoren – z.B. Szintillationsdetektoren mit Analyse des Strahlenspektrums – der Durchgang von ca. 1 g Plutonium oder 10 g Uran noch erfassen. Problematischer wird die Kontrolle an den Containmentausgängen, an denen der Transport von radioaktivem Material betrieblich vorgesehen ist (z.B. an der Waste-Übergabestation). Hier wird zum Teil stark strahlendes Material planmäßig übergeben; die Identifizierung des nur wenig gammastrahlenden Plutoniums oder Urans in einem Paket oder Faß stark strahlender Abfallprodukte ist dann eine schwierige Aufgabe, an deren Lösung noch gearbeitet wird. Es gibt dazu eine Reihe von Modellen und Versuchsanlagen, in denen durch Vielfachscanning und andere technisch aufwendige Verfahren versucht wird, Detektierung und Bilanzierung auch im Waste zu ermöglichen.

Ein weiterer Nachteil der Containmentmethode ist ihre prinzipielle Eigenschaft, daß die Wirksamkeit der Maßnahmen ohne Bilanzierung des Inventars innerhalb des Containments nicht nachgewiesen werden kann. Aus diesen Gründen scheint die Überwachung des spaltbaren Materials nur durch Kontrolle an den Containmentausgängen nicht ausreichend. Man kann sich nicht darauf verlassen, positiv zu registrieren, wenn spaltbares Material die Containmentgrenze überschreitet; man muß den anderen Weg beschreiten, möglichst frühzeitig innerhalb der Anlage ein Manko an spaltbarem Material aufzudecken. Die dazu verwendete Methode der internen Materialüberwachung und ihre Schwächen seien im folgenden angeschnitten:

Zur Durchführung der Materialüberwachung innerhalb der Anlage wird die gesamte Anlage in Einzelzonen unterteilt, die als Bilanzzonen für spaltbares Material ausgewiesen werden. Durch technische und administrative Maßnahmen, die im Gegensatz zum Containmentkonzept normalerweise nicht aus Barrieren bestehen, wird sichergestellt, daß die Materialübergabe zwischen zwei Zonen nur auf dem dafür vorgesehenen Weg erfolgt und das Material dabei sowohl von der abgebenden Zone als »Abgabe«, als auch von der empfangenden Zone als »Annahme« identifiziert und registriert wird. Dazu werden an den Übergabepfaden geeignete Meß- und Kontrollmechanismen installiert, die die Erfassung des übergebenen Materials nach Art und Menge sicherstellen. Die Stellen, an denen auf Grund der betrieblich-technischen Gegebenheiten Materialentnahmen besonders leicht möglich sind (z.B. Probenahmestellen, Produktionsvorgänge mit Handbetrieb), sind dabei besonders zu überwachen. Hierbei kommt der genauen Festlegung und Überprüfung von Arbeitsabläufen eine besondere Bedeutung zu.

In Bereichen, in denen das Material in abzählbaren Einheiten und im wesentlichen ruhend vorliegt (z.B. Lager für frische Brennelemente), ist die Durchführung der Überwachungs- und Bilanzierungsmaßnahmen relativ leicht. Schwierigkeiten ergeben sich in den Bereichen kontinuierlichen Materialflusses, wie sie z.B. in einer Wiederaufarbeitungsanlage häufig auftreten. Der notwendige zusätzliche Aufwand wird jedoch dadurch eingeschränkt, daß es dem Betreiber freisteht, alle bereits aus betrieblichen Gründen notwendigen Meßstellen (z.B. Qualitätskontrolle, Strahlenschutzmessungen, Kritikalitätssichheit) zum Zweck der Kontrolle spaltbaren Materials mit einzusetzen. Diese Erleichterung rührt daher, daß im Sinne der nationalen Anlagensicherung nicht gefordert werden muß, daß die Meßeinrichtung und Meßergebnisse gegenüber Verfälschungsversuchen des Betreibers gesichert werden müssen.

Insgesamt ist es mit den heute zur Verfügung stehenden Verfahren jedoch nicht möglich, innerhalb der in einer kerntechnischen Anlage ablaufenden Prozesse eine permanente Materialkontrolle (»real-time«-Überwachung) so durchzuführen, daß man sich auf diese Maßnahme allein verlassen könnte. Man ist zu einer wirkungsvollen Kontrolle des spaltbaren Materials, also auf eine Kombination der drei Elemente

- ☐ Messung und Bilanzierung,
- ☐ Containmentüberwachung,
- ☐ Festlegung und Überwachung von Arbeitsabläufen

angewiesen.

Ausblick

Es ist abzusehen, daß mit steigendem Durchsatz im Brennstoffkreislauf und der Inbetriebnahme der zugehörigen Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland der Verhinderung von Abzweigungen spaltbaren Materials steigende Bedeutung zukommt. Die dazu notwendigen Maßnahmen unterscheiden sich in Zielrichtung und Realisierungsmöglichkeiten von den Maßnahmen der internationalen Spaltstoffflußkontrolle. Dementsprechend unterscheiden sich auch die Aufgaben, die auf die Gutachter der Anlagensicherung in diesem Zusammenhang zukommen, von denen der internationalen Inspektoren.

Aufgabe des Anlagensicherungs-Gutachters ist es insbesondere nicht, wie es z.B. die Euratom-Inspektoren tun, selbst das Inventar einer kerntechnischen Einrichtung zu überprüfen. Vielmehr hat er in den Konzept- und Errichtungsgutachten dazu Stellung zu nehmen, ob der Betreiber ein geeignetes Instrumentarium vorgesehen bzw. realisiert hat, mit dem er jederzeit hinreichend genau sein spaltbares Material überwachen kann. Daß zu diesem Zweck teilweise ähnliche Maßnahmen und Einrichtungen wie zur internationalen Kontrolle verwendbar sind, ist ein Vorteil, der die Aufgabe des Betreibers erleichtert. Auch die GRS-Mitarbeiter konnten deshalb in einen regen Informationsaustausch mit den Stellen und Organisationen, die mit der internationalen Kontrolle befaßt sind, eintreten und werden diesen günstigen Umstand weiter nutzen.

3.12 Dosisfaktoren und Transferfaktoren in der Radioökologie

In der Radioökologie kommt den zu einer Inkorporation radioaktiver Stoffe führenden Expositionspfaden »Inhalation« und »Ingestion« bei der Untersuchung der Strahlenexposition von Personen in der Umgebung kerntechnischer Anlagen die größte Bedeutung zu. Gegenstand detaillierter Analysen war bereits in der Vergangenheit die Bewertung der für Dosisberechnungen relevanten Parameter, z. B. Ausbreitungsfaktoren für atmosphärische Verteilung von Radionukliden, Dosis- und Transferfaktoren für die Glieder von Nahrungsketten und Ernährungsgewohnheiten. Die zum Teil erheblichen Streuungen der Dosis- und Transferfaktoren, wie sie in der Fachliteratur ausgewiesen werden, waren der Anlaß eigener Rechnungen auf der Grundlage neuerer Erkenntnisse. Diese Untersuchungen konzentrierten sich zunächst auf die Bestimmung von Inhalations- und Ingestionsdosisfaktoren zahlreicher Aktiniden und die Analyse der nuklidspezifischen Transferfaktoren.

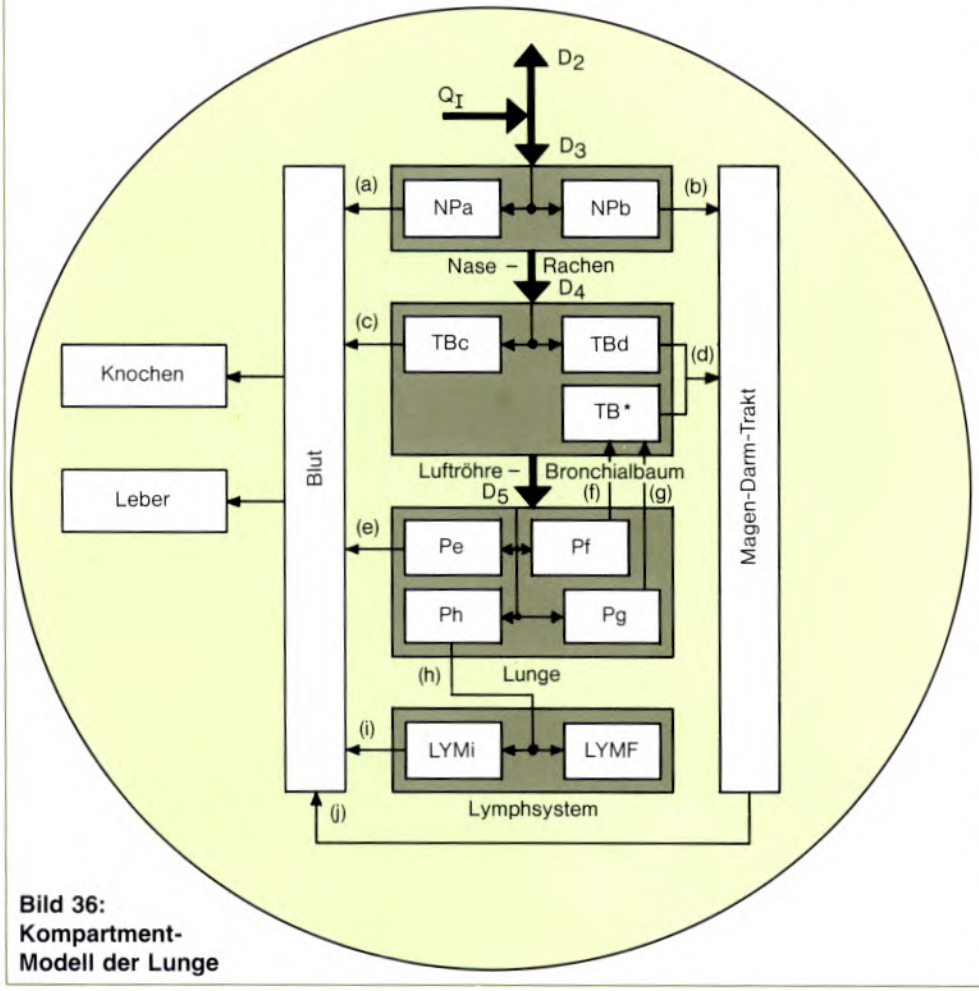


Bild 36:
Kompartment-Modell der Lunge

Inhalationsdosisfaktoren

Die mathematische Grundlage zur Berechnung von Dosisfaktoren für die Inhalation von Aktiniden ist ein Kompartment-Modell der Lunge, wobei die Parameter dieses Modells entsprechend der Publication 19 der Internationalen Strahlenschutzkommission[1]) angenommen wurden. Im folgenden soll kurz der Stofftransport im menschlichen Organismus am Kompartment-Modell der Lunge (**Bild 36**) beschrieben werden. Von der inhalierten Aktivität Q_I wird der Bruchteil D_3 in der Nasen-Rachen-Region deponiert. Die Dynamik des Abbaus (Clearance) von Radionukliden aus den Subkompartments NPa und NPb – wie auch für alle anderen – wird durch einen zeitlich exponentiell ablaufenden Stofftransport dargestellt.

Die Clearance aus der Nasen-Rachen-Region über die Transportwege (a) und (b) bewirkt, daß Aktivität relativ schnell (ca. 15 Minuten) in das Blut, abhängig von der Löslichkeit der inhalierten Partikel, mit biologischen Halbwertszeiten von 15 Minuten bis 10 Stunden in den Magen-Darm-Trakt gelangt. In der Region Luftröhre-Bronchialbaum wird durch die Subkompartments TBc und TBd ein der NP-Region äquivalenter Clearance-Mechanismus beschrieben. In dieser Region wird der auf die inhalierte Aktivität bezogene Bruchteil D_4 deponiert, in der nachgeschalteten Lungen-Region lagert sich der Bruchteil D_5 ab. Während über den Transportweg (f) eine Clearance durch aktiven Schleimtransport mit biologischer Halbwertszeit von einem Tag erfolgt, werden durch die Wege (e) und (g) die relativ langsam ablaufenden Abbauprozesse, im Falle von schwerlöslichen Stoffen mit biologischen Halbwertszeiten bis zu 500 Tagen, beschrieben. Die größte Verweilzeit inhalierter Aktiniden-Partikel wurde in den Lymphknoten des Atemtraktes beobachtet. Im Kompartment-Modell wird das der Lunge nachgeschaltete Lymphsystem in zwei Subkompartments zerlegt, LYMi steht für den Teil, aus dem ein Stoffabbau in das Blut möglich ist.

[1]) International Commission on Radiological Protection (ICRP)

Für schwerlösliche Stoffe beträgt die biologische Halbwertszeit für diesen Clearance-Prozeß (i) bis zu 1000 Tagen. Das den Lymphknoten entsprechende Subkompartment LYMF kann radioaktive Stoffe nur speichern, eine Elimination der Aktivität ist ausschließlich durch den radioaktiven Zerfall möglich.

Das Lungenmodell berücksichtigt entsprechend der Löslichkeit der inhalierten Verbindungen in den physiologischen Flüssigkeiten des Organismus das unterschiedliche Verzweigungsverhältnis durch Transferfaktoren für jedes Subkompartment, die den auf ein Subkompartment entfallenden Aktivitätsanteil bestimmen. Mit abnehmender Löslichkeit der Stoffe vermindern sich die Transferfaktoren f_a, f_c und f_e, die den in das Blut transportierten Stoffanteil angeben. Der Einfluß der Partikelgröße eines inhalierten Aerosols auf die Verteilung der Aktivität im Atemtrakt wird durch Depositionsfaktoren D_3, D_4 und D_5 berücksichtigt, die von der Teilchengröße abhängen. Dabei zeigen die Depositionen der Nasen-Rachen-Region und der Lunge komplementäres Verhalten. Bei Partikeldurchmessern unterhalb von ca. 1 µm wird in der Nasen-Rachen-Region wenig, in der Lunge dagegen am meisten abgelagert. Umgekehrtes Verhalten tritt bei Partikeln auf, die größer als 1 µm sind. Die Deposition für die Region Luftröhre-Bronchialbaum ist unabhängig von der Teilchengröße. Während die in den Magen-Darm-Trakt transportierte Aktivität wegen der besonders für schwerlösliche Aktiniden-Verbindungen äußerst geringen Resorption zum überwiegenden Teil vom Körper ausgeschieden wird, führt die im Blut gelöste Aktivität zur Kontamination anderer Organe. Von Plutonium, dem am besten untersuchten Vertreter der Aktiniden, ist bekannt, daß es zu den knochensuchenden Substanzen gehört, sich aber im Gegensatz zu Radium und Strontium bevorzugt an der Knochenoberfläche anlagert. Tierversuche haben die über lange Zeit anhaltende Speicherfähigkeit des Knochens aufgezeigt. Im Kompartment-Modell wurde daher entsprechend der ICRP-Empfehlung eine biologische Halbwertszeit von 100 Jahren für die Knochen-Clearance angenommen. Als weiteres durch Aktiniden gefährdetes Organ ist die Leber anzusehen. Für die biologische Halbwertszeit der Leber-Clearance wurde mit 40 Jahren gerechnet.

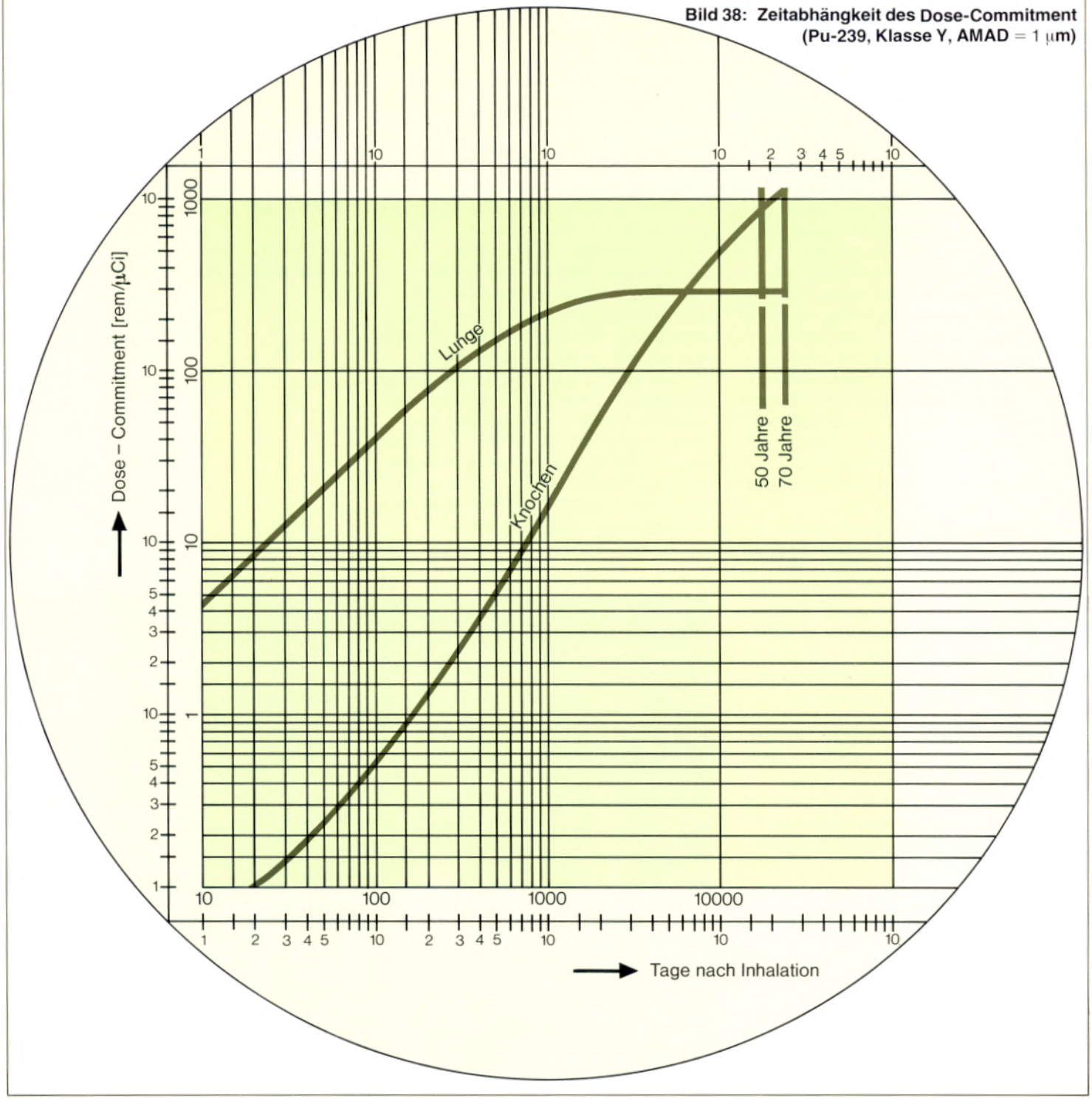
Dieses skizzierte Modell für die Verteilung radioaktiver Stoffe im Organismus nach Inkorporation war die Grundlage für die Erarbeitung eines Rechenprogramms, das die Berechnung von Äquivalent-Folgedosen (Dose-Commitments) für Integrationszeiten von 50 und 70 Jahren gestattet. Das 50-Jahre-Commitment gibt die nach 50 Jahren akkumulierte Dosis bei einmaliger Aktivitätsaufnahme an. Unter exakter Berücksichtigung auch des Zerfalls erster Tochterprodukte wurde das Dose-Commitment für Lunge, Lymphsystem, Knochen und Leber für zwei typische Aerosole mit Partikeldurchmessern von AMAD = 0,3 µm[1]) und 1 µm berechnet, und zwar für die folgenden Radionuklide:

Thorium	228, 232, 234
Uran	232, 233, 234, 235, 236, 237, 238
Neptunium	235, 236, 237, 238, 239
Plutonium	236, 238, 239, 240, 241, 242
Americium	241, 242, 242m, 243
Curium	242, 243, 244, 245, 246

[1]) AMAD = Aerodynamic Median Activity Diameter

Bild 37: Kernkraftwerk Biblis in seiner natürlichen Umgebung

Bild 38: Zeitabhängkeit des Dose-Commitment (Pu-239, Klasse Y, AMAD = 1 μm)



Als weiterer Parameter wurde die Stoffklasse variiert, so daß für unterschiedlich lösliche Stoffe mit charakteristischen Clearance-Zeiten von Tagen (Stoffklasse D), Wochen (Stoffklasse W) oder Jahren (Stoffklasse Y) insgesamt drei Gruppen untersucht wurden. Einige Ergebnisse sollen im folgenden am Beispiel von Plutonium-239 kurz diskutiert werden. In **Bild 38** ist die Zeitabhängigkeit des Dose-Commitment von Lunge und Knochen für eine Plutoniumverbindung der Stoffklasse Y mit AMAD = 1 µm (z.B. PuO_2) dargestellt. Diese schwerlösliche Substanz hat eine große Verweilzeit in der Lunge, so daß der Dosisaufbau erst nach einigen Jahren abgeschlossen ist. Die geringe Lungen-Clearance bewirkt einen Jahre andauernden Aktivitätszugang in das Blut und damit auch in die Knochen. Die äußerst geringe Knochen-Clearance ist die Ursache für den stetigen Anstieg der Knochendosis, der selbst nach 70 Jahren noch nicht abgeschlossen ist.
Demgegenüber sei angemerkt, daß für eine Plutoniumverbindung guter Löslichkeit (Stoffklasse D) die Lungendosis nach 50 Jahren um mehr als 2 Größenordnungen geringer, die Knochendosis dagegen um eine Größenordnung größer ist; denn lösliches Plutonium gelangt in kurzer Zeit in das Blut. Für Plutonium-239 wurde zusätzlich der Einfluß der Partikelgröße im lungengängigen Bereich auf die Strahlenexposition der Organe untersucht. Danach nimmt das Dose-Commitment der Lunge um den Faktor 5 bis 6 ab, wenn der Partikeldurchmesser von 0,1 µm auf 7 µm ansteigt, und zwar unabhängig von der Stoffklasse. Dieses Verhalten wiederholt sich bei Knochen und Leber nur für schwerlösliche Substanzen der Stoffklasse Y, während für besser lösliches Material das Dose-Commitment weitgehend von der Partikelgröße unbeeinflußt bleibt. Für Aktiniden-Verbindungen der Stoffklasse Y wurde außerdem das Dose-Commitment von Knochen und Leber für den Expositionspfad »Ingestion« bestimmt. Dabei wurde mit einem die Resorption beschreibenden Transferfaktor von 10^{-6} (ICRP Publication 19) gerechnet.
Die Übertragbarkeit der berechneten Dose-Commitments auch auf den Fall einer kontinuierlichen Aufnahme wurde aufgezeigt mit Hilfe der Relation von Dosis nach 50 Jahren und Dosisleistung im 50. Jahr für einmalige bzw. kontinuierliche Aktivitätsaufnahme. Damit liegen für zahlreiche Radionuklide der Aktiniden Dose-Commitments vor, die auf der Grundlage der neuesten zu diesem Thema vorliegenden Empfehlungen (ICRP Publications 19 und 23) der Internationalen Kommission für Strahlenschutz bestimmt wurden.

Transferfaktoren
Die natürliche Quelle der für die Pflanzen notwendigen Nährsalze bilden die mineralischen Bestandteile des Bodens. Sie entstehen durch Verwitterung der Gesteine. Ein Teil der Verwitterungsprodukte löst sich im Bodenwasser, aus dem die Mineralstoffe in ionaler Form zusammen mit dem Wasser über die Wurzelhärchen der Pflanzen aufgenommen werden. Transferfaktoren beschreiben quantitativ den Übergang eines Elements aus dem Boden über die Wurzeln in die Pflanzen.

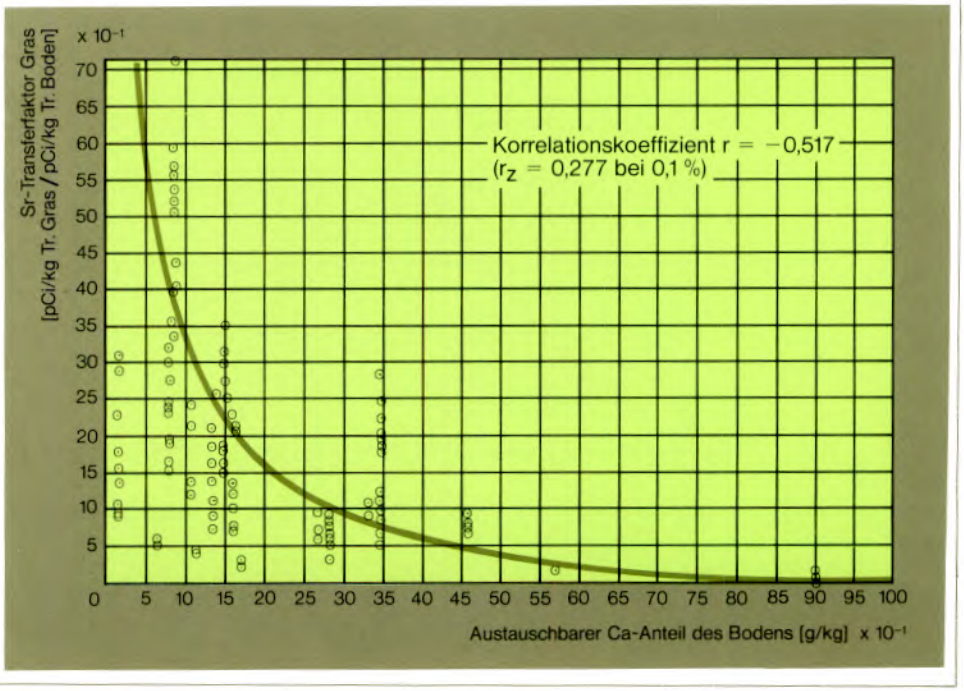


Bild 39:
Bestimmung des Sr-Transferfaktors für Weidegras in Abhängigkeit vom Ca-Gehalt des Bodens

Da sich die Radionuklide chemisch wie ihre zugehörigen stabilen Isotope verhalten, werden radioaktive Stoffe über die gleichen Transportmechanismen wie stabile Elemente von den Pflanzen aufgenommen. Diese Transfervorgänge sind für viele Radionuklide im Rahmen von Fall-out-Messungen, Umgebungsüberwachung von kerntechnischen Anlagen bzw. in Feld- und Laborversuchen untersucht worden. Aus der Fülle des vorliegenden Materials wurde wegen ihrer radiologischen Bedeutung zunächst das Hauptaugenmerk auf die Elemente Strontium und Caesium gerichtet. Für diese Nuklide sind im internationalen Schrifttum für viele verschiedene Pflanzengattungen Anreicherungsvorgänge gemessen worden. Es liegen Daten für folgende Pflanzen vor, die für die menschliche Ernährung direkt oder indirekt von großer Bedeutung sind:

- ☐ Getreide, Wiesen- und Weidegräser,
- ☐ Klee,
- ☐ Kartoffeln und Tomaten,
- ☐ Möhren und Rettiche,
- ☐ Rüben,
- ☐ Blattgemüsearten,
- ☐ Zwiebeln.

Von diesen Pflanzenarten wurden besonders intensiv Wiesen- und Weidegras sowie Klee für Anreicherungsvorgänge von Strontium und Caesium aus dem Boden ausgewertet.

Die Leguminosen stellen neben den Gräsern und Kräutern auf den Wiesen und Weiden einen beträchtlichen Anteil der Grün- oder Vegetationsmasse (bis zu 30 %). Daher wurden verschiedene Trifolium-Arten als typische Vertreter der Leguminosen zusammen mit den Wiesen- und Weidegräsern untersucht.

Bei Strontium betragen die Transferfaktoren
[pCi/kg Trockenmasse Pflanze/
pCi/kg Trockenmasse Boden]:
für Gras $\approx$ 0,06 bis $\approx$ 7,0
für Klee $\approx$ 1,0 bis $\approx$ 54
Die entsprechenden Daten bei Caesium sind
für Gras $\approx$ 0,001 bis $\approx$ 3,0
für Klee $\approx$ 0,03 bis $\approx$ 7,0
Diese Werte zeigen eine große Streubreite. Unterstellt man innerhalb einer Pflanzengattung auf Grund ihrer ähnlichen Physiologie den gleichen Bedarf an Mineralstoffen, so sind dennoch Modifikationen im Mineralstoffhaushalt wegen besonderer ökologischer Gegebenheiten festzustellen. Die Unterschiede in den Anreicherungskoeffizienten beruhen hauptsächlich auf der verschiedenartigen Zusammensetzung der Böden, die bei den Experimenten benutzt wurden. Ausgehend von einer Klassifizierung der Böden nach

- ☐ Ton-Gehalt,
- ☐ Anteil des organischen Materials,
- ☐ Kationenaustauschkapazität,
- ☐ austauschbarer Ca- bzw. K-Gehalt,
- ☐ Basensättigung sowie
- ☐ ph-Wert,

werden Korrelationen zwischen den Transferfaktoren und den Bodeneigenschaften bestimmt. Die Bestimmung der Korrelationskoeffizienten dient dazu, nichtzufällige Abhängigkeiten der Transferfaktoren von den genannten Bodeneigenschaften zu ermitteln.

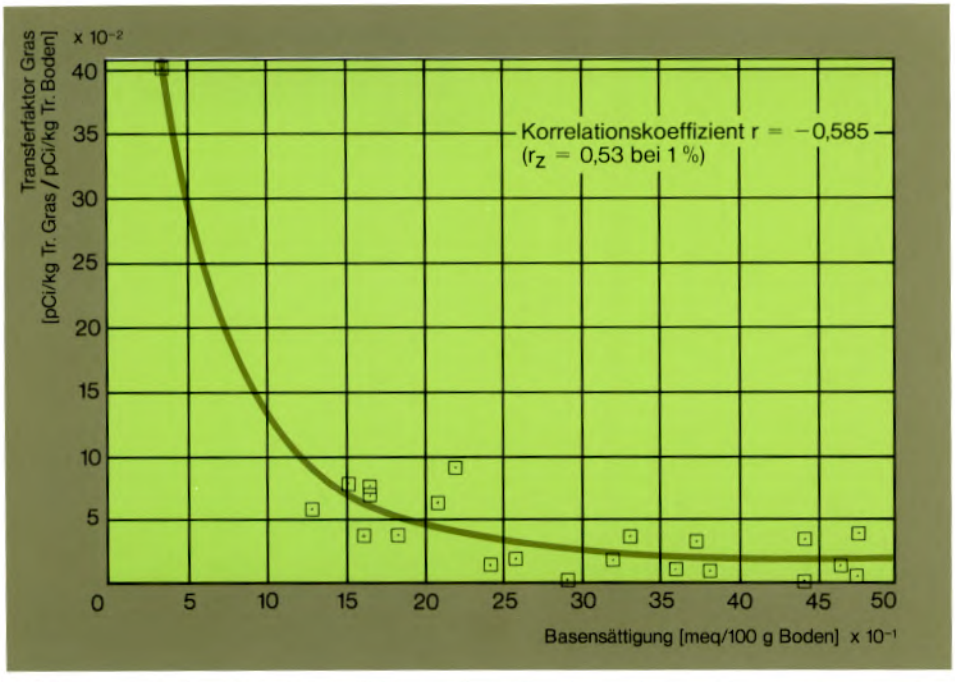


Bild 40:
Bestimmung des Cs-Transferfaktors für Weidegras in Abhängigkeit von der Basensättigung des Bodens

- **Sr-Transferfaktor Weidegras**
  Der größte Teil der Veröffentlichungen läßt den Schluß zu, daß ein Zusammenhang zwischen dem austauschbaren Ca-Gehalt des Bodens und dem Sr-Transferfaktor besteht (**Bild 39**).
- **Sr-Transferfaktor Klee**
  Für Klee zeigt sich, daß der Transferfaktor mit folgenden Bodenparametern positiv korreliert ist: Tongehalt, austauschbarem Ca-Gehalt des Bodens, Kationenaustauschkapazität und organischen Bestandteilen des Bodens.
- **Cs-Transferfaktor Weidegras**
  Für Cs sind die ermittelten Anreicherungsfaktoren für Weidegras mit der Basensättigung des Bodens korreliert (**Bild 40**). Der vermutete Zusammenhang zwischen dem austauschbaren Kaliumgehalt des Bodens und dem Cs-Anreicherungsfaktor konnte nach den vorliegenden Arbeiten nicht bestätigt werden.
  Eine Beziehung zwischen dem organischen Material im Boden bzw. dem Tongehalt und Übergang von Cs in das Weidegras kann vorläufig nicht eindeutig abgeleitet werden, da die Ergebnisse verschiedener Autoren widersprüchlich sind; zum Teil lassen sich sehr gute Korrelationen nachweisen, nach anderen Autoren keine.
- **Cs-Transferfaktor Klee**
  Für Klee zeigt sich, daß der Transferfaktor mit der Kationenaustauschkapazität und der Basensättigung korreliert ist.
  Eine Beziehung zwischen den übrigen untersuchten Eigenschaften des Bodens, wie Tongehalt und austauschbarem Kalium-Gehalt, ist ebenso wie beim Weidegras nach der zur Zeit vorliegenden Literatur widerspruchsvoll oder nicht vorhanden.

Die vorliegenden Daten weisen also eindeutig darauf hin, daß Eigenschaften des Bodens eine entscheidende Rolle beim Anreicherungsmechanismus »Boden/Pflanze« für die Radionuklide spielen. Weiterhin ist dieser Prozeß (dargestellt als Transferfaktor) von einer Pflanzengattung zur anderen verschieden. Welche Bodeneigenschaften den entscheidenden Einfluß auf den Transferfaktor haben, hängt nicht nur vom Element, sondern in starkem Maße von der jeweiligen Pflanzengattung ab. Bei Kenntnis dieser Bodeneigenschaften ist es möglich, den Transferfaktor so zu bestimmen, daß bei Beurteilung einer kerntechnischen Anlage die potentiellen Strahlenbelastungen der Bevölkerung über den Belastungspfad »Ingestion« weder unterschätzt noch extrem überschätzt werden.

3.13 Mathematik und Informatik

Viele der in der GRS bearbeiteten Aufgaben erfordern zu ihrer Lösung die Aufstellung physikalisch-technischer Modelle von Prozessen und Systemen. Die Aufstellung dieser Modelle und die Lösung der durch sie definierten mathematischen Probleme verlangen häufig Kenntnisse, die bei Ingenieuren und Naturwissenschaftlern nicht vorausgesetzt werden können. Deshalb stehen Mathematiker und Informatiker des Bereichs »Datenverarbeitung« den Fachabteilungen bei einschlägigen Problemen beratend zur Verfügung. Häufig beginnt die Beratung bereits bei der Modellerstellung: Da in vielen Fällen mehrere unterschiedliche Modelle eines Prozesses oder Systems aufgestellt werden können, entscheidet oft die Durchführbarkeit und Effizienz der mathematischen Lösungsmethode mit über die Auswahl eines geeigneten Modells.
Die Mehrzahl der entstehenden mathematischen Probleme erfordert zu ihrer Lösung den Einsatz von Methoden der numerischen Analysis und/oder der Informatik. Gerade hierbei ist eine Beratung der Fachabteilungen besonders wichtig, da nicht nur die prinzipielle Durchführbarkeit einer Lösungsmethode beachtet sein muß, sondern vor allem auch die letztlich über den Lösungsaufwand entscheidende Effizienz der zur Wahl stehenden Methoden geprüft werden muß. An Hand von vielen realistischen, keineswegs konstruierten oder übertriebenen Beispielen läßt sich mühelos zeigen, daß das Verhältnis des Rechenaufwands einer ungünstigen Lösungsmethode zu dem einer günstigen Methode mehrere Zehnerpotenzen betragen kann. Ein ähnliches Verhältnis folgt daraus für die Rechenkosten auf Datenverarbeitungsanlagen.

Projektbezogene Tätigkeiten
Bei einigen in der GRS bearbeiteten Projekten geht die Mitwirkung von Mathematikern und Informatikern über den Umfang von Beratung oder Durchführung kleinerer Zuarbeit hinaus. Bei diesen Tätigkeiten, die entweder langfristig angelegt sind oder größeren Arbeitsaufwand erfordern, werden im Bereich »Datenverarbeitung« eigene Projekte abgewickelt oder eigenständige Arbeiten für andere Fachabteilungen durchgeführt. Beispielhaft werden im folgenden einige dieser Arbeiten beschrieben:

Entwicklung effizienter Methoden für mehrdimensionale 2-Phasen-Fluiddynamik
Es werden einige Projekte bearbeitet, bei denen die Beantwortung der technischen Fragestellung die Durchführbarkeit der Berechnung von 2-Phasen (Wasser-Dampfgemisch)-Strömungen voraussetzen wird. Derartige Rechnungen können z.B. mit dem auf konventionellen Finiten-Differenzen-Methoden basierenden US-Code TRAC durchgeführt werden, jedoch mit einem verhältnismäßig hohen Zeitaufwand. Ziel der laufenden Eigenentwicklung ist es – unter Benutzung der bereits früher für Neutronenphysik-Probleme entwickelten äußerst leistungsfähigen CUBBOX-Methode[1)2)3)] –, die Simulation 2phasiger Strömungsvorgänge wesentlich zu beschleunigen. Rechnungen mit einer im Jahr 1977 erstellten eindimensionalen Version der neuen Methode weisen darauf hin, daß auch für die Fluiddynamik Effizienzgewinne ähnlich denen mit CUBBOX mögliche sein werden[4)].

1) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner:
Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light Water Reactor Cores
Nuclear Science and Engineering, Bd. 63 (1977), S. 437/56
2) Langenbuch, S., W. Maurer und W. Werner:
High Order Schemes for Neutron Kinetics Calculations, Based on a Local Polynomial Approximation
Nuclear Science and Engineering, Bd. 64 (1977), S. 508/16
3) Werner, W.:
Kinetics of Nuclear System – Solution Methods for the Space-Time Dependent Neutron Diffusion Equation
Advances in Nuclear Science and Technology Bd. 10, S. 313/64
4) Romstedt, P., und W. Werner:
Efficient High-Order Method for the Solution of Fluid Dynamics Equations
Nuclear Science and Engineering, Bd. 64 (1977), S. 208/18

Probabilistische Methoden

Probabilistische Methoden gewinnen zunehmend an praktischer Bedeutung. Dieser Trend hat sich auch auf den Umfang einschlägiger Tätigkeiten innerhalb der GRS ausgewirkt. Stellungnahmen zu fremden und Ausarbeitung von eigenen Verfahrensvorschlägen wurden erforderlich. Im Zusammenhang mit der Risikostudie galt das besondere Interesse den Problemen der probabilistischen Modellierung von Zufallsereignissen mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit.

Der Lösung der damit verbundenen Probleme kam die Mitarbeit in einer internationalen Expertengruppe zugute. Das gleiche gilt auch für die Kommunikation wahrscheinlichkeitstheoretischer und statistischer Begriffsinhalte, Zusammenhänge und Methoden.

Fortschrittliche Festigkeitsanalysen

Für Festigkeitsanalysen werden in erheblichem Umfang die Finite-Elemente-Programmsysteme ASKA und SAP eingesetzt, z.B. zur Berechnung statischer Ersatzlasten auf Abblasesysteme in der Kondensationskammer von Leichtwasserreaktoren bei Notkühlfällen. Einige Probleme, bei denen das dynamische Verhalten zu untersuchen war, erforderten erst eigene Entwicklungsarbeit, die in der Erstellung eines modalen Verfahrens unter Benutzung der mit dem ASKA-Programm gewonnenen Eigenwerte und Eigenvektoren bestand. Damit wurden die Vorhaben

- Berechnung des Verhaltens des Heißdampfreaktors (HDR) bei Shaker- und Sprengversuchen,
- Berechnung der Etagenantwortspektren für Reaktorgebäude im Falle Flugzeugabsturz und Druckwelle

bearbeitet. Außerdem wurden Vergleichsrechnungen verschiedener Finite-Elemente-Programme unter Berücksichtigung nichtlinearen Materialverhaltens durchgeführt.

Zur Bestimmung von Lastkurven schnellfliegender Militärmaschinen verschiedenen Typs wurde ein modifiziertes Differenzverfahren erstellt, das eine genauere Behandlung der Ablösung von Massen erlaubt.

Automatisierte Programmüberprüfung

Der Einsatz von Prozeßrechnern für Aufgaben, die hohe Zuverlässigkeit erfordern (z.B. der Einsatz von Prozeßrechnern in Kernkraftwerken oder zur Überwachung und Regelung von Verkehrsmitteln) ist nur möglich, wenn zuverlässige Aussagen über das Verhalten von Hard- und Software gemacht werden können. Hinsichtlich der verwendeten Software ergibt sich dabei das Problem des Nachweises der Fehlerfreiheit. Als brauchbares Instrument hierzu bietet sich die Automatisierung dieses Nachweises per Programm an, da mit einem einmal vorhandenen derartigen Programm beliebig viele Prozeßrechnerprogramme analysiert werden können. Als Ergebnis der im Jahr 1977 durchgeführten Arbeiten liegt als Teillösung der insgesamt sehr komplexen Aufgabe ein Programmsystem vor, das die Struktur von im ASME-PEARL-SUBSET/1 geschriebenen Moduln von Prozeßrechner-Programmen ermittelt[1]).

Simulierte Hardwarefehler

Die Aufgabe ergibt sich ebenso, wie beim vorhergehend beschriebenen Vorhaben aus dem Einsatz von Prozeßrechnern für sicherheitsrelevante Funktionen. Neben der Häufigkeit des Auftretens von Hardwarefehlern interessiert hier auch deren Auswirkung auf den zu steuernden Prozeß. Dazu wurde ein Programm zur Simulation des Signalablaufs in einer hardware-fehlerbehafteten Rechnerlogik entwickelt. Ausgehend vom Katalog der logischen Verknüpfungen eines Schaltwerks, simuliert es den Signalablauf der logischen Zustände. Durch »Einbau« von Hardwarefehlern an beliebiger Stelle ist die Kontrolle der Auswirkungen auf alle Folgesignale möglich[2]).

[1]) Okroy, K.:
Stand der Entwicklung eines Analysators für PEARL-Programme
PDV-Entwicklungsnotiz, Dezember 1977

[2]) Schwaiger, R.:
Standardprogramm zur Simulation der Wirkung von Hardwarefehlern in einer frei programmierten Rechnerlogik
PDV-Bericht, Dezember 1977

Programmierung

Aufgabenspektrum

Ein wesentlicher Teil der in der GRS bearbeiteten Projekte hat die Entwicklung, Erweiterung oder Verbesserung meist sehr umfangreicher Codes zum Ziel. Es handelt sich dabei sowohl um Eigenentwicklungen (z.B. DAPSY, CUBBOX), als auch um externe, vornehmlich aus den USA übernommene Programme (z.B. RELAP, SAS und MEKIN).

In Verbindung mit dem Aufgabenkomplex der anwendungsorientierten Produktionsprogramme entstehen weitere Programmierungsarbeiten bei der Entwicklung von häufig gebrauchten Standardfunktionen oder Programmen zur Datenauswertung. Eine besondere Rolle spielen dabei PLOT-Programme zur graphischen Darstellung der Rechenergebnisse, deren Leistungsumfang und Anwendungsbereich stark erweitert wurde.

Daneben erforderten die eigenen DV-Einrichtungen eine kontinuierliche programmtechnische Betreuung, um funktionelle Verbesserungen zu erzielen und die Ausstattung neuen Bedürfnissen oder geänderten Anschlußbedingungen anzupassen.

Solche Arbeiten entstanden z.B. im Zusammenhang mit dem Ausbau des benutzten Rechenzentrums des Instituts für Plasmaphysik (IPP), Garching, und vorbereitend für die Systemumstellung (Übergang auf MVS) bei der Anlage der KFA Jülich.

Programmtechnische Zielsetzungen

Die in der GRS bearbeiteten und eingesetzten Programme erreichen vielfach einen Umfang, der an die Grenzen der Leistungsfähigkeit auch sehr großer DV-Anlagen stößt. Gleichzeitig wächst mit dem Programmumfang die Schwierigkeit, die einwandfreie programmtechnische Funktion zu gewährleisten bzw. Fehlerquellen zu bestimmen und zu eliminieren. Eine effiziente Weiterentwicklung solcher Codes setzt daher die Anwendung geeigneter Programmierverfahren und die Einhaltung einheitlicher Richtlinien voraus. Diese Prinzipien des »Software Engineering« betreffen die grundsätzliche Entwicklungs- und Entwurfsmethodik, Techniken der Programmstrukturierung, Optimierungsstrategien und die schritthaltende Dokumentation.

Die Voraussetzungen für die Anwendung dieser Programmiermethoden wurden in der GRS durch die organisatorische Zusammenfassung der Programmierkapazität realisiert, wodurch eine kontinuierliche und systematische fachliche Anleitung der Mitarbeiter in der Programmierung möglich wird.

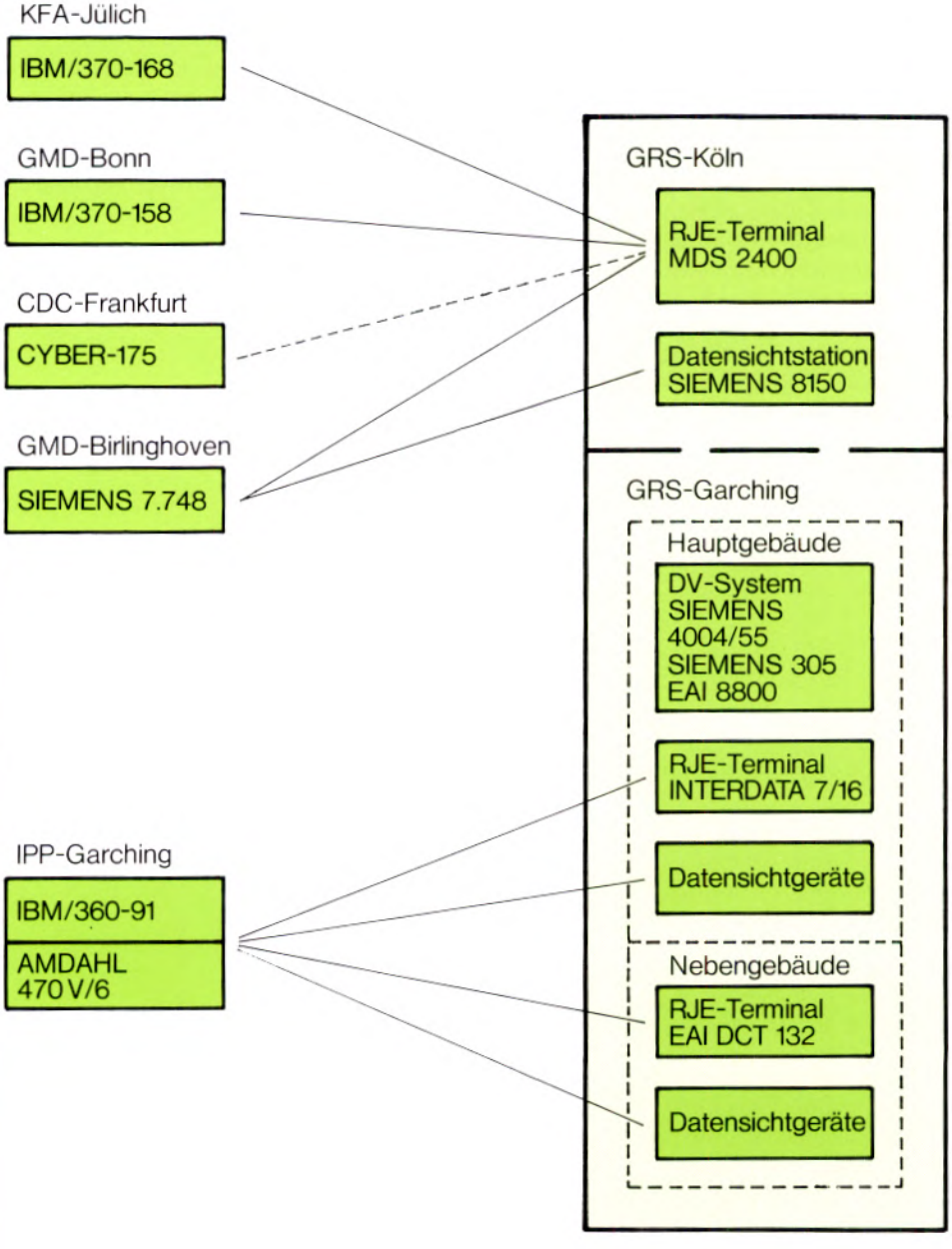


Bild 41: DV-Anlagenausstattung und Terminalanschlüsse

Anwendung der Datenverarbeitung

Anlagenausstattung

Die anfallenden Datenverarbeitungsaufgaben werden im Betriebsteil Köln der GRS über ein »Remote Job Entry (RJE)«-Terminal vom Typ MDS 2400 und eine Datensichtstation vom Typ SIEMENS 8150 abgewickelt. Über Datenfernleitungen können damit verschiedene externe Rechenzentren angesprochen und benutzt werden (**Bild 41**).

Im Betriebsteil Garching standen neben der seit dem Jahr 1968 installierten eigenen DV-Anlage zwei RJE-Datenstationen sowie eine Reihe von Datensichtgeräten zur Verfügung, die an das Rechenzentrum des benachbarten Instituts für Plasmaphysik angeschlossen sind. Das GRS-eigene DV-System, dessen Leistungsfähigkeit den gestiegenen Anforderungen in den letzten Jahren immer weniger gerecht werden konnte, wurde gegen Jahresende abgerüstet. An seine Stelle tritt eine leistungsfähigere Anlage.

Datenverarbeitungsumfang

Der Umfang der technisch-wissenschaftlichen Datenverarbeitung hat in der GRS gegenüber dem Jahr 1976 – bezogen auf die Summe der Rechenleistungen in IRS und LRA – weiter zugenommen. Obwohl auf Grund der hohen Auslastung der benutzten Rechenzentren der gegebene Rechenbedarf nur unzureichend befriedigt werden konnte, betrug die Steigerung rund 20 %; dabei entfielen auf das Institut für Plasmaphysik fast 50 % (rd. 950 TDM), auf die KFA Jülich etwa 30 % (rd. 480 TDM) der Rechenleistung und der Rest zu etwa gleichen Teilen auf die GMD und die GRS-eigene Maschine.

3.14 Entwicklung im nationalen und internationalen Regelwerk

Aufbau und Zweck eines Regelwerks

Die Vorschriften auf dem Gebiet der Kerntechnik lassen sich, soweit die nationalen Vorschriften betroffen sind, aus hierarchischer Sicht und hinsichtlich ihres Detaillierungsgrades in eine Pyramide einordnen (**Bild 42**):
Die rechtlichen Voraussetzungen für die friedliche Entwicklung und Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik wurden durch das »Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)« vom 23. Dezember 1959, zuletzt 1976 geändert, geschaffen. Ergänzt werden die allgemeinen Vorschriften des Atomgesetzes durch die auf Grund dieses Gesetzes ergangenen sowie vorgesehenen Verordnungen: Strahlenschutzverordnung, Atomrechtliche Deckungsvorsorgeverordnung usw.
Die Erfüllung der im Atomgesetz (AtG) und in den daraus abgeleiteten Rechtsverordnungen gestellten Anforderungen an das Sicherheitsniveau der Kerntechnik erfordert aber, daß Zufälligkeiten und Unzulänglichkeiten des individuellen Ermessens durch eindeutige Aussagen und Forderungen soweit wie möglich ausgeschlossen werden. Deshalb müssen – ausführend zu den rechtlichen Bestimmungen der Gesetze und Verordnungen (Regeln des Rechts) – in technischen Regeln (Regeln der Technik) eindeutige, verständliche und nachvollziehbare Beurteilungsmaßstäbe aufgezeigt werden. Solche Regeln der Technik sind die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, die sicherheitstechnischen Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA) sowie sonstige Richtlinien und Leitlinien.
Aufgabe und Zweck eines sicherheitstechnischen Regelwerks ist neben der im Vordergrund stehenden Sicherheitsfunktion, die u.a. durch eine systematische Behandlung aller sicherheitstechnisch relevanten Gesichtspunkte erreicht wird, die Rationalisierung technischer und administrativer Bereiche sowie die Darstellung der Praxis in der Kerntechnik zur Information im In- und Ausland.

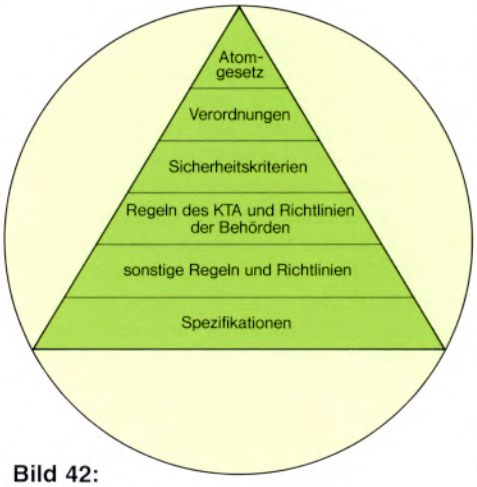


Bild 42:
Einordnung kerntechnischer Vorschriften

Aktivitäten im nationalen Bereich

Während die Regeln des Rechts vom Gesetzgeber unter Hinzuziehung von externen Fachleuten, z.B. auch GRS-Mitarbeitern, erstellt werden, liegt die Erarbeitung von Regeln der Technik im allgemeinen in den Händen regelgebender Gremien, wie z.B. des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) oder des Normenausschusses Kerntechnik (NKe) im Deutschen Institut für Normung (DIN). Darüber hinaus sehen auch die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, besonders aber der Bundesminister des Innern (BMI), eine ihrer Aufgaben darin, für die Aufstellung verfahrenstechnischer und spezieller sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen. Das damit verbundene Programm unter unmittelbarer Federführung des BMI betrifft hauptsächlich die beiden mittleren Abschnitte der dargestellten Pyramide, nämlich die Erarbeitung und Verabschiedung der »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« (Neufassung vom 21. Oktober 1977)[1]) sowie einer Reihe weiterer Richtlinien[2]).

[1]) Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. 11. 1977
[2]) z.B. Umwelt, Nr. 58 vom 26. 9. 1977

Zur Vorbereitung dieser Kriterien und Richtlinien, die im Zusammenwirken mit Herstellern, Betreibern und Gutachtern entstehen, bedient sich der BMI vorrangig unserer Gesellschaft. Im folgenden werden einige Schwerpunkte der darauf beruhenden GRS-Aktivitäten aufgezeigt.

Eine wesentliche Grundlage für die vom Länderausschuß für Atomkernenergie verabschiedeten Kriterien bildeten die 1969 vom damaligen IRS erstellten »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke«. Daneben erwiesen sich in diesem Zusammenhang die vorliegenden amerikanischen »General Design Criteria« mit den vom IRS durchgeführten vergleichenden Darstellungen der deutschen und amerikanischen Praxis als nützlich.

Diskussionen um einige in den Sicherheitskriterien enthaltene Grundsätze veranlaßten den BMI bzw. den Länderausschuß für Atomkernenergie, zwei an die Sicherheitskriterien anknüpfende Vorhaben zu initiieren, nämlich die

- Beschreibungen der gegenwärtigen Praxis zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Praxisbeschreibungen),
- Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke (Interpretationen).

Die Praxisbeschreibungen, die wertungsfreie Informationen zur praktischen Auslegung spezieller Sicherheitskriterien darstellen, wurden von der GRS vorbereitet, in gemeinsamen Sitzungen mit Vertretern der Technischen Überwachungs-Vereine (TÜV) überarbeitet und an die Hersteller, Ersteller und Betreiber von Kernkraftwerken zur Stellungnahme weitergeleitet. Bislang sind folgende Praxisbeschreibungen, in denen auch die Kommentare der Industrie aufgeführt sind, als IRS- bzw. GRS-Sonderdrucke veröffentlicht worden:

- Strahlenbelastungen in der Umgebung – Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Sicherheitsbehälters beim DWR (Sicherheitskriterium 2.3),
- Gestaltung von Arbeitsplatz, Arbeitsablauf und Arbeitsumgebung (Sicherheitskriterium 2.5),
- Einwirkungen von außen; Teilaspekt Flugzeugabsturz (Sicherheitskriterium 2.6),
- Brand- und Explosionsschutz; Teilaspekt Schutz von Kernkraftwerken gegen Brände internen Ursprungs (Sicherheitskriterium 2.7),
- Auslegungsgrundlagen des Sicherheitseinschlusses, Bestimmung von Auslegungsdruck und Auslegungstemperatur des Volldrucksicherheitsbehälters (DWR) (Sicherheitskriterium 8.2).

Die Interpretationen, die bestimmte mit Interpretationsspielräumen behaftete Einzelaussagen der Sicherheitskriterien verfeinern sollen, werden von der »TÜV-Leitstelle Kerntechnik« soweit vorbereitet, daß die gefaßten Beschlüsse als Grundlage für eine Diskussion im größeren Kreise dienen können. Die TÜV-Leitstellen-Beschlüsse Nr. 66, 67, 68, 70, 71, 76, 88 und 89, die im Berichtszeitraum erarbeitet wurden, liefern Interpretationen zu den Aspekten:

- Einzelfehler,
- Wasserstoffkonzentration,
- Brennelementlagerung,
- Einwirkungen von außen,
- sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile,
- Gebäudesprühsystem,
- Brandschutz/Strahlenschutz.

Einen größeren Komplex im Richtlinienprogramm der Behörden stellen die Richtlinien zur Verbesserung der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren dar. Sie umfassen neben der »Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor«[1]) und den »Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke«[2]), bei deren Erarbeitung das IRS mitwirkte, die »Richtlinien über die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen«. Mit der Federführung für die Erstellung entsprechender Richtlinienentwürfe hat der BMI die GRS beauftragt. Gemäß diesem Auftrag sorgt die GRS für die Abstimmung der von der GRS vorbereiteten Entwurfsvorlagen mit den Sachverständigen verschiedener TÜV und für die Diskussion mit Herstellern, Erstellern und Betreibern von Kernkraftwerken, bevor die daraus resultierenden Richtlinienentwürfe dem Länderausschuß für Atomkernenergie zur Verabschiedung vorgelegt werden. **Tafel 7** gibt Auskunft über den Stand des Richtlinienprogramms für die Informationszusammenstellungen.

[1]) Gemeinsames Ministerialblatt (GMBl) 1976, S. 418
[2]) Gemeinsames Ministerialblatt (GMBl) 1976, S. 199

Mit den »Bewertungsdaten für die Eigenschaften von Kernkraftwerksstandorten aus der Sicht von Reaktorsicherheit und Strahlenschutz«[1]) war 1975 eine Vorlage des IRS vom Länderausschuß für Atomkernenergie verabschiedet worden, für die nach einer anfänglichen Erprobungsphase nun eine Überarbeitung vorgesehen war. Zu diesem Zweck wurde im Auftrag des BMI u. a. ein Vergleich der in anderen Staaten angewandten Richtlinien und Praktiken zur Standortauswahl und Standortbeurteilung angestellt, da in einigen Staaten gerade in den letzten Jahren starke Aktivitäten auf diesem Gebiet zu verzeichnen waren. In **Bild 43** sind mit Ausnahme der USA die Länder gekennzeichnet, deren Vorgehensweisen bei der Standortauswahl und -beurteilung in dem Vergleich beschrieben werden.

[1]) Umwelt, Nr. 43, September 1975

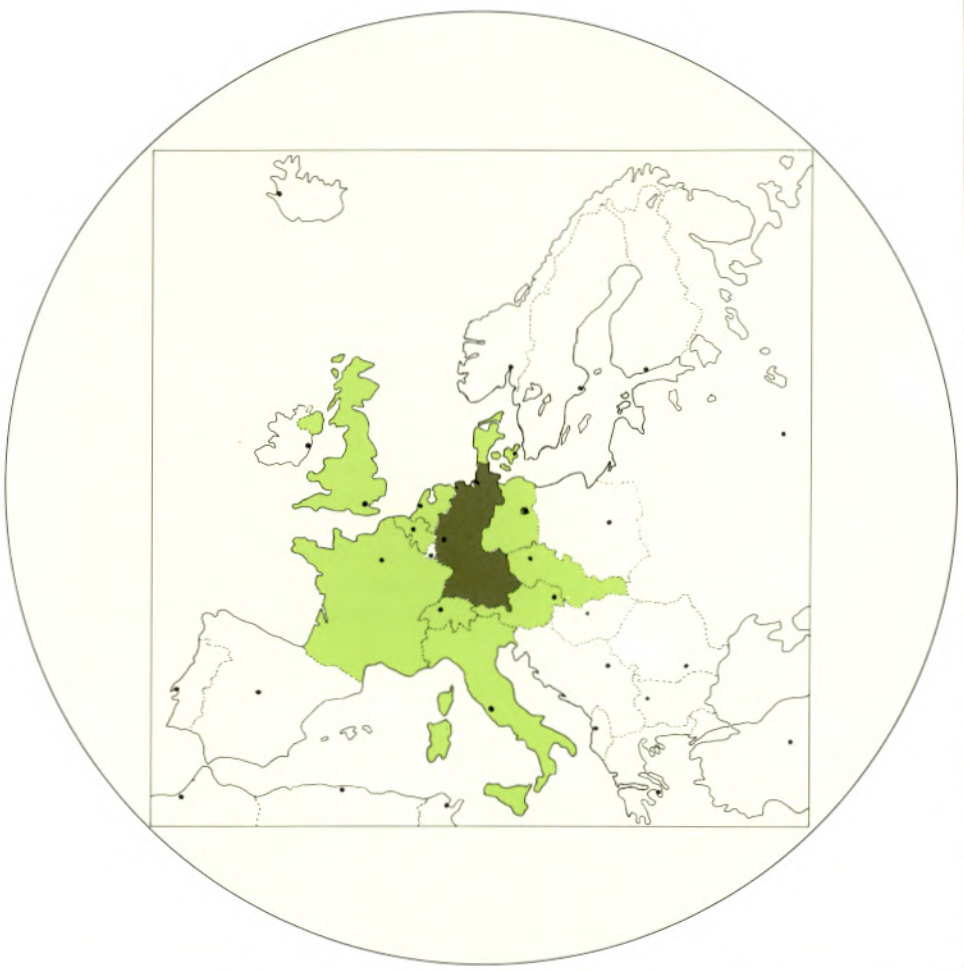


Bild 43:
Europäische Staaten, die beim Vergleich der Standortbewertungs- und -auswahlverfahren untersucht wurden

Zur Weiterentwicklung des nationalen Regelwerks hat die GRS auch durch die Mitarbeit in regelgebenden Gremien beigetragen. Dies trifft vor allem für die Arbeiten des KTA und NKe zu. Federführend wurden von der GRS beispielsweise die Regeln KTA 2201.1, 2201.5, 2202 und 3502 behandelt. Weiterhin wurden vorbereitende Arbeiten für Empfehlungen der Strahlenschutzkommission (SSK) übernommen sowie an Beschlüssen und Weisungsbeschlüssen der »TÜV-Leitstelle Kerntechnik« mitgewirkt.

Aktivitäten im internationalen Bereich

Die GRS-Aktivitäten im Rahmen der internationalen Regelentwicklung liegen hauptsächlich bei der Mitwirkung im Regelprogramm der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) und der Unterstützung der Harmonisierungsbemühungen der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG). Die von deutscher Seite zu erbringende fachliche und koordinierende Betreuung dieser Arbeiten, die auch die Schwerpunkte des BMI-Regelprogramms im internationalen Bereich bilden, ist der GRS vom BMI übertragen worden.

Der beträchtliche Aufwand, der für das umfangreiche IAEA-Regelprogramm erforderlich ist, läßt sich an Hand der Zahl der zu behandelnden Themen und der Liste der einzelnen Arbeitsschritte bei der Erstellung von Codes of Practice und Safety Guides abschätzen.

Zur Darstellung der Entstehungsgeschichte von Codes und Guides seien folgende charakteristische Etappen genannt:

Themenwahl – Zusammenstellung von Grundlagenmaterial – Erarbeitung eines Rohentwurfs durch eine Working Group – Überprüfung und gegebenenfalls Überarbeitung des Rohentwurfs durch ein Technical Review Commitee (TRC) – Prüfung des TRC-Entwurfs durch die Senior Advisory Group (SAG) – Kommentierung seitens der IAEA-Mitgliedstaaten – Verwertung der abgegebenen Stellungnahmen – abschließende Prüfung durch die SAG – Billigung durch den Gouverneursrat. Die schematische Darstellung dieses Verfahrens verdeutlicht **Bild 44**.

Fertiggestellt und im Gemeinsamen Ministerialblatt veröffentlicht sind die Informationszusammenstellungen zu den Themen:

Standort
Sicherheitsbehälter
Reaktordruckbehälter*
Notstromversorgung
Einbauten des Reaktordruckbehälters*
Einbauten des Sicherheitsbehälters
Reaktorschutzsystem*
Reaktorkern*
Steuer- und Abschaltsysteme*
Druckhalte- und Abblasesysteme (DWR)*

In Bearbeitung befinden sich die Themen:

Not- und Nachkühlsystem
Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen des Primärkreislaufes
lüftungstechnische Anlagen
Lagerung und Aufbereitung radioaktiver Reststoffe
Strahlenschutz und Aktivitätsüberwachung

Folgende Themen sind noch vorgesehen:

elektrische Anlagen
Anlagen zum Messen, Steuern und Regeln einschließlich Warte und Notsteuerstelle
Fernmelde-, Alarm-, Ruf-, Meldeanlagen
bauliche Anlagen
Druckabbausystem
Dampferzeuger
Reaktorhilfsanlagen
Kühlwassersysteme
Einrichtungen zum Schutz vor Brand, Explosionen und Schadstoffen
Dampfkraftanlage
Kraftwerkhilfsanlagen

* Diese neu erarbeiteten bzw. überarbeiteten Informationszusammenstellungen wurden 1977 im Gemeinsamen Ministerialblatt veröffentlicht.

Tafel 7:
Richtlinien über die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen

Dieses Verfahren war bzw. ist für 5 Codes of Practice und 49 Safety Guides zu durchlaufen. Von diesen in die 5 Themenbereiche:

- ☐ Governmental Organization,
- ☐ Siting,
- ☐ Design,
- ☐ Operation,
- ☐ Quality Assurance

eingeteilten Einzelthemen waren 1977 bereits 7 verabschiedet, 42 in Bearbeitung und 5 weitere geplant.

Zur Harmonisierung von Regeln und Richtlinien sowie der bei der Sicherheitsbeurteilung angewandten Methoden hat die KEG eine Arbeitsgruppe, bestehend aus Vertretern der Kernkraftwerksindustrie, der Betreiber, der Behörden sowie eingeschalteter Sachverständigenorganisationen, einberufen. Die wesentliche Aufgabe dieser Arbeitsgruppe bestand neben der Erfassung der gültigen nationalen Regeln und Richtlinien in einem Austausch von Informationen über spezifische Probleme bei der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren. Dazu wurden zu den Themen

- ☐ Flugzeugabsturz,
- ☐ seismische Einwirkungen,
- ☐ externe Explosionen,
- ☐ Überschwemmungen,
- ☐ Kühlmittelverluststörfall – mechanische und thermohydraulische Effekte,
- ☐ Kühlmittelverluststörfall – radiologische Auswirkungen,
- ☐ Störfälle bei der Brennelementbehandlung,
- ☐ Turbinenexplosion,
- ☐ Ausfall der Stromversorgung,
- ☐ Frischdampfleitungsbruch innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters bei DWR- und SWR-Anlagen,
- ☐ Pumpenschwungradversagen

Fragebögen aufgestellt und beantwortet mit dem Ziel, die daraus resultierenden Informationen in Syntheseberichten so zu verwerten, daß Gemeinsamkeiten und Unterschiede bei der Sicherheitsbeurteilung aufgezeigt werden. Die genannten Syntheseberichte wurden bzw. werden erstellt und überprüft sowie weitere Themen in Angriff genommen.

Zur Entwicklung und Verbreitung nationaler und internationaler Vorschriften trägt die GRS nicht nur durch die bereits erwähnten Aufgaben, sondern auch durch weitere Aktivitäten, wie z. B. die Übersetzung und Auswertung in- und ausländischer Unterlagen, bei. Hervorzuheben sind außerdem die Kontakte mit ausländischen Stellen, denen durch die Bereitstellung entsprechender Informationen und Erläuterungen ein Überblick über das deutsche Regelwerk vermittelt wird.

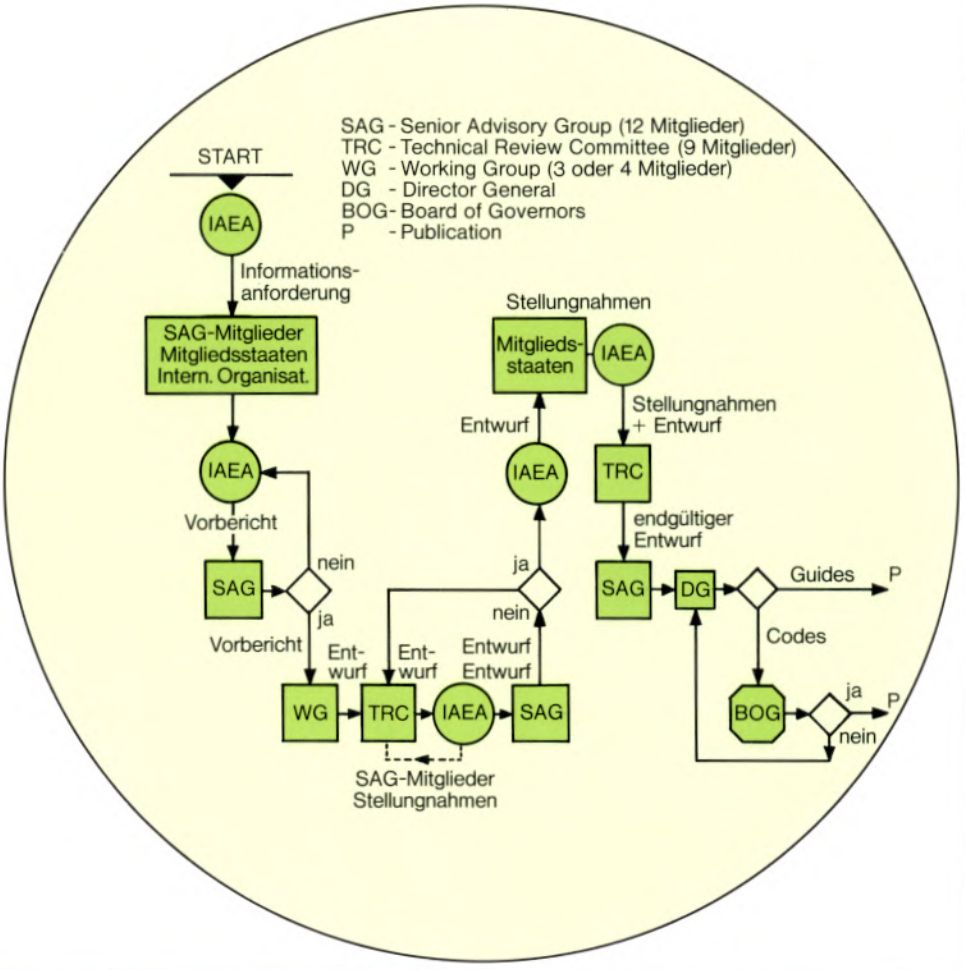


Bild 44:
Verfahrensablauf für die Erarbeitung von IAEA-Codes und -Guides

3.15 Information der Öffentlichkeit

Die kontroverse Diskussion um die friedliche Nutzung der Kernenergie nahm im vergangenen Jahr eine Entwicklung, die dadurch geprägt wurde, daß die eingetretene Stagnation bei der weiteren Erteilung von atomrechtlichen Genehmigungen beinahe zu einem von einflußreichen Gruppierungen und Einzelpersönlichkeiten geforderten Moratorium geführt hätte. Die Diskussion in allen gesellschafts- und wirtschaftspolitisch wichtigen Gruppen zeigte lange Zeit eine ambivalente Tendenz, die auch starken Einfluß auf das Energieprogramm der Bundesregierung hätte nehmen können. Das konkrete Ergebnis dieser Entwicklung dokumentiert sich im Energieprogramm der Bundesregierung, das diese – wie mit der Veröffentlichung der »Grundlinien und Eckwerte für die zweite Fortschreibung des Energieprogramms« am Anfang des Berichtszeitraumes angekündigt – zum Ende des Berichtsjahres zum zweiten Male fortgeschrieben und damit den energiepolitischen Rahmen für die nächsten Jahre abgesteckt hat. Danach sind die prognostizierten Zubauleistungen an Kernkraftwerken zwar weiter zurückgenommen worden; nach wie vor erhält die Kernenergie ihre Bedeutung jedoch dadurch, daß fossile und regenerative Energien den Strombedarf nicht voll abdecken können.

Die Diskussion um das Für und Wider der friedlichen Nutzung der Kernenergie, die seit nunmehr mindestens 5 Jahren auch bewußt mit der Öffentlichkeit ausgetragen wird, wurde durch drei Faktoren entscheidend beeinflußt:

- das Ringen aller wichtigen Gruppen unserer Gesellschaft um einen mehrheitlich getragenen Standpunkt zur friedlichen Kernenergienutzung,
- die Erweiterung der überwiegend technisch-wissenschaftliche Sachverhalte betreffenden Diskussion um die Frage nach weiterem Wirtschaftswachstum und Verbesserung der Lebensqualität,
- die Verlagerung der Diskussion auf die Probleme der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Kernbrennstoffen und die Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe.

Neben der rein sachlichen Ausweitung der Diskussion führte diese Entwicklung dazu, daß zu den hinlänglich bekannten und emotionsgetragenen Argumenten gegen die Kernenergie solche hinzukamen, die nicht nur fachlich herausforderten, sondern auch verstärkt sozialpolitische und ethisch-moralische Komponenten aufweisen. Erinnert sei in diesem Zusammenhang an das entscheidende Argument des Deutschen Gewerkschaftsbundes, das vor allem durch die Sorge um die Arbeitsplätze und weiteres wirtschaftliches Wachstum zustande kam und das letztlich zu dem positiven Votum für eine weitere Nutzung der Kernenergie führte.

Die öffentliche Diskussion wird auf absehbare Zeit allerdings noch nicht beendet sein. Alle zur Information verantwortlich Aufgerufenen dürfen die Information der Öffentlichkeit nicht wieder zur bloßen Pflichtübung abgleiten lassen. Aktive Informationsprogramme müssen weiter entwickelt und durchgesetzt werden. Die Erfahrung zeigt, daß dort die nachhaltigsten Wirkungen erzielt werden, wo eine sachgerechte, emotionslose und damit glaubhafte Information vermittelt wird; sie soll zu größerer Transparenz der komplexen Zusammenhänge sowohl auf technisch-wissenschaftlicher, wie auf administrativer Ebene beitragen. Dieses Ziel verfolgt die Informationsarbeit der GRS. Dabei ist es von besonderem Vorteil, daß praktisch alle technisch-wissenschaftlichen Disziplinen, die zur Beurteilung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen und des Strahlenschutzes von Bedeutung sind, vertreten sind. Durch die im Auftrag atomrechtlicher Genehmigungsbehörden erstellten umfangreichen Stellungnahmen zu Kernenergiefragen, aber auch durch kurzfristige Anforderungen hat sich im Laufe der letzten Jahre ein umfangreicher Erfahrungsschatz angesammelt, der auch durch nationale und internationale Kontakte angereichert wird.

Folgende Ergebnisse im Berichtszeitraum sollen schwerpunktmäßig das Aufgabenspektrum der GRS-Informationsarbeit kennzeichnen.

Vorträge

In unmittelbarem Kontakt mit der interessierten Öffentlichkeit und besonderen Zielgruppen wurden 1977 etwa 40 Einzelvorträge und Referate gehalten. Die Veranstaltungen waren u.a. getragen von politischen Parteien, Jugendverbänden und Ausschüssen, engagierten kirchlichen und gewerkschaftlichen Verbänden.

Diese Art der Informationsvermittlung hat ihren besonderen Stellenwert, da sie gleichzeitig bei Diskussionen die Analyse der Informationsbedürfnisse ermöglicht, ohne die eine wirkungsvolle Information nicht auskommt.

Stellungnahmen
Viele Bürger, aber auch Bürgerinitiativen nehmen die Möglichkeit wahr, Eingaben an Bundes- und Landesbehörden zu machen. Viele Eingaben müssen als Ausdruck eines besonderen Engagements besorgter Bürger gewertet werden. Im Auftrag der zuständigen behördlichen Stellen wurden, soweit Sicherheitsfragen und Fragen des Strahlenschutzes angesprochen waren, dazu Stellungnahmen erarbeitet. Sie umfaßten u. a. folgende Themen:

- ☐ Geplante Erweiterung des Kernkraftwerkes Biblis um einen dritten Block,
- ☐ technische Sicherheit des Kernkraftwerkes Würgassen,
- ☐ Umgebungsüberwachung von kerntechnischen Anlagen und radioaktive Ableitungen,
- ☐ Fragen zur Standortwahl für Kernkraftwerke,
- ☐ Kritik aus den USA an der Schnellbrütertechnologie,
- ☐ Glaubwürdigkeit der für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zuständigen Stellen.

Berichte
In der Schriftenreihe »Stellungnahmen zu Kernenergiefragen« sind zwei weitere Titel erschienen:

- ☐ Standortwahl für Kernkraftwerke – Sicherheitstechnische Aspekte (GRS-S-17)
- ☐ Kernkraftwerk Biblis, Block A – Darstellung von Vorkommnissen in den Jahren 1975 und 1976 (GRS-S-18).

Die Thematik der Schriften wird einmal durch aktuelle Fragestellungen in der Kernenergiediskussion vorgegeben; sie umfaßt außerdem einzelne, in sich abgeschlossene Sachthemen.

Zusammenarbeit mit den Medien
Die Unterstützung von Journalisten durch Erläuterung komplexer technisch-wissenschaftlicher Zusammenhänge, die Bereitstellung von Hintergrundinformationen, Stellungnahmen und aktive Beteiligung durch Interviews und Teilnahme an öffentlichen Hearings im Fernsehen bildeten die Hauptmerkmale bei der Zusammenarbeit mit den Medien. So konnte zur sach- und fachgerechten Information der Öffentlichkeit beigetragen werden.

Erörterungstermine
Erstmals mit dem Erörterungstermin für den geplanten Block C des Kernkraftwerks Biblis wurde ein Erörterungstermin nach der neuen atomrechtlichen Verfahrensverordnung vom 1. 3. 1977 durchgeführt. GRS-Sachverständige waren an der Vorbereitung und der fachlichen Unterstützung der atomrechtlichen Genehmigungsbehörden beteiligt. Der Erörterungstermin war gekennzeichnet durch die breitgefächerte Diskussion nahezu aller Kernenergiethemen. Die vielen Bürgerinitiativen und Einzelpersonen, die als Einwender auftraten, nahmen die Gelegenheit wahr, den behördlichen Vertretern detailliert die Einwände, die das Gesamtspektrum der Kernenergie umfaßten, darzulegen. Die Ende des Berichtszeitraumes begonnene Auswertung des Erörterungstermins im Hinblick auf genehmigungsrelevante Einwendungen wird im Frühjahr 1978 abgeschlossen.

Anfragen
Aus der interessierten Öffentlichkeit erreichten uns im Berichtsjahr entweder direkt oder über behördliche Stellen über 1000 Anfragen in brieflicher Form. Den dort formulierten Anliegen wurde durch einfache Sachdarstellungen, Literaturhinweise und Übersendung eigener sowie anderer Publikationen nachgekommen.

Informationsdienste
Die wöchentliche Herausgabe der GRS-Kurzinformationen wurde, wie in den Vorjahren, fortgesetzt. Ihr Ziel ist die Unterrichtung von Bundes- und Landesbehörden sowie sonstiger interessierter Stellen im In- und Ausland über neue Erkenntnisse, Entwicklungen und Vorkommnisse, soweit diese für die Reaktorsicherheit, den Strahlenschutz und damit zusammenhängende Fragen von Bedeutung sind.

Gäste aus dem Ausland
Die GRS hat sich für das Ausland zu einer Informations- und Anlaufstelle in der Bundesrepublik Deutschland entwickelt. Sowohl Gäste aus Ländern, die bereits die Kernenergie wirtschaftlich nutzen, wie auch aus Ländern, die am Anfang ihrer Kernenergieentwicklung stehen, nehmen die Gelegenheit wahr, sich umfassend in der GRS über atomrechtliche Genehmigungsfragen, neue technische Entwicklungen und unsere Standpunkte bei der sicherheitstechnischen Beurteilung kerntechnischer Anlagen zu informieren.

4. Forschungsbetreuung und ihre Aufgaben

Die Zentralstelle »Forschungsbetreuung« nimmt in Erfüllung bestehender Verträge mit dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und dem Bundesminister des Innern (BMI) folgende Aufgaben wahr:

- Zusammenarbeit bei Planung und Aktualisierung von Programmen;
- Aktivitäten zur sach-, termin- und kostengerechten Abwicklung der Programme und der zugeordneten Projekte;
- Aufbereitung und Verteilung von Informationen über die Untersuchungen an die interessierten Stellen;
- Koordination im Rahmen von Zusammenarbeitsvereinbarungen mit ausländischen Stellen;
- Erledigung von Ad-hoc-Aktivitäten.

Im Rahmen der BMFT-Verträge sind die Vorhaben zur Reaktorsicherheitsforschung Gegenstand dieser Aktivitäten.

Vom BMFT wird ein breit angelegtes Forschungsprogramm gefördert, um

- das Wissen über das Verhalten der für die Sicherheit von kerntechnischen Anlagen wichtigen Systeme und Komponenten im gestörten und ungestörten Betrieb weiter zu verbessern und
- eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik zu gewährleisten, die dem allgemeinen Fortschritt der Kerntechnik und der zunehmenden Nutzung der Kernenergie Rechnung trägt.

Hier geht es im wesentlichen darum, daß an der Durchführung des Programms alle kompetenten Stellen beteiligt werden und Behörden, Gutachter, Industrie und Forschungsstellen kontinuierlich die für sie notwendigen Informationen erhalten. Internationale Kooperation soll dazu beitragen, die Forschungsarbeiten auf eine breite Grundlage zu stellen und die zur Verfügung stehenden Mittel optimal einzusetzen.

Projekt	Stellungnahmen zu Anträgen	Fachliche Beurteilungen	Sachverst.-Kreise-Sitzungen	Arbeitsgruppen-Sitzungen
Qualitätssicherung (QS)	20	27	4	–
Komponentensicherheit (KS)	8	11	2	–
Kernnotkühlung (KN)	19	17	5	18
Containment bei Kühlmittelverlust (CK)	7	9	6	6
Äußere Einwirkungen (AE)	5	4	3	3
Behälterversagen (BV)	1	2	–	–
Kernschmelzen (CS)	14	14	4	2
Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung (SS)	6	6	1	3
Risiko und Zuverlässigkeit (RZ)	4	3	3	3
HTR	–	–	–	–
SBR	6	2	–	2
Sonstiges – Strahlenschutz (SZ) – Spezielle Transienten (ST)	 2 6	 – –	 – 1	 – –
Insgesamt	98	95	29	37

BMFT-Berichtsaustausch	Anzahl der eingegangenen Berichte von				
	USNRC	EPRI	JAEB	sonstige	deutsche
	350	39	89	23	218
BMFT-Besuchsbetreuung	55 Besuche				

Tafel 8: Quantitative Bilanz der Zentralstelle Forschungsbetreuung 1977 (für BMFT)

Projekt	Forschungsplanung	Vorhabenvorbereitung und -verfolgung	Internationaler Austausch	Ergebnisdarstellung Berichts- und Informationstätigkeit
Gesamt-programm	Mitwirkung bei der redaktionellen Schluß-bearbeitung des Forschungs-programms „Reaktorsicherheit"	Betreuung der analytischen Arbeiten zur Auswertung und Fortführung von Versuchen des Forschungsprogramms „Reaktorsicherheit" Vorbereitung einer Datenbank „Reaktorsicherheit"	Durchführung des routinemäßigen Informationsaustausches: – BMFT/USNRC – BMFT/EPRI – BMFT/JAEB Betreuung zugehöriger Koordinatorensitzungen Mitwirkung in Arbeitsgruppen der Kommission der Europäischen Gemeinschaft (EG)	Einführung der Ergebnisdar-stellung durch Standard-informationsdienste im System PRÜFE, Einbeziehung der BMFT-Datei DAMIB GRS-F-Berichte: Berichte zur RS-Forschung – Berichtslisten eigener und ausländischer Berichte Mitwirkung bei Statusdarstellung des Gesamtprogramms, u. a. in "Nuclear Safety"
QS	Vorbereitungsarbeiten zum Forschungsprogramm „Leittechnik"	Vorhabeninitiierung zu: – "On-line"-Detektion durch Geräuschmessungen – laser-angeregte Ultraschall-messung	PISC-Mitarbeit: Koordination bei – HSST-Plattenprüfung – Meßdatenvergleich – Datenverarbeitung nach HDR-Vorbild Deutsch-französische Zu-sammenarbeit: Vorbereitungen und Festlegung des Vorgehens	Vorbereitung von Status-Berichten zur: – Qualitätssicherung – Fehlerfrüherkennung – Prüfung von Primärkreis-komponenten
KS	Abstimmung der Großvorhaben/ Teilprojekte: – Großbehälter – FKS – HDR im Gesamtrahmen des Projekts	Großvorhaben "FKS": Mitwirkung bei – Rahmenvereinbarung BMFT/Konsortium – Konsortialvertrag – Vertrag BMFT/Konsortium Großforschungseinrichtungen Geschäftsführung im Lenkungsausschuß	Vorbereitung der Erweiterung des Großvorhabens FKS auf inter-nationale Zusammenarbeit	Vorbereitung eines zusammen-fassenden Berichts zum gegenwärtigen Projektstand
KN	Abstimmung des Programms zur Einbeziehung des neuen Großvorhabens "2D/3D"	Vorbereitung der Entwicklung des FLUT-Programms zur Aus-wertung von PKL usw. in An-lehnung an TRAC und der Be-schaffung einer geeigneten Rechenanlage	Vorbereitung von Großvorhaben "2D/3D" (BMFT/USNRC/JAEB) durch trilaterale Besprechungen Vorbereitungen zur Übernahme des TRAC-Codes der USNRC Durchführung von Meßtechnik-Expertentreffen mit der USNRC Vorbereitung des Ergebnisaus-tauschs mit Frankreich, insbe-sondere auf den Gebieten Pumpenverhalten und Zwei-phasenmeßtechnik Initiierung von Pumpenunter-suchungen bei Westinghouse (Kanada)	Ergebnisbericht RS 36B: Nachweis des positiven Ein-flusses der Heißeinspeisung
CK	Abstimmung der Großvorhaben/ Teilprojekte: – HDR-Programm – Druckabbausysteme (DAS) im Gesamtrahmen des Projekts	Abstimmung des Programms für DAS-Mehrrohrversuche Betreuung der Teilvorhaben: – Armaturen – Reaktordruckbehälterein-bauten – Containment des HDR-Programmes	Planung eines Review Group Meetings mit USNRC zur DAS-Problematik Vorbereitungen zur Fortsetzung der deutsch-französischen Zu-sammenarbeit zu den Themen: – kritisches Ausströmen – Wärmeübergang	Verwirklichung zügiger Berichterstattung ("QUICK LOOK REPORTS") zu den Groß-versuchen des Projektes

Tafel 9: Sachbezogene Leistungsbilanz der Zentralstelle Forschungsbetreuung (Schwerpunkte der Tätigkeit 1977) BMFT-Projekte

Projekt	Forschungsplanung	Vorhabenvorbereitung und -verfolgung	Internationaler Austausch	Ergebnisdarstellung Berichts- und Informationstätigkeit
AE	Vorlage des Entwurfs eines Forschungsprogramms „Gasexplosion"	Abstimmung des neuen Vorhabens „Stoß auf Stahlbeton" und eines Ergänzungsvorhabens auf das Programm „Meppen"	Programmabstimmung mit EPRI, UKAEA und französischen Stellen zu relevanten Teilen des Projekts	Veranlassung der Auswertung des BMI-Statusberichtes „Gasexplosion" in bezug auf das neue Teilprogramm
BV	Vorschläge zur Definition des Projektes und Ausarbeitung der Projektstruktur	Vorbereitungen zur Auswertung der Untersuchungen zur Berstsicherung Initiierung von Arbeiten zum Behälterversagen		
CS	Erweiterung des Projektarbeitsgebietes: Einbeziehung nur partiellen Versagens oder verzögerten Eintretens der Notkühlung als Ausgangssituation	Abstimmung der Rand- und Anfangsbedingungen für die Untersuchungen zum erweiterten Programm	Intensiver Austausch mit USNRC-Delegation zum Gesamtprojekt und zur Erweiterung Vorbereitung und Betreuung eines Expertentreffens zu „Dampfexplosion" im Rahmen der deutschen Risikostudie	Berichterstattung im Rahmen des Austausches mit USNRC
SS	Aufbereitung des Programms für die Projektabwicklung Vorschläge für die Errichtung zweier Sachverständigenkreise	Initiierung von Vorhaben zu den Forschungsschwerpunkten: – Primärkreislauf-Kontamination – Freisetzung radioaktiver Stoffe – Stillegung	Erarbeitung eines Vorschlags für die EG: „Ausbreitung radioaktiver Stoffe im regionalen Bereich"	Übersicht zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufs
RZ		Mitwirkung bei der Abstimmung der Arbeiten zum Vorhaben „Deutsche Risikostudie" mit externen Stellen	Betreuung der fortlaufenden Abstimmung mit amerikanischen Stellen zur Risikostudie	
Fortgeschr. Reaktortypen	SBR: Vorschlag typspezifischer Schwerpunkte HTR: Vorlage des ergänzten HTR-Forschungsprogramms in überarbeiteter Form	Initiierung von Vorhaben zu den Schwerpunkten	Mitwirkung bei Erweiterung des BMFT/USNRC-Vertrages auf SBR-Sicherheitsforschung	Ergebnisbericht zur Wiederholungsprüfung (Grundlage einer Intensivierung der Arbeiten)
Sonstige Projekte	Vorlage eines Forschungsprogramms „Spezielle Transienten" (Ausfall einer Hauptwärmesenke und einer Systemkomponente)	Vorbereitung geeigneter Vorhaben zu „Spezielle Transienten" unter Einbeziehung des geplanten GKSS-Hochdruckstandes		
	Planung des Projekts „Mensch-Maschine" (Verhalten des Betriebspersonals)			

Erklärung der Abkürzungen:

USNRC: United States Nuclear Regulatory Commission
EPRI: Electric Power Research Institute
JAEB: Japan Atomic Energy Bureau
PISC: Plate Inspection Steering Committee
HSST: Heavy Section Steel Technology Program
HDR: Heißdampfreaktor Großwelzheim
FKS: Forschungsprogramm Komponentensicherheit
TRAC, FLUT: Rechenprogramme zum Wiederauffüllvorgang
UKAEA: United Kingdom Atomic Energy Authority
SBR: Schneller Brutreaktor
HTR: Hochtemperaturreaktor

Tafel 9: Sachbezogene Leistungsbilanz der Zentralstelle Forschungsbetreuung (Schwerpunkte der Tätigkeit 1977) BMFT-Projekte (Fortsetzung)

Projekt	Forschungsplanung	Vorhabenvorbereitung und -verfolgung	Internationaler Austausch	Ergebnisdarstellung Berichts- und Informationstätigkeit
Gesamt-programm			Durchführung des routinemäßigen Informationsaustausches: – BMI/USNRC Betreuung zugehöriger Administratorensitzungen	GRS-F-Berichte: – Fortschritt der Auftragsarbeiten – Berichtslisten ausländischer Berichte
RZ	Planungsarbeiten für Schadensumfanganalyse zum HTR			
Unter-irdische Bauweise (UB)	Programmvorschlag zur Durch-führung einer Kosten-Nutzen-Untersuchung	Veranlassung und Betreuung von Studien zur bauweise-spezifischen Standortvorsorge	Einbeziehung amerikanischer Aktivitäten, insbesondere der Kalifornischen Energiebehörde durch Vorbereitung und Auswertung der Reise einer deutschen Delegation	Vorlage des Entwurfs eines Statusberichtes
BMI-Berichtsaustausch: 234 Berichte, eingegangen von USNRC BMI-Besuchsbetreuung: 19 Besuche				

Tafel 10: Sachbezogene Leistungsbilanz der Zentralstelle Forschungsbetreuung (Schwerpunkte der Tätigkeit 1977) BMI-Projekte

Über die im Berichtsjahr erbrachten Routineleistungen gibt **Tafel 8** quantitative Auskunft. Die Aufteilung der Tabelle entspricht der Projektgliederung des BMFT-Forschungsprogramms.

Tafel 9 berichtet in knapper Form qualitativ über die Tätigkeit der Zentralstelle.
Im Rahmen der BMI-Verträge wirkt die Forschungsbetreuung an der Durchführung von Aufträgen mit, die der BMI auf dem Gebiet der Sicherheit kerntechnischer Anlagen finanziert. Die Ergebnisse dieser Aufträge (SR-Vorhaben) sollen zur Klärung noch offener Fragen beim Vollzug des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens beitragen.
Die Haupttätigkeiten der Zentralstelle in diesem Zusammenhang enthält **Tafel 10**.
Zusammenfassend wird in **Tafel 11** eine Übersicht über die Anzahl der Forschungsvorhaben und Untersuchungen gegeben; sie ist aufgeteilt in durchlaufende, im Berichtsjahr begonnene oder beendete und neu zur Antragstellung vorbereitete Vorhaben und Untersuchungen.

Projekt	durchlaufend		1977 beendet		1977 begonnen		Antrag 1977	
	BMFT	BMI	BMFT	BMI	BMFT	BMI	BMFT	BMI
QS	11	–	14	2	19	1	33	–
KS	3	–	5	1	5	2	9	–
KN	16	–	10	–	5	–	21	–
CK	2	–	7	–	2	1	9	–
AE	2	1	3	1	3	2	7	–
BV	1	1	–	–	1	–	2	–
CS	5	–	5	–	7	–	17	–
SS	5	1	2	1	4	–	7	–
RZ	4	1	–	1	2	–	6	–
UB	–	1	–	5	–	5	–	–
HTR	–	–	–	1	–	2	–	–
SBR	4	–	1	–	12	–	10	–
Allgemeines (AG)	5	1	–	–	2	12	2	–
Standortvorsorge (SV)	–	1	–	–	–	1	–	–
Atomrecht (AR)	–	1	–	–	–	1	–	–
Regeln u. Richtlinien (RR)	–	1	–	–	–	1	–	–
Insgesamt	58	9	47	12	62	28	123	–

Tafel 11: Zahl der von der Zentralstelle Forschungsbetreuung betreuten Vorhaben

5. Geschäftsstellen

5.1 RSK-Geschäftsstelle

Das IRS, Vorgängerorganisation der GRS, hatte seit seinem Bestehen die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) fachlich maßgeblich unterstützt. Im Rahmen der Reorganisation der Beratungsgremien des ehemaligen Bundesministers für Bildung und Wissenschaft (BMBW) wurde im Jahre 1971 die Aufgabenstellung der RSK geändert. Die damalige RSK wurde im Sommer 1971 aufgelöst und kurz darauf neu gebildet. Die Zuständigkeit für Reaktorsicherheit mit Ausnahme der Reaktorsicherheitsforschung ging durch den Organisationserlaß des Bundeskanzlers vom Dezember 1972 vom Bundesminister für Bildung und Wissenschaft auf den Bundesminister des Innern (BMI) über. Die RSK berät ausschließlich den BMI in allen Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Die Beratung soll sich auf neuartige Fragen und Probleme von grundsätzlicher Bedeutung konzentrieren.

Im Zuge der Reorganisation der RSK wurde bei der konstituierenden RSK-Sitzung im Oktober 1971 die Geschäftsführung dem IRS übertragen. Zur Wahrnehmung der Aufgaben wurde die Geschäftsstelle innerhalb des IRS als selbständige organisatorische Einheit gebildet. Zwischen BMI und Geschäftsführung des IRS wurde einvernehmlich geregelt, daß der Vorsitzende der RSK das Recht hat, der Geschäftsstelle nach Art, Umfang und Priorität die fachlichen Aufgaben zu stellen. Die der RSK zugeleiteten Beratungsunterlagen und Beschlußalternativen werden von der Geschäftsstelle unabhängig und in eigener fachlicher Verantwortung erarbeitet. Am 31. 12. 1976 wurde das IRS aufgelöst, die RSK-Geschäftsstelle wurde von der neugegründeten GRS übernommen. Sie besteht wie im IRS auch in der GRS als selbständige organisatorische Einheit und ist der GRS-Geschäftsführung lediglich in disziplinarischer Hinsicht unterstellt.

Aufgaben

Die Geschäftsstelle hat generell die Aufgabe, den BMI und die RSK bei der Durchführung von Aufgaben im Rahmen der Zweckmäßigkeitsaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen zu unterstützen. Im einzelnen werden die Aufgaben wie folgt umrissen:

- Vorbereitung und technische Abwicklung aller Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse;
- Zusammenstellung aller für die Beratung der RSK wesentlichen Informationen in konzentrierter Form;
- Information des BMI und der RSK über den Stand der Bearbeitung wichtiger Probleme in den laufenden Genehmigungsverfahren:
  Stand der Genehmigungsverfahren; Baufortschritt, Inbetriebnahme; Zeitpunkt erforderlicher Genehmigungsentscheidungen und RSK-Empfehlungen; besondere Vorkommnisse bei Bau, Abnahmeprüfungen, Inbetriebnahme und während des Betriebes;
- Erarbeitung weiterer und gezielter Informationen und Detailanalysen zu bestimmten Grundsatzfragen;
- Darstellung wichtiger Entscheidungsprobleme, Entscheidungsgrundlagen, möglicher Entscheidungsalternativen und begründeter Entscheidungsvorschläge;
- Auswertung der Beratungen und Anfertigung von Ergebnisprotokollen sowie zur Veröffentlichung geeigneter Zusammenstellungen aller Beschlüsse mit Begründung;
- Zusammenstellung von Übersichten nach Projekten bzw. Sachgebieten geordneter Empfehlungen und Verfolgung ihrer Erfüllung;
- Zuarbeit bei der Erstellung bzw. Fortschreibung der RSK-Leitlinien.

Bild 45:
Prof. Dr. Wengler (Bildmitte) im Gespräch mit den Herren (von links) Prof. Dr. Birkhofer, Dr. Groos, Mau und Kellermann

Ergebnisse

Im Sommer des Berichtsjahres endete die laufende Berufungsperiode der 19 Mitglieder der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK). Auf Wunsch des Bundesministers des Innern (BMI) wurde die Amtszeit der RSK jedoch bis Jahresende verlängert. Hierdurch konnte die Kontinuität der im Oktober abgeschlossenen Beratungen über die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums gewährleistet werden.
Neben den Mitgliedern der RSK waren in Unterausschüssen 23 Sachverständige tätig. **Tafel 12** gibt einen Überblick über die Sitzungsfrequenz der RSK und ihrer Unterausschüsse im Jahr 1977. Zum Vergleich sind die entsprechenden Zahlen für die Jahre 1973–1976 angegeben.
Wie in den Vorjahren wurden die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen im Bundesanzeiger veröffentlicht (**Tafel 13**). An der 1975 begonnenen Berichtsreihe »Empfehlungen der RSK«[1)][2)] wurde weitergearbeitet. Darüber hinaus informierte die Geschäftsstelle die Presse jeweils über wichtige Ergebnisse der RSK-Sitzungen.
Über den Einfluß der RSK auf den Sicherheitsstandard kerntechnischer Anlagen und die Rolle der RSK in Genehmigungsverfahren für solche Anlagen wurde öffentlich vorgetragen und berichtet[3)][4)][5)].

1) Geschäftsstelle der RSK:
Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) – 1971/1974
IRS-A-9 (Dezember 1975)
2) Müller, W.:
Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) – Sitzungsperiode 1974/1975
IRS-A-11 (August 1976)
3) Jahns, A., und M. Schneider:
Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
Vortrag, gehalten auf der Informationssitzung des DAtF e.V.,
Mainz, 24.–25. 1. 1977
4) Birkhofer, A., und A. Jahns:
Einfluß der RSK auf den Sicherheitsstandard
atw 22 (1977), Nr. 4, S. 191/4
5) Schifferstein, K.:
Die Reaktor-Sicherheitskommission – Ihre Aufgabe und ihre Rolle in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren
Süddeutsche Zeitung vom 27. 1. 1977, S. 32

Zwischen RSK und Mitgliedern der USNRC und deren Beratungsgremium, dem ACRS, fand im Sommer auf Einladung des BMI ein Erfahrungsaustausch statt. Der offene Austausch von Informationen in Sitzungen gebildeter Arbeitsgruppen und in Plenarsitzungen soll künftig in regelmäßigen Abständen weitergeführt werden.
Im November des Berichtsjahres verstarb Prof. Dr. Wengler (**Bild 45**). Als Vorsitzender der Reaktor-Sicherheitskommission bis 1971 erwarb er sich seit ihrer Gründung im Jahre 1958 große Verdienste um die Reaktorsicherheit in der Bundesrepublik Deutschland.

Entsorgungszentrum

Der BMI hatte die RSK und die Strahlenschutzkommission (SSK) Anfang des Jahres beauftragt, die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des geplanten deutschen Entsorgungszentrums für abgebrannte Brennelemente aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren zu beurteilen. Unter der »grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit« einer Anlage wird verstanden, daß die erforderlichen Kenntnisse und Mittel vorhanden sind oder rechtzeitig beschafft werden können, um die Anlage den Genehmigungsvoraussetzungen von § 7 Absatz 2 des Atomgesetzes (AtG) entsprechend zu errichten und zu betreiben.
Die RSK setzte zur Vorbereitung ihrer Empfehlung einen Unterausschuß »Entsorgungszentrum« ein, der durch Mitglieder der SSK ergänzt wurde. Zu Fragen der Endlagerung radioaktiver Abfälle wurden Sachverständige aus dem Bereich der Geowissenschaften hinzugezogen.
Grundlagen der Beratungen waren der Sicherheitsbericht der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) mbH über das Entsorgungszentrum vom März 1977 sowie weitere Unterlagen des Antragstellers.

Die RSK hat insbesondere geprüft, welche Störungen und Störfälle bei den Anlagen betrachtet werden müssen und ob sicherheitstechnische Einrichtungen und Maßnahmen vorgesehen bzw. realisierbar sind, mit denen solche Ereignisse zuverlässig beherrscht werden können.
Unter dem Gesichtspunkt der Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums hat die RSK auch untersucht, ob die vorgesehenen Verfahren technisch so weit ausgereift sind oder projektbegleitend entwickelt werden können, daß aus verfahrenstechnischer Sicht keine Bedenken gegen ihren Einsatz bestehen.
In ihrer Empfehlung kamen RSK und SSK zu folgenden zusammenfassenden Ergebnissen[1)]:

- Hinsichtlich der Eignung des vorgesehenen Standortes für das Entsorgungszentrum bestehen keine sicherheitstechnischen Bedenken.
- Die vorgesehene Lagerung abgebrannter Brennelemente kann auf Grund langjähriger in- und ausländischer Erfahrungen sicherheitstechnisch einwandfrei gelöst werden.
- Aus dem Betrieb in- und ausländischer Wiederaufarbeitungsanlagen liegen umfangreiche Erfahrungen vor.
- Die Verfahren zur Behandlung, Zwischenlagerung und Endkonditionierung radioaktiver Abfälle befinden sich auf unterschiedlichen Entwicklungsstufen. Die Mehrzahl dieser Verfahren ist technisch ausgereift. Noch laufende Entwicklungsarbeiten – insbesondere zur Verglasung hochaktiver Abfälle – haben ein Stadium erreicht, das ihre grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit bestätigt.

1) siehe Bundesanzeiger Nr. 235 vom 16. 12. 1977

- Die Uran- und Plutoniumverarbeitung, einschließlich der Herstellung neuer Brennelemente, sind nach langjährigen Erfahrungen Stand der Technik.
- Das Konzept der Endlagerung radioaktiver Abfälle in Salzstöcken stellt eine sicherheitstechnisch günstige Lösung dar, mit der ein dauerhafter und sicherer Abschluß der Abfälle gegen die Biosphäre erreicht wird.
  Auf Grund der großen Ausdehnung des Salzstocks Gorleben ist sichergestellt, daß die Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen dort möglich ist.
  Die große Ausdehnung des Salzstocks läßt weiterhin erwarten, daß genügend große Steinsalzpartien aufgefunden werden können, um auch die im Entsorgungszentrum anfallenden hochaktiven Abfälle aufzunehmen. Eine endgültige Bestätigung ist nach der Erkundung durch Aufschlußbohrungen sowie ggf. durch Schacht- und Streckenauffahrungen möglich.

Nach Abschluß der Beratungen über die Empfehlung zur grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums hat die RSK-Geschäftsstelle, unterstützt durch andere Mitarbeiter der GRS, als Ergänzung der Empfehlung eine systematisch gegliederte Zusammenstellung sicherheitstechnischer Fragestellungen und die zu ihrer Klärung nötigen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und Untersuchungen erarbeitet. Diese Zusammenstellung wurde im Unterausschuß »Entsorgungszentrum« und in der RSK beraten.
Sie soll wie die oben genannte Empfehlung auf einer gemeinsamen Sitzung der RSK und der SSK Anfang 1978 verabschiedet werden, wenn auch die SSK die Beratungen über den sie betreffenden Teil der Zusammenstellung abgeschlossen hat.

Druckwasserreaktoren

Der Schwerpunkt der RSK-Beratungen über das Konzept von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren lag in der Überarbeitung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (Ausgabe vom 24. 4. 1974). Mit der Überarbeitung der Leitlinien trägt die RSK der technischen Entwicklung der letzten Jahre Rechnung. Wie schon bei der Erarbeitung früherer Leitlinien wurden Gutachter hinzugezogen und Antragsteller angehört, um ihnen die Möglichkeit zu geben, ihre Vorstellungen darzulegen und über ihre Erfahrungen bei der Anwendung der bisher gültigen Leitlinien zu berichten. Ziel dieser RSK-Arbeit ist es, die aus ihrer Sicht notwendigen sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem derzeitigen Stand übersichtlich gegliedert zusammenzufassen. Die Überarbeitung soll 1978 abgeschlossen werden.
Um die Erfahrungen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken bei ihren Beratungen besser nutzen zu können, betraute die RSK einen ihrer Unterausschüsse mit der Koordination der Auswertung solcher Betriebserfahrungen, so daß dieser, falls notwendig, weitere Beratungen dieser Fragen in anderen Unterausschüssen veranlassen kann.

Siedewasserreaktoren

Die RSK hatte im November 1976 ihre Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum Betrieb der Kernkraftwerke Isar (KKI) und Philippsburg (KKP-1) ausgesprochen. Darin wurde auf Restfragen hingewiesen, zu denen die RSK nach Eingang entsprechender Unterlagen im Berichtsjahr ergänzend Stellung nahm. Insbesondere wurde auf folgende Punkte eingegangen:

- Beanspruchung der Speisewasserleitung infolge der Strömungsumkehr beim Bruch der Leitung und Schließen der Rückschlagarmaturen,
- Folge des Versagens von Behältern der Vorwärmstrecke,
- Werkstoffprüfung von Armaturen der druckführenden Umschließung,
- Werkstoffprüfung der Rohrleitungen der druckführenden Umschließung,
- Programm der wiederkehrenden Prüfungen am Reaktordruckbehälter.

Geforderte Ertüchtigungsmaßnahmen sind durchgeführt bzw. Nachweise erbracht worden, so daß keine Bedenken gegen die nukleare Inbetriebnahme bestanden.
Die RSK befaßte sich weiterhin mit Programm und Maßnahmen zur Reparatur und Ertüchtigung des Kernkraftwerks Gundremmingen (KRB-1), das nach einem Störfall im Januar 1977 abgeschaltet werden mußte.
Die RSK befürwortet das vom Betreiber vorgelegte Konzept zur Wiederinbetriebnahme und Ertüchtigung.
Der Betreiber des Kernkraftwerks Würgassen (KWW) beabsichtigt, die Anlage mit einem Notstandssystem zu versehen. Die RSK beurteilte dies positiv. Die Geschäftsstelle hat parallel zu den Beratungen über die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren auch solche für Siedewasserreaktoren vorbereitet.

Unterausschuß	1973	1974	1975	1976	1977
Druckwasserreaktoren	5	7	3	8	6
Siedewasserreaktoren	5	9	5	6	3
Natriumgekühlte Reaktoren	10	3	4	3	1
Hochtemperaturreaktoren	2	2	3	–	1
BASF	6	3	8	4	–
Reaktordruckbehälter	9	11	10	16	13
Druckführende Umschließung	5	1	2	3	1
Notkühlung	3	5	5	5	2
Chemische Reaktionen	3	2	2	5	1
Spaltproduktrückhaltung	–	–	2	4	3
Elektrische Einrichtungen	1	1	5	4	7
Bautechnik	1	3	3	7	1
Chemische Explosionen	2	2	5	3	1
Standortfragen	2	5	5	5	–
Reaktorbetrieb	3	4	2	7	6
Brennstoffkreislauf	2	4	1	–	2
Entsorgungszentrum	–	–	1	–	11
Sicherheitsforschung	–	–	–	1	2
Sonstige (Ad-hoc-Ausschüsse)	1	2	6	4	12
Unterausschußsitzungen insgesamt	60	64	72	85	73
RSK-Sitzungen	10	11	8	11	10

Tafel 12: Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
Biblis-B	Betrieb	114	22./23. 6. 76	2	5. 1. 77
GKN	Betrieb	114	22./23. 6. 76	2	5. 1. 77
KKU	Inbetriebnahme und Betrieb	114	22./23. 6. 76	2	5. 1. 77
KKK	Konzept des Schnellabschaltsystems mit Einzeltanks	114	22./23. 6. 76	2	5. 1. 77
SNR	Konzept der Nachwärmeabfuhr	114	22./23. 6. 76	2	5. 1. 77
Biblis-A	Weiterbetrieb nach dem 1. Brennelementwechsel	115	28. 8. 76	2	5. 1. 77
	Auslegungsbedingungen und Anforderungen an den Werkstoff und seine Verarbeitung bei Sicherheitsbehältern aus Stahl für Leichtwasserreaktoren	116	15. 9. 76	2	5. 1. 77
Biblis-B	Weiterbetrieb des Speisewasserbehälters	117	13. 10. 76	2	5. 1. 77
KKI	Inbetriebnahme und Betrieb	118	10. 11. 76	22	2. 2. 77
KKP-1	Inbetriebnahme und Betrieb	118	10. 11. 76	22	2. 2. 77
	Sicherheitstechnische Fragestellungen bei KWU-Druckwasserreaktoren 1300 MWe	119	15. 12. 76	121	5. 7. 77
KKP-2	Standort und Sicherheitskonzept	119	15. 12. 76	121	5. 7. 77
Exxon Nuclear Lingen	Standort, Konzept und 1. TEG	120	19. 1. 77	121	5. 7. 77
KKH	Standort und Sicherheitskonzept	121	16. 2. 77	124	8. 7. 77
THTR	Ausführung der Notkühlsysteme	121	16. 2. 77	124	8. 7. 77
KWW	Konzept des gemeinsamen Gebäudes für ein Schnellabschaltsystem und unabhängiges Nachkühlsystem	125	22. 6. 77		
KNK-2	Inbetriebnahme	125	22. 6. 77		
KRB-1	Wiederinbetriebnahme	126	21. 9. 77	36	21. 2. 78
THTR	Konzept des vorgespannten Gußdruckbehälters als Steuergas-Lagerbehälter (VGD-S)	126	21. 9. 77	36	21. 2. 78
NEZ	Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit	127	19. 10. 77*	235	16. 12. 77
NS „Otto Hahn"	Weiterbetrieb	127	19. 10. 77	51	14. 3. 78
RBU-Werk 2	Genehmigung nach § 7 AtG	128	23. 11. 77	51	14. 3. 78
KNK-2	Durchführung der Leistungsprüfungen und Leistungsbetrieb	129	21. 12. 77	65	6. 4. 78

* Die RSK stimmte der Empfehlung in der 127. Sitzung zu. Die offizielle Verabschiedung der gemeinsamen Empfehlung von RSK und SSK erfolgte in einer gemeinsamen RSK/SSK-Sitzung am 20. 10. 1977

Tafel 13: Im Bundesanzeiger veröffentlichte Empfehlungen der RSK und ausgesprochene Empfehlungen der RSK im Jahre 1977

Schwerkomponenten

Wie in den zurückliegenden Jahren nahmen die Beratungen zur Sicherheit von Reaktordruckbehältern breiten Raum bei der Behandlung von Werkstofffragen ein. In einer Stellungnahme zum Urteilsspruch des Verwaltungsgerichtes Freiburg vom 14. 3. 1977, mit dem das Gericht die erste Teilerrichtungsgenehmigung für das Kernkraftwerk Süd aufhob, stellte die RSK fest, daß durch eine Optimierung des Reaktordruckbehälters im Hinblick auf Auslegung, Konstruktion, Stahlqualität und Einflußgrößen aus Herstellung und Betrieb ein Bersten des Reaktordruckbehälters auszuschließen ist. Das Gericht hatte die Meinung vertreten, daß ein Bersten des Reaktordruckbehälters mit Durchschlagen des Sicherheitsbehälters zwar sehr unwahrscheinlich sei, gegen dieses Ereignis aber trotzdem mittels einer Berstsicherung Vorsorge getroffen werden müsse.

In der späteren Verhandlung über das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld folgte das Verwaltungsgericht Würzburg am 25. 3. 1977 der Argumentation der RSK, indem es keine Forderung mehr nach einem Berstschutz für den Reaktordruckbehälter erhob. Die RSK hat im Berichtszeitraum begonnen, eine umfassende Stellungnahme zur Sicherheit von Reaktordruckbehältern zu erarbeiten.

Weiterhin befaßte sich die RSK mit der Werkstoffwahl für andere Druckbehälter. Die Stahlhersteller entwickelten aus dem bekannten Stahl WStE 36 den Stahl 15 MnNi 63, der insbesondere durch eine hohe Zähigkeit, auch im Schweißnahtbereich, charakterisiert ist. Dieser neue Stahl steht für den Bau von Reaktorsicherheitsbehältern und für sonstige Druckbehälter zur Verfügung. Er wurde für den neuen Speisewasserbehälter des Kernkraftwerks Biblis-A verwendet. Der Stahl 15 MnNi 63 wurde außerdem für den Sicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Philippsburg-2 vorgesehen und akzeptiert. Durch die niedrigen Festigkeitseigenschaften war aber eine Änderung der Spannungsabsicherung für die Überlagerung von primären und sekundären Spannungen in gestörten Bereichen einschließlich der Spannungen infolge von Temperatureinflüssen nötig. Die RSK schlug diese Spannungsabsicherung erstmalig für den Sicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Philippsburg-2 vor.

5.2 SSK-Geschäftsstelle

Allgemeines
Am 17. 5. 1974 gab der Bundesminister des Innern (BMI) im Bundesanzeiger die Bildung einer Strahlenschutzkommission (SSK) zum 19. 4. 1974 bekannt. Die SSK hat die Aufgabe, den BMI in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten. Von der Beratung sind Fragen ausgenommen, die in das Aufgabengebiet der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) fallen. Die SSK erhält ihre Beratungsaufträge vom BMI; sie kann aber auch zu selbst gewählten Fragen Stellung nehmen.
Für die Beratung von Einzelfragen wurden der SSK 6 Ausschüsse und 3 Fachausschüsse zugeordnet, wobei der Vorsitzende eines Ausschusses Mitglied der SSK und der Vorsitzende eines Fachausschusses Mitglied in einem Ausschuß sein muß. Die Ausschüsse erhalten ihre Aufträge vom BMI oder von der SSK; sie können aber auch selbst zu ihnen notwendig erscheinenden Fragen Stellung nehmen. Die Mitglieder der SSK und ihrer Ausschüsse werden vom BMI in der Regel auf 3 Jahre berufen; eine Wiederberufung ist in unmittelbarer Folge nur einmal möglich. Gesonderte Geschäftsordnungen regeln die Tätigkeiten der SSK und ihrer Ausschüsse. Zur Unterstützung der organisatorischen Arbeit und für die fachliche Zuarbeit wird für die SSK und ihre Ausschüsse eine Geschäftsstelle unterhalten, die der Weisung des BMI untersteht.

Geschäftsstelle
Die Geschäftsstelle der SSK wurde am 5. 3. 1975 beim Institut für Reaktorsicherheit der TÜV e.V. (IRS) in Köln eingerichtet. Auf der Grundlage einer »Vereinbarung« zwischen IRS und BMI bestimmen sich die Aufgaben der Geschäftsstelle nur aus den Belangen der SSK und ihrer Ausschüsse. Als selbständige organisatorische Einheit war die Geschäftsstelle der Geschäftsführung des IRS unmittelbar und nur disziplinarisch unterstellt. Mit der Gründung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH am 1. 1. 1977 wurde die Geschäftsstelle von ihr unter denselben Bedingungen übernommen.

Aufgaben
Die Geschäftsstelle nimmt im Rahmen der umfangreichen organisatorischen und fachlichen Betreuung der SSK, ihrer Ausschüsse, Fachausschüsse und Arbeitsgruppen folgende Aufgaben wahr:

- Durchführung der Verwaltungsaufgaben für die SSK, für alle Ausschüsse und Arbeitsgruppen;
- Vorbereitung aller Sitzungen der SSK, der Ausschüsse und Arbeitsgruppen;
- Anfertigung von Ergebnisprotokollen der Sitzungen und Auswertung der Ergebnisprotokolle;
- Zusammenstellung der Gesetze, Richtlinien und Verordnungen, die in den Aufgabenbereich von SSK, ihren Ausschüssen und Arbeitsgruppen fallen;
- Bestandsaufnahme, Sichtung und Auswertung der Fachliteratur, insbesondere auf den Gebieten des allgemeinen, des technischen und des medizinischen Strahlenschutzes und der Radioökologie;
- Dokumentation des gegenwärtigen Standes der Diskussion der Beratungsthemen von SSK, ihren Ausschüssen und Arbeitsgruppen;
- Zusammenstellung aller Informationen, die die Aufgabengebiete der SSK, aller Ausschüsse und Arbeitsgruppen betreffen;
- fachliche Zuarbeit für die Themen, die von der SSK, ihren Ausschüssen und Arbeitsgruppen innerhalb des Beratungsauftrages behandelt werden;
  so z.B. zu folgenden Themen:
  Grundkonzepte zum radiologischen Umgebungsschutz, nach denen Umweltstandards- und Ableitungsbedingungen festgelegt werden können;
  Berechnungen der Strahlenexposition über verschiedene Belastungspfade;
  Beiträge zu Fragen des Strahlenschutzes, die von internationalen Gremien bei der Bundesregierung angefordert wurden;
  technische Anforderungen an Überwachungseinrichtungen zur Erfassung von Ortsdosisleistungen, Kontamination, Personendosen u.a.
- Mitarbeit bei der sachlichen und redaktionellen Fertigstellung aller Arbeitspapiere, Empfehlungen und Richtlinienentwürfe;
- Fortschreibung einer Liste der Forschungsprogramme im Bereich des Strahlenschutzes nach der Dringlichkeit der Bearbeitung.

Im Berichtsjahr nahmen 4, später 5 Sachverständige diese Aufgaben wahr. Um auf dem neuesten Wissensstand bei den ständig wechselnden Aufgaben zu bleiben, war es notwendig, die Sachverständigen der Geschäftsstelle zur fachlichen Weiterbildung für Tagungen, Kurse und Besichtigungen im In- und Ausland freizustellen. Ein Informationsbesuch bei Behörden und in Laboratorien in den USA ist besonders hervorzuheben.

	1974	1975	1976	1977
	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)			
SSK Strahlenschutzkommission	2 (4)	4 (7)	5 (10)	4 (8)
Strahlenschutztechnik	1 (1)	4 (8)	4 (4)	4 (5)
Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen	1 (1)	4 (4)	4 (4)	2 (3)
Medizin und Strahlenschutz	1 (1)	3 (3)	4 (4)	4 (4)
Radioökologie	–	6 (6)	8 (15)	6 (11)
S 41 Begrenzung radioaktiver Emissionen	–	3 (4)	4 (5)	1 (1)
S 42 Belastungspfad Abluft	–	3 (3)	5 (6)	1 (1)
S 43 Belastungspfad Abwasser	–	3 (5)	2 (3)	3 (5)
Strahlenschutz und Sicherheit bei der Beseitigung radioaktiver Abfälle	–	3 (3)	2 (2)	1 (1)
Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen	–	–	–	9 (12)
Sitzungen der verschiedenen Arbeitsgruppen	–	1 (1)	20 (25)	24 (30)
insgesamt	5 (7)	34 (44)	58 (78)	59 (81)

Tafel 14: Sitzungen der SSK einschließlich ihrer Ausschüsse, Fachausschüsse und Arbeitsgruppen

Ergebnisse
Im Berichtszeitraum waren für die 59 Sitzungen von SSK, den Ausschüssen, den Fachausschüssen und von Arbeitsgruppen 81 Sitzungstage notwendig. Die Entwicklung seit der Einrichtung der SSK ergibt sich aus **Tafel 14**.

Im Berichtsjahr wurden 4 Empfehlungen der SSK veröffentlicht. Eine 5. veröffentlichte Empfehlung entstand in Zusammenarbeit mit der RSK zum Thema »Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums«. Seit der ersten Berufung der SSK sind bis Ende 1977 die in **Tafel 15** aufgeführten Empfehlungen veröffentlicht worden.

Sachverständige der Geschäftsstelle waren insbesondere an der Fertigstellung der »Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch radioaktive Einleitung in Oberflächengewässer – I. Fließgewässer« und der »Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft« beteiligt. In Zusammenarbeit mit dem BMI wirkte die Geschäftsstelle auch an der Veröffentlichung der übrigen Empfehlungen mit. Zur Information der SSK und ihrer Ausschüsse wurden alle Beratungsunterlagen, Titel, Empfehlungen sowie Veröffentlichungen fortgeschrieben.

Empfehlungs-Nr.:	Titel:	gebilligt:	veröffentlicht:
SSK/S-4/E 11	Erstellung von Emissionskatastern	26.6.75	23.7.75 Bundesanzeiger (BA) 132
SSK/S-4/E 12	Empfehlung zur Abtrennung von 85 Krypton aus den Abgasen von Wiederaufarbeitungsanlagen	26.6.75	23.7.75 BA 132
SSK/S-6/E 22	Auslegungsrichtlinien und -richtwerte für Jod-Sorptionsfilter zur Abscheidung von gasförmigem Spaltjod in Kernkraftwerken	26.6.76	13.1.77 BA 8
SSK/S-7/E 77	Empfehlung zur Erstellung radioökologischer Gutachten	25.6.76	13.1.77 BA 8
SSK/S-7/E 28	Zur Toxizität inhalierter heißer Partikel, insbesondere Plutonium	19.2.76	14.2.76 IRS
SSK/S-9/E 32	Anwendung einer Summenformel für die Abgabe radioaktiver Stoffe mit der Abluft über verschiedene Emissionswege einer kerntechnischen Anlage	25.6.76	13.1.77 BA 8
SSK/S-9/E 33	Backfittingmaßnahmen für die Jodfilterung von Kernkraftwerken	25.6.76	13.1.77 BA 8
SSK/S-9/E 34	Erfassung von kritischen Expositionspfaden bei der Ableitung radioaktiver Stoffe durch Isotopen-anwender	25.6.76	13.1.77
SSK/S-10/E 36	Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch radio-aktive Einleitungen in Oberflächengewässer, I. Fließgewässer	15.10.76	Jan.77 BMI/GRS
SSK/S-11/E 42	Die Vergleichbarkeit der natürlichen Strahlen-exposition mit der Strahlenexposition durch kerntechnische Anlagen	16.12.76	1977 BMI/GRS
SSK/S-14/E 51	Synergismus und Strahlenschutz	23.9.77	11.11.77 BA 212
SSK/S-15/E 54	Ist der Strahlenschutz auch bei wachsendem Einsatz der Kernenergie gewährleistet?	20.10.77	3.12.77 BA 225
SSK/S-15/E 55	Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisier-barkeit des Entsorgungszentrums Beurteilung und Empfehlungen der RSK und SSK	20.10.77	Deutscher Bundestag, Drucksache 8/1231
SSK/S-8/E 58	Empfehlungen zur Planung von Notfallschutz-maßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken	30.4.76	GMBl Nr. 4
SSK/S-14/E 57	Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emis-sion radioaktiver Stoffe mit der Abluft	23.9.77	Nov. 1977 BMI/GRS

Tafel 15: Liste der veröffentlichten Empfehlungen der SSK

5.3 KTA-Geschäftsstelle

Die KTA-Geschäftsstelle führt die Geschäfte des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). Der KTA hat entsprechend der Bekanntmachung über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses vom 1. 9. 1972 »die Aufgabe, auf Gebieten der Kerntechnik, bei denen sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen und deren Anwendung zu fördern«.
In Wahrnehmung dieser Aufgabe sind von der Geschäftsstelle insbesondere Sitzungen des KTA und seiner Unterausschüsse zu betreuen, bei der Regelerstellung fachliche Zuarbeit zu leisten, Arbeitsergebnisse von Gremien redaktionell zu bearbeiten und die Abwicklung der Arbeiten zu koordinieren[1]). In der Geschäftsstelle sind 20 technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter und 7 sonstige Kräfte tätig.
Der Verfahrensablauf bei der Erarbeitung von Regeln wird in **Bild 46** veranschaulicht. Es können daraus die Arbeitsschritte entnommen werden, an denen die Geschäftsstelle vornehmlich beteiligt ist.

[1]) Über alle Tätigkeiten des KTA wird im KTA-Jahresbericht 1977 ausführlich berichtet.

Sitzungen
Von der KTA-Geschäftsstelle wurden 1977 insgesamt 73 Sitzungen betreut, und zwar 3 Sitzungen des KTA, 3 des Präsidiums und 67 der verschiedenen Unterausschüsse.
Die Sitzungen wurden von der Geschäftsstelle vorbereitet, die auch die Niederschriften dazu abfaßte. Die Geschäftsstelle war weiterhin bei Sitzungen verschiedener externer Arbeitsgremien vertreten.
Von der GRS waren 36 Mitarbeiter in 33 Arbeitsgremien an der Erarbeitung von Vorberichten und Vorbereitung von Regelentwürfen beteiligt.

Regelprogramm und Bearbeitungsstand
Der KTA-Programm-Unterausschuß nahm 1977 neue Themenvorschläge in das Regelprogramm und damit in das KTA-Handbuch[1]) auf. Er empfahl dem KTA, zu 8 Regelthemen Vorberichte erarbeiten und weiterhin 3 Regelentwürfe vorbereiten zu lassen.
Damit wurden Ende 1977 insgesamt 65 Regelvorhaben bearbeitet (**Tafel 16**). Davon befanden sich 19 Vorhaben in der Vorberichtsphase. Von den 40 in Vorbereitung befindlichen Regelentwürfen wurden 5 in eigenen Unterausschüssen, alle übrigen in KTA-externen Arbeitsgremien bearbeitet. Sechs Regelentwürfe[2]) (Gründrucke) wurden der Öffentlichkeit zur Einreichung von Änderungsvorschlägen vorgelegt. Im Berichtszeitraum wurde die Veröffentlichung von 4 weiteren Regeln[2]) (Weißdrucke) beschlossen; damit sind bisher insgesamt 8 Regeln aufgestellt worden.

[1]) Das im Oktober 1976 von der KTA-Geschäftsstelle herausgegebene KTA-Handbuch informiert über jeweils bearbeitete Regelvorhaben und Themenvorschläge.
[2]) erhältlich bei Carl Heymanns Verlag AG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1

Über die Arbeitsfortschritte bei den Regelvorhaben wurde in den Sachstandsberichten I bis III/1977 informiert. Diese Berichte geben weiterhin einen Überblick über die auf seinen 3 Sitzungen vom KTA getroffenen Entscheidungen sowie über die Sitzungstermine der KTA-Unterausschüsse.

Internationale Regelwerke
Wie bereits im Tätigkeitsbericht des IRS für das Jahr 1976 berichtet, ist der KTA bei der Formulierung der deutschen Fassungen zum IAEA-Regelwerk eingeschaltet. Zu diesem Zweck werden TRC-Drafts[1]) den entsprechenden KTA-Unterausschüssen zur Stellungnahme zugeleitet. Die Geschäftsstelle erledigt die damit verbundenen organisatorischen Arbeiten.

Sonstiges
Am 13. 5. 1977 haben der Kerntechnische Ausschuß (KTA) und das Deutsche Institut für Normung (DIN) eine Vereinbarung getroffen mit dem Ziel, ein einheitliches und in sich widerspruchsfreies kerntechnisches Regelwerk für die Bundesrepublik Deutschland zu schaffen. Auf dem beide Seiten berührenden Gebiet der sicherheitstechnischen Regeln liegt die Zuständigkeit für deren Aufstellung nach wie vor beim KTA. Sicherheitstechnische Normungsvorhaben auf diesem Gebiet nimmt das DIN nur im Benehmen mit dem KTA in sein Programm auf. Es sind weiterhin gegenseitige Informationen und Informationen Dritter sowie Fragen der Gestaltung von Regeln vereinbart worden.
Zur Förderung einer einheitlichen Verwendung englischer Fassungen von KTA-Regeln hat die Geschäftsstelle im Berichtsjahr damit begonnen, KTA-Regeln in die englische Sprache übersetzen zu lassen. Die Übersetzungen werden von ihr herausgegeben.

[1]) TRC = Technical Review Committee

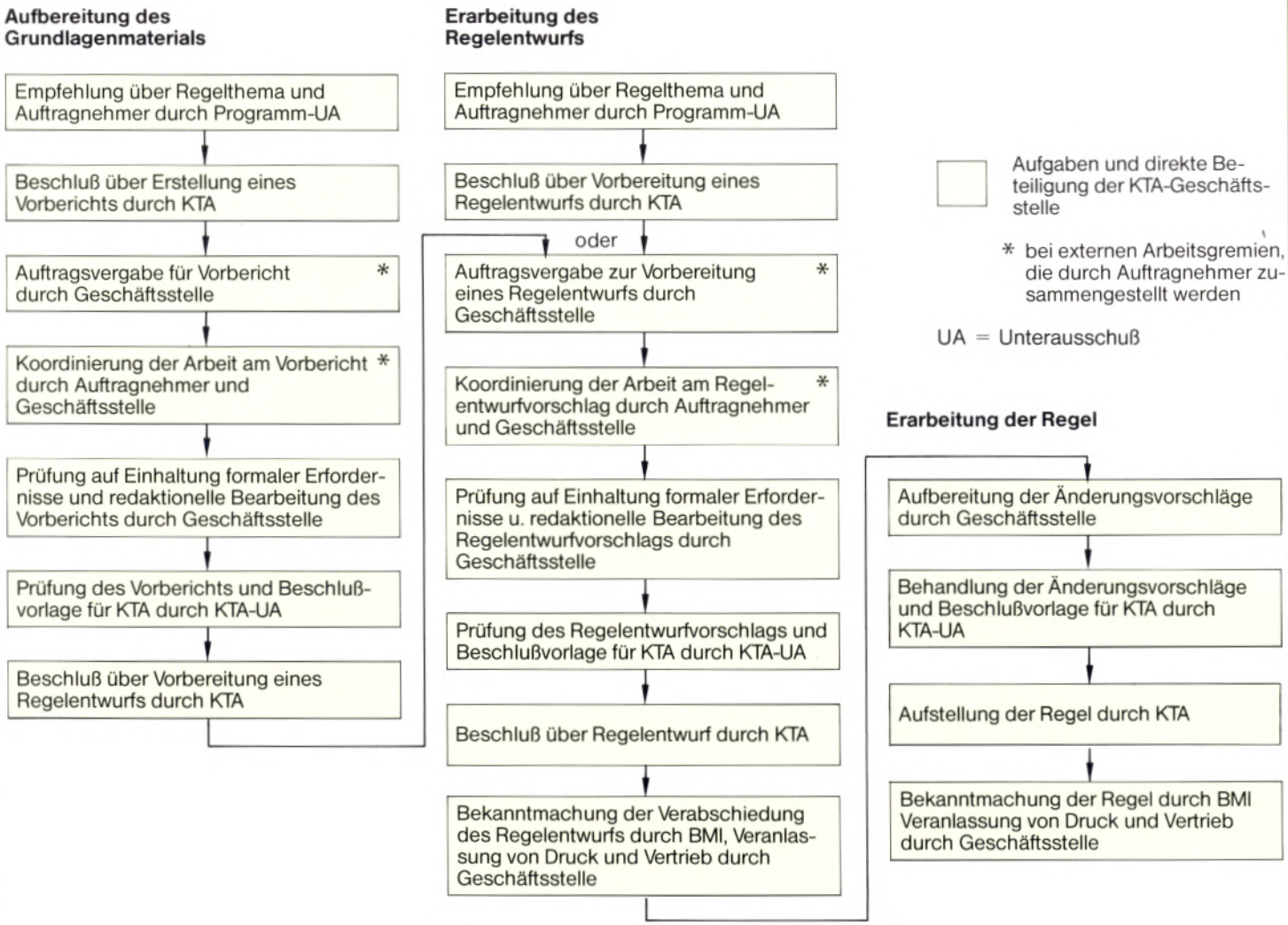


Bild 46: Verfahrensablauf bei Erarbeitung von KTA-Regeln

Regel-Nr.	Thema	Auftragnehmer	Bearbeitungs-stand
1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch	VGB	RE
1301	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken	VGB	VB
1401	Allgemeine Gesichtspunkte für die Qualitätssicherungsprogramme	TÜV Rhld.	REV
1404	Methoden der Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	TÜV Rhld.	VB
1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	VdTÜV	R
1502	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken	NKe	REV
1503	Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen Teil 1: Messung und Überwachung von Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb Teil 2: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei Störfällen	 KTA-Unter-ausschuß KTA-Unter-ausschuß	 REV REV
1504	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen	KTA-Unter-ausschuß	RE
1506	Messung von Ortsdosisleistungen in Sperrbereichen von Kernkraftwerken	VdTÜV	VB
2101	Brand- und Explosionsschutz in Kernkraftwerken Teil 1: Grundsätze des Brand- und Explosionsschutzes Teil 2: Brand- und Explosionsschutz an baulichen Anlagen Teil 3: Brand- und Explosionsschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen	 VGB NABau VGB	 VB VB VB
2102	Flucht- und Rettungswege in Kernkraftwerken	BBC	VB
2105	Lastannahmen bei Bruchstücken infolge innerer Störfälle	KWU	VB
2201	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze Teil 2: Kenndaten seismischer Erregung Teil 3: Auslegung der baulichen Anlagen Teil 4: Auslegung der maschinen- und elektrotechnischen Anlagen Teil 5: Seismische Instrumentierung Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	 IRS BGR NABau KWU GRS KWU	 R REV REV REV R VB

Tafel 16: Regelthemen des KTA-Arbeitsprogramms im Jahre 1977

Regel-Nr.	Thema	Auftragnehmer	Bearbeitungs-stand
2202	Lastannahmen bei der Auslegung von Kernkraftwerken gegen die äußeren Einwirkungen Flugzeugabsturz und Gaswolkenexplosion	GRS	VB
2203	Schutz von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz und äußere Explosionen; Auslegung der baulichen Anlagen (bei vorgegebenen Lastannahmen)	UA-AB	REV
2206	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen	BBC	VB
2207	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	KTA-GS	VB
3101	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren	KWU	REV
3102	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte Teil 2: Wärmetransport mit kugelförmigen Brennelementen Teil 3: Druckverlust, Berechnungsmodelle, Heißstellenanalyse	 HRB HRB HRB	 RE REV REV
3103	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	NKe	REV
3104	Rechnerische und experimentelle Ermittlung der Abschaltreaktivität	NKe	REV
3105	Reaktivitätsanforderungen an die Stellstäbe von Leichtwasserreaktoren	NKe	REV
3201	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Allgemeiner Teil Teil: Werkstoffe Teil: Auslegung, Konstruktion und Berechnung Teil: Herstellung und Prüfung Teil: Betrieb und Prüfung	AD-Verbände	 REV RE REV
3202	Sicherheitstechnische Anforderungen an nukleare Kreisläufe in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	KTA-Unter-ausschuß	REV
3203	Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters in Leichtwasserreaktoren	KWU	VB
3204	Auslegung von Einbauten in Reaktordruckbehältern	KWU	VB
3205	Komponenten-Stützkonstruktionen mit lösbaren Anschlüssen Teil 1: Stützkonstruktionen von Primärkreis-Komponenten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	KWU	REV
3301	Nachwärmeabfuhrsysteme für Leichtwasserreaktoren	NKe	REV
3401	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Belastungsannahmen) Teil: Werkstoffe Teil: Auslegung, Konstruktion und Berechnung Teil: Herstellung und Prüfung Teil: Betriebliche Überwachung	AD-Verbände	REV
3402	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen	NKe	R

Tafel 16: Regelthemen des KTA-Arbeitsprogramms im Jahre 1977 (Fortsetzung)

Regel-Nr.	Thema	Auftragnehmer	Bearbeitungs-stand
3403	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter	NKe	R
3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters	NKe	RE
3405	Verfahren zur Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters aus Stahl	NKe	REV
3406	Messung und Begrenzung der Konzentration von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter	KWU	VB
3407	Rohrdurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter	NKe	REV
3409	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter – Materialschleusen	NKe	REV
3501	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen	NKe	R
3502	Störfall-Instrumentierung	IRS	REV
3503	Eignungsprüfung von elektronischen (elektrischen) Baugruppen des Reaktorschutzsystems	KWU	REV
3601	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	NKe	REV
3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen in Kernkraftwerken	VGB	REV
3603	Behandlung von kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	NKe	REV
3604	Lagerung und Handhabung von radioaktiven Stoffen (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	VGB	REV
3605	Abgasanlagen von Kernkraftwerken Teil 1: Leichtwasserreaktoren Teil 2: Hochtemperaturreaktoren Teil 3: Schnelle Brutreaktoren	 NKe NKe NKe	 VB VB VB
3701	Notstromversorgung in Kernkraftwerken Teil 1: Übergeordnete Anforderungen Teil 2: Erzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten Teil 3: Erzeugungsanlagen mit Akkumulatoren und Ladeeinrichtungen Teil 4: Erzeugungsanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern Teil 5: Schalt- und Verteilungsanlagen	 NKe	RE REV
3901	Alarmanlagen, Personensuchanlagen und Fernmeldeverbindungen in und von Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen Teil 2: Mehrblockanlagen	 VGB VGB	 R REV
3902	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen	KTA-Unterausschuß	R
3903	Wiederkehrende Prüfungen an Hebezeugen in kerntechnischen Anlagen	TÜV Nordd.	REV
3904	Anordnung, Aufbau und Einrichtung der Kraftwerkswarte und Notsteuerstelle in Kernkraftwerken	VGB	VB

VB = Vorbericht
REV = Regelentwurf in Vorbereitung
RE = Regelentwurf (Gründruck)
R = Regel (Weißdruck)

Tafel 16: Regelthemen des KTA-Arbeitsprogramms im Jahre 1977 (Fortsetzung)

6. Erstes GRS-Fachgespräch

Das 1. GRS-Fachgespräch fand am 3. und 4. 11. 1977 in München statt und stand unter dem Leitthema »Kernenergie und Risiko«. Da die Kernenergie außer an ihrem volkswirtschaftlichen Nutzen in der öffentlichen Diskussion vor allem an ihrem Risiko gemessen wird, konnte das Thema sowohl seitens der Fachwelt, als auch der Öffentlichkeit allgemeines Interesse beanspruchen. Kern der Veranstaltung war die deutsche Reaktorsicherheitsstudie, in der – aufbauend auf die Erkenntnisse und Methoden der amerikanischen Sicherheitsstudie WASH-1400 – das Risiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken deutscher Bauart und unter deutschen Standortverhältnissen untersucht wird.

A. Birkhofer dämpfte indessen gleich zu Beginn der Fachvorträge zu optimistische Erwartungen: Dieses Fachgespräch könne keine endgültigen Aussagen zum Risiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken liefern; nur in Einzelbereichen lägen bereits quantitative Ergebnisse vor, vieles sei noch qualitativ, da der Abschluß der Studie erst für Ende 1978 vorgesehen ist. Birkhofer wies sehr deutlich darauf hin, daß Risikostudien keine Voraussetzung für den sicheren Betrieb kerntechnischer Anlagen sind. Störfälle können nur dann auftreten, wenn Sicherheitseinrichtungen versagen. Durch ihre hohe Verfügbarkeit, Wirkungsbreite und Mehrfachauslegung stellen diese Einrichtungen den Schutz von Beschäftigten und Bevölkerung sicher. Absolute Sicherheit ist nicht zu erreichen, dies betonte auch Birkhofer, aber ein sehr hohes Sicherheitsniveau. Hier muß die günstige Betriebsbilanz gesehen werden: In dreißig Jahren friedlicher Kernenergienutzung ist niemand außerhalb kerntechnischer Anlagen durch deren Auswirkungen zu Schaden gekommen.
Von den sechs Fachvorträgen befaßten sich vier mit der deutschen Reaktorsicherheitsstudie. F.-W. Heuser (GRS) lieferte einen Überblick über den Stand der Studie, die in wesentlichen Teilen von der GRS durchgeführt wird.

H. Hörtner (GRS) stellte in seinem Vortrag »Ausgewählte Probleme und Ergebnisse der Störfallablauf- und Zuverlässigkeitsuntersuchungen der deutschen Studie« vor. **Bild 47** zeigt ein bewertetes Störfallablaufdiagramm für den Notstromfall. Für einige Systemfunktionen sind die Untersuchungen noch nicht abgeschlossen, so daß die entsprechenden Verzweigungswahrscheinlichkeiten im Diagramm noch fehlen.
E. Lindauer (GRS) referierte über »Die Auswertung von Betriebserfahrungen für die deutsche Risikostudie«. Dieser Ansatz ist grundsätzlich problematisch, da schwere Reaktorstörfälle, die den Inhalt der Studie im wesentlichen ausmachen, nicht aufgetreten sind. Die bisher aufgelaufenen Betriebsjahre (etwa 1400) reichen zudem für unmittelbare empirische Aussagen über das Risiko von Kernkraftwerken nicht aus. Die statistische Bedeutung dieser Aussage ist jedoch gering, da angesichts der Sicherheitsvorkehrungen um Größenordnungen geringere Unfallwahrscheinlichkeiten zu erwarten sind, als sie sich mit den vorliegenden Betriebsjahren nachweisen lassen. Risikoaussagen können daher nur auf Grund analytischer Untersuchungen gemacht werden.
Die Punkte, an denen Betriebserfahrungen in die Studie einfließen können, ergeben sich aus deren methodischem Ablauf. Ausgehend von auslösenden Ereignissen, wird die Gesamtheit der möglichen Ereignisabläufe durch Störfallablaufdiagramme dargestellt. Verzweigungen ergeben sich im wesentlichen dadurch, daß Sicherheitssysteme funktionieren oder versagen können. Jedem einzelnen Ablauf werden schließlich die zu erwartenden radiologischen Auswirkungen zugeordnet.

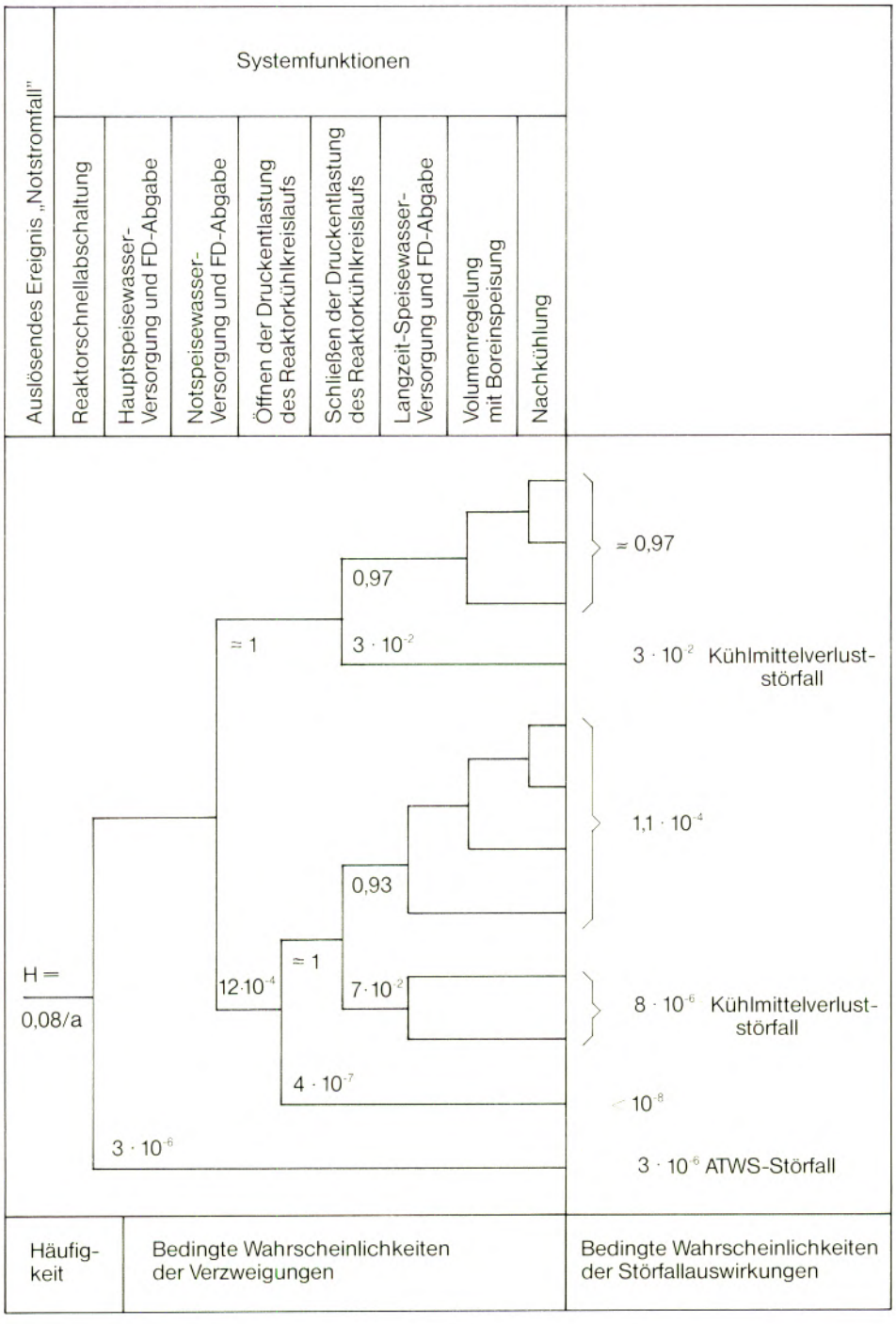


Bild 47: Bewertetes Störfallablaufdiagramm für den Notstromfall

Das in der deutschen Risikostudie verwendete Unfallfolgenmodell wurde von W. Hübschmann (KfK) vorgestellt. Es beschreibt bzw. berechnet

- die Ausbreitung der aus einem Kernreaktor freigesetzten radioaktiven Schadstoffe in der Atmosphäre sowie ihre Ablagerung auf dem Boden,
- die dadurch hervorgerufene Strahlenexposition und die gesundheitlichen Schäden der betroffenen Personen
- die Zahl der von akuten oder späten Schäden betroffenen Personen unter Berücksichtigung eventueller Gegenmaßnahmen wie Räumung oder Evakuierung
- das Gesamtrisiko der verschiedenen Unfalltypen für die Bevölkerung (**Bild 48**).

Ordnet man alle so berechneten Schäden nach ihrem Ausmaß und trägt darüber ihre Eintrittswahrscheinlichkeit auf, so erhält man die Schadens-Wahrscheinlichkeitsdichte. Durch Integration der Dichtefunktion von großen zu kleinen Schäden hin erhält man die komplementäre Schadens-Wahrscheinlichkeitsverteilung. Der Funktionswert der Verteilung gibt für jede Schadensart an, mit welcher Wahrscheinlichkeit dieser Schaden oder ein größerer eintritt.

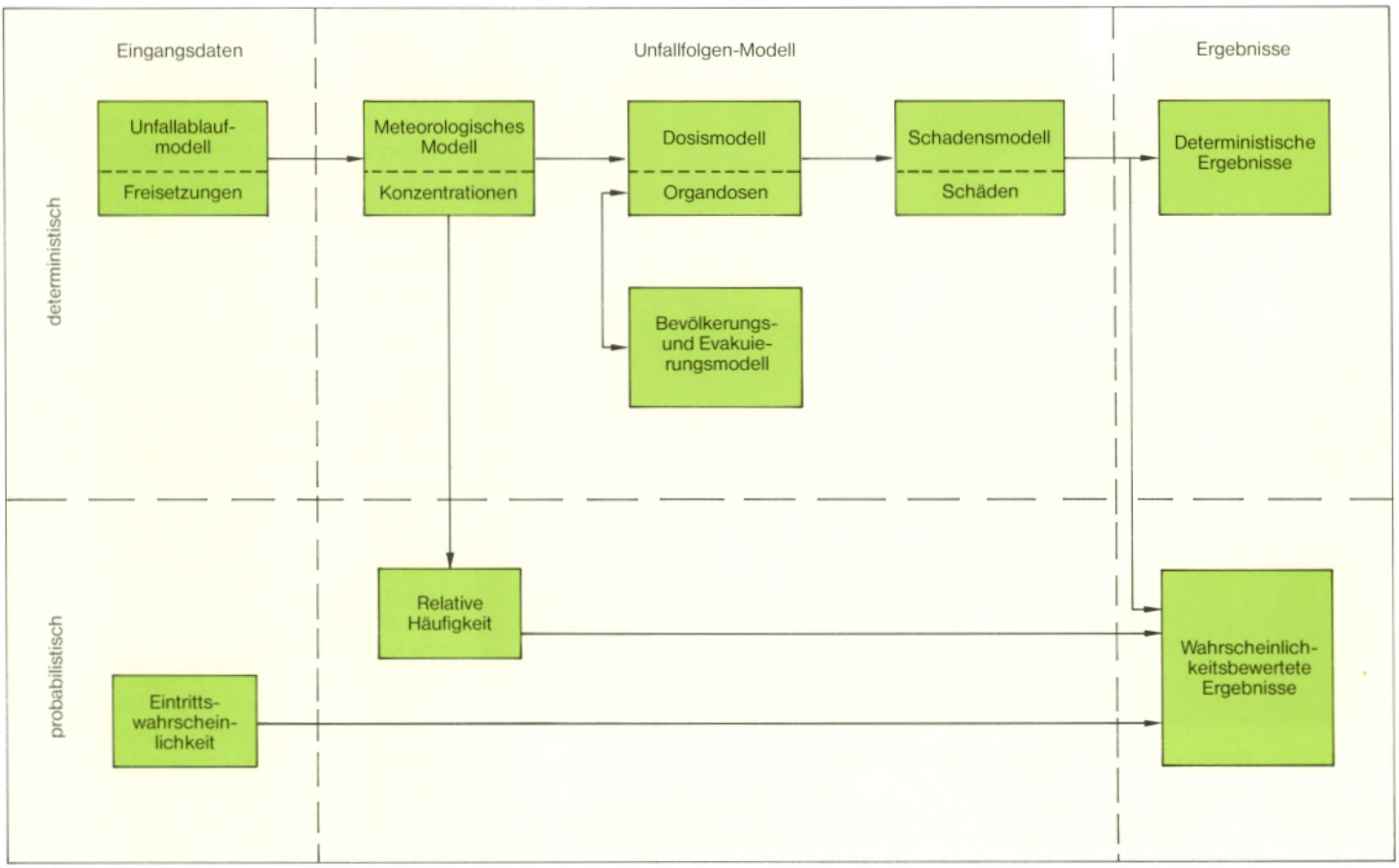


Bild 48: Konzept zu Ausbreitung und Schadensberechnung

Es wurde von Hübschmann am Überdruckversagen des Containments exemplarisch gezeigt, wie bei typischen Wetterabläufen die Verteilungsfunktion der Wahrscheinlichkeit für akute Mortalität, späte Krebsinzidenz und genetische Schäden für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung aussieht.

Danach sind akute Strahlenschäden vorwiegend bei Wetterabläufen mit Niederschlag zu erwarten. In dem untersuchten Fall bleiben solche Schäden selbst unter pessimistischen Annahmen auf einen Bereich unterhalb 10 km Abstand vom Reaktor beschränkt. Durch eine gezielte schnelle Räumung des betroffenen Gebietes, die vor allem deshalb möglich erscheint, weil ausreichend Zeit zur Messung einer eventuellen Bodenkontamination verbleibt, könnten die Folgen weiter reduziert werden. Die Untersuchungen liefern also auch einen Beitrag zur Präzisierung von Aufgaben und Möglichkeiten des Notfallschutzes in der Umgebung kerntechnischer Anlagen.

Die beiden folgenden Vorträge stammten nicht aus dem Bereich der deutschen Reaktorsicherheitsstudie, sondern betrafen allgemeinere Fragestellungen.

Bild 49: Dr. Meister eröffnet das Fachgespräch 1977

W. Diepold vom Frankfurter Battelle-Institut (»Technische Gefahrenpotentiale im Verständnis der Gesellschaft«) legte dar, wie einerseits Betriebsangehörige der Industrie und andererseits die Verbraucher ihre Einstellung zu technischen Gefahrenpotentialen im praktischen Handeln zum Ausdruck bringen. Daraus könnte gefolgert werden, daß die Bevölkerung in hohem Maße daran gewöhnt sei, mit Gefahrenpotentialen umzugehen. Er schloß mit zwei Forderungen zur Überwindung der gegenwärtigen Zivilisationskrise:

- Erarbeitung vertrauenswürdiger Gesamtkonzepte aus Politik, Wirtschaft, Technik und Wissenschaft;
- Herausarbeitung und kontinuierliche Behandlung gesellschaftspolitisch lebenswichtiger Fragen außerhalb des Spannungsfeldes der durch Legislaturperioden bestimmten parteipolitischen Auseinandersetzung.

Als letzter Redner des Fachgesprächs führte R. Lukes vom Institut für Arbeits- und Wirtschaftsrecht der Universität Münster zum Thema »Juristische Aspekte der Risikobeurteilung« aus, daß die Entscheidungen von Verwaltungsbehörden, mit denen die grundsätzlich verbotene Verwendung von spaltbaren Stoffen erlaubt werde, eine Prognose über die Wahrscheinlichkeit der Beeinträchtigung von geschützten Rechtsgütern durch die Verwendung voraussetze. Die juristischen Kriterien, die zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeit eines Schadenseintritts verwendet werden, könnten durch Risikobeurteilungen verbessert werden. Damit ließen sich die Behördenentscheidungen zwar nicht auf eine einfache Ja/Nein-Entscheidung reduzieren, wohl aber werde eine exaktere Wahrscheinlichkeitsbestimmung dadurch ermöglicht.

Eine gesetzliche Festlegung der Einzelheiten von Risikobeurteilungen im Kernenergierecht lehnte Lukes allerdings ab, da die dafür erforderlichen Grundlagen gegenwärtig nocht nicht gegeben seien. Aus einer vorzeitigen Einführung würden dagegen in Anbetracht der Bestandskraft von Verwaltungsakten und der Rechtskraft von verwaltungsgerichtlichen Entscheidungen zahlreiche Probleme entstehen. Gründe, die jetzt nur Überwachungsmaßnahmen erforderlich machten, könnten dann leicht zur Aufhebung oder Änderung von Genehmigungen oder zu neuen Verwaltungsstreitverfahren führen. Der technische Fortschritt würde beeinträchtigt, eine unausweichliche Folge jeder gesetzlichen Festlegung technischer Details.

Das Fachgespräch wurde am Vorabend der Fachreferate vom Aufsichtsratsvorsitzenden der GRS, R. Meister, eröffnet (**Bild 49**). Er stellte in seiner Rede die schwierige Situation dar, in der sich die Kernenergie zur Zeit befinde, kritisierte Wankelmut und opportunistisches Lavieren und wies darauf hin, daß es dringend nötig sei, die Kernenergiefrage wieder emotionsfrei zu diskutieren. Er empfahl Festigkeit bei der Durchsetzung des als notwendig erachteten Energieprogramms. Die Ergebnisse der jüngsten Parteitage der beiden regierungstragenden Parteien zeigten nach einer Periode der Unsicherheit, daß die praktischen Erfordernisse auf dem Felde der Energiepolitik von der Mehrzahl der Volksvertreter erkannt und gewürdigt würden.

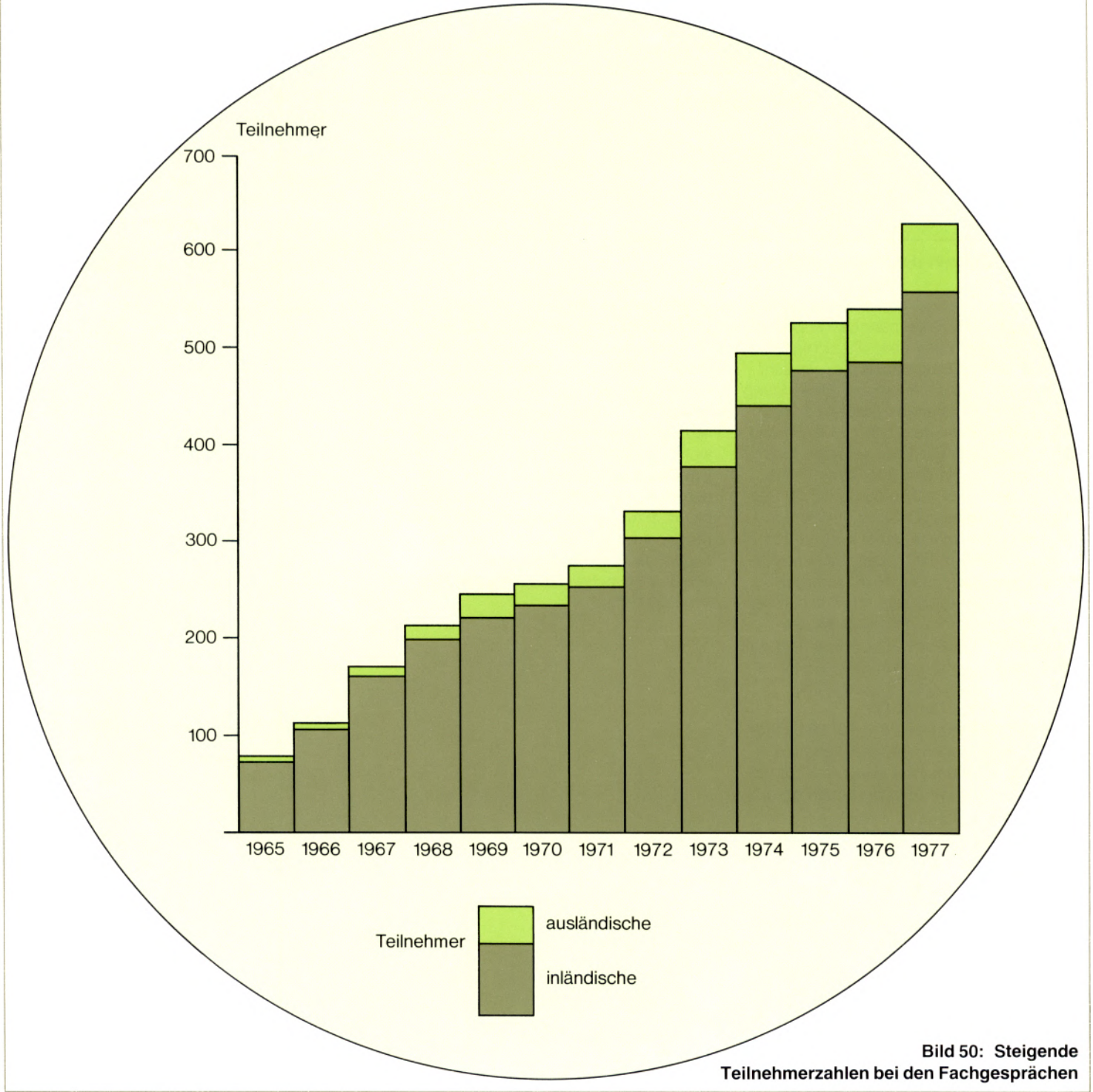


Bild 50: Steigende Teilnehmerzahlen bei den Fachgesprächen

bis 2000	2000 - 2030	nach 2030
Durchwursteln	Übergangszeit strategische Investitionen	Nach-Übergangszeit Kernenergie (Brutreaktoren) Sonnenenergie

Tafel 17: Phasen des Energieproblems

Den Festvortrag hielt W. Häfele vom Institut für Angewandte Systemanalyse auf Schloß Laxenburg bei Wien über die »Prognostizierbarkeit des Energiebedarfs«. In sehr dichter Weise wurden hier die Entwicklung des Weltenergiebedarfs (heute 7,5 TWa, Gesamtzuwachsrate 4,6 % pro Jahr) und die Entwicklung der Energiepreise (von 5 DM pro Gcal in den 60er Jahren über 20 DM heute auf zukünftig 30 bis 50 DM) bei zu erwartender Öffnung der Schere zwischen Mineralölangebot und -bedarf in den 80er Jahren dargestellt. Die Entwicklung neuer Technologien zur Energieumwandlung (von Häfele am Beispiel des Schnellen Brüters aufgezeigt) dauere heute etwa 50 Jahre. Dies würde sich auf die Lösung der Energieprobleme so auswirken, daß man drei Phasen unterscheiden könne (**Tafel 17**):
Im Jahre 2030 dürfte es 8×10^9 Menschen auf der Erde geben. Ihr Energiebedarf würde 35 TWa oder 4,4 kWa pro Kopf betragen. Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, sei nach einer Periode der offenen Systeme die Schaffung fester Strukturen erforderlich. Dies sei durchaus möglich, da auch langfristige Entwicklungen dem Gesetz der logistischen Kurve gehorchten, wobei die Variablen erstaunlich langfristig konstant blieben. In seinem wohl wichtigsten Satz wies Häfele den Prognosen gleichzeitig einen bescheidenen Stellenwert wie eine moralische Qualität zu: Es könne nicht Aufgabe der Prognosen sein, die Zukunft vorherzusagen; sie stellten ein aus der Verantwortung erwachsendes Abtasten des Möglichen dar.

Das 1. GRS-Fachgespräch konnte – auch gemessen an seiner Anziehungskraft – als Erfolg angesehen werden. Die traditionell steigende Tendenz bei den Teilnehmerzahlen der IRS-Fachgespräche hielt auch diesmal, wie aus **Bild 50** ersichtlich, an. Das Gros der 624 Teilnehmer kam selbstverständlich aus der Bundesrepublik, daneben waren Vertreter aus der Schweiz (23), Österreich (5), den Benelux-Ländern (10), den skandinavischen Ländern (11), Italien (6), Jugoslawien (4), Spanien (2) und Frankreich (1) anwesend. Das Interesse der Medien zeigte sich in der Anwesenheit von 18 Vertretern.

7. Verwaltung

Geschäftliche Tätigkeit
Die im Mai 1976 von der Bundesrepublik Deutschland, dem Freistaat Bayern, dem Land Nordrhein-Westfalen, den 11 Technischen Überwachungs-Vereinen und dem Germanischen Lloyd gegründete Gesellschaft nahm am 1. 1. 1977 ihre geschäftliche Tätigkeit auf. Die Mitarbeiter des Instituts für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungs-Vereine e. V. (IRS) und des Laboratoriums für Reaktorregelung und Anlagensicherung der Technischen Universität München (LRA) wurden in die Gesellschaft übernommen, ebenso ging das Vermögen von IRS und LRA auf die Gesellschaft über.

Die Gesellschaft hat je einen Betriebsteil in Köln und in Garching. Am 31. 12. 1977 waren 390 Mitarbeiter beschäftigt, darunter 265 wissenschaftlich-technische Fachkräfte und 125 sonstige Kräfte.
Die Gesellschaft arbeitet auf Grund von Verträgen für den Bund, für die Technischen Überwachungs-Vereine, für deutsche und ausländische Genehmigungsbehörden, für die Europäischen Gemeinschaften u. ä.
Die Jahreserträge beliefen sich auf 35 722 TDM.

Das Fachpersonal hat insgesamt 539 244 Stunden geleistet, die mit 62,1 % an Auftraggeber weiterverrechnet wurden. Die übrigen Stunden entfielen auf Urlaub und Krankheit, auf Ausbildung sowie auf Restzeiten.
Die Organisation der GRS wird in **Bild 51** dargestellt.

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

Aufsichtsrat

Der Aufsichtsrat setzte sich im Berichtsjahr wie folgt zusammen:

Direktor Dr.-Ing. R. Meister (Vorsitzender), Hamburg
Ministerialdirektor Dipl.-Ing. W. Sahl (stellv. Vorsitzender), Bonn
Ministerialrat Dr. K. H. Carl, Bonn
Ministerialdirigent Prof. Dr.-Ing. F.-J. Dreyhaupt, Düsseldorf
Direktor Dipl.-Ing. W. E. Hoffmann, Essen
Ministerialrat Dipl.-Ing. R. Mauker, München
Direktor Dr. G. Noetzlin, Marl
Ministerialrat W. Obenhaus, Bonn
Dipl.-Ing. H. Seipel, Bonn
Ministerialrat Dr. H. Struck, Bonn
Direktor Prof. Dr. H.-W. Thoenes, Essen
Direktor Dr. H. Vetter, Mannheim
Direktor Dr.-Ing. J. Wolff, München

Gesellschafter

Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital sind:

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

Geschäftsführer

Zu Geschäftsführern der Gesellschaft wurden bestellt:

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

Organisation der GRS

Bildnachweis

Die Fotografien wurden von folgenden Gesellschaften zur Verfügung gestellt:

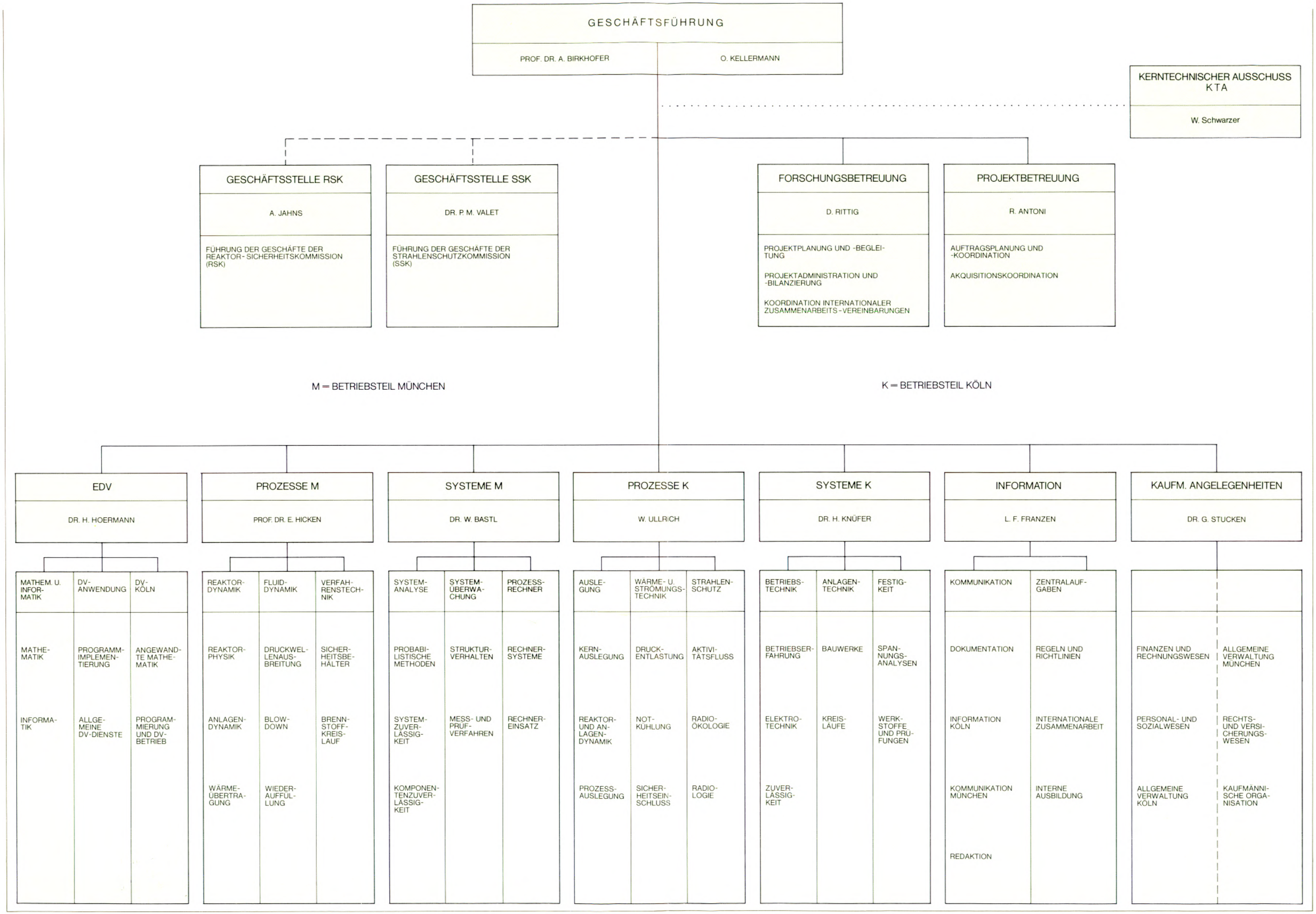
- Kraftwerk Union AG, Mülheim (Bild 1, 30, 37)
- Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Essen (Bild 2, 20, 35)

Diesen Gesellschaften sei für ihr Entgegenkommen gedankt.

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

- Freigabe-Nr. i 30 F 75-694 (Luftaufnahme Köln)
- Freigabe-Nr. OE 683 (Luftaufnahme Garching)

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


GESCHÄFTSFÜHRUNG
PROF. DR. A. BIRKHOFER
O. KELLERMANN
KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS KTA
W. Schwarzer
GESCHÄFTSSTELLE RSK
A. JAHNS
FÜHRUNG DER GESCHÄFTE DER REAKTOR-SICHERHEITSKOMMISSION (RSK)
GESCHÄFTSSTELLE SSK
DR. P. M. VALET
FÜHRUNG DER GESCHÄFTE DER STRAHLENSCHUTZKOMMISSION (SSK)
FORSCHUNGSBETREUUNG
D. RITTIG
PROJEKTPLANUNG UND -BEGLEITUNG
PROJEKTADMINISTRATION UND -BILANZIERUNG
KOORDINATION INTERNATIONALER ZUSAMMENARBEITS-VEREINBARUNGEN
PROJEKTBETREUUNG
R. ANTONI
AUFTRAGSPLANUNG UND -KOORDINATION
AKQUISITIONSKOORDINATION
M = BETRIEBSTEIL MÜNCHEN
K = BETRIEBSTEIL KÖLN
EDV
DR. H. HOERMANN
MATHEM. U. INFORMATIK
MATHEMATIK
INFORMATIK
DV-ANWENDUNG
PROGRAMMIMPLEMENTIERUNG
ALLGEMEINE DV-DIENSTE
DV-KÖLN
ANGEWANDTE MATHEMATIK
PROGRAMMIERUNG UND DV-BETRIEB
PROZESSE M
PROF. DR. E. HICKEN
REAKTORDYNAMIK
REAKTORPHYSIK
ANLAGENDYNAMIK
WÄRMEÜBERTRAGUNG
FLUIDDYNAMIK
DRUCKWELLENAUSBREITUNG
BLOWDOWN
WIEDERAUFFÜLLUNG
VERFAHRENSTECHNIK
SICHERHEITSBEHÄLTER
BRENNSTOFFKREISLAUF
SYSTEME M
DR. W. BASTL
SYSTEMANALYSE
PROBABILISTISCHE METHODEN
SYSTEMZUVERLÄSSIGKEIT
KOMPONENTENZUVERLÄSSIGKEIT
SYSTEMÜBERWACHUNG
STRUKTURVERHALTEN
MESS- UND PRÜFVERFAHREN
PROZESSRECHNER
RECHNERSYSTEME
RECHNEREINSATZ
PROZESSE K
W. ULLRICH
AUSLEGUNG
KERNAUSLEGUNG
REAKTOR- UND ANLAGENDYNAMIK
PROZESSAUSLEGUNG
WÄRME- U. STRÖMUNGSTECHNIK
DRUCKENTLASTUNG
NOTKÜHLUNG
SICHERHEITSEINSCHLUSS
STRAHLENSCHUTZ
AKTIVITÄTSFLUSS
RADIOÖKOLOGIE
RADIOLOGIE
SYSTEME K
DR. H. KNÜFER
BETRIEBSTECHNIK
BETRIEBSERFAHRUNG
ELEKTROTECHNIK
ZUVERLÄSSIGKEIT
ANLAGENTECHNIK
BAUWERKE
KREISLÄUFE
FESTIGKEIT
SPANNUNGSANALYSEN
WERKSTOFFE UND PRÜFUNGEN
INFORMATION
L. F. FRANZEN
KOMMUNIKATION
DOKUMENTATION
INFORMATION KÖLN
KOMMUNIKATION MÜNCHEN
REDAKTION
ZENTRALAUFGABEN
REGELN UND RICHTLINIEN
INTERNATIONALE ZUSAMMENARBEIT
INTERNE AUSBILDUNG
KAUFM. ANGELEGENHEITEN
DR. G. STUCKEN
FINANZEN UND RECHNUNGSWESEN
PERSONAL- UND SOZIALWESEN
ALLGEMEINE VERWALTUNG KÖLN
ALLGEMEINE VERWALTUNG MÜNCHEN
RECHTS- UND VERSICHERUNGSWESEN
KAUFMÄNNISCHE ORGANISATION