

Jahresbericht 1982 Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Jahresbericht 1982

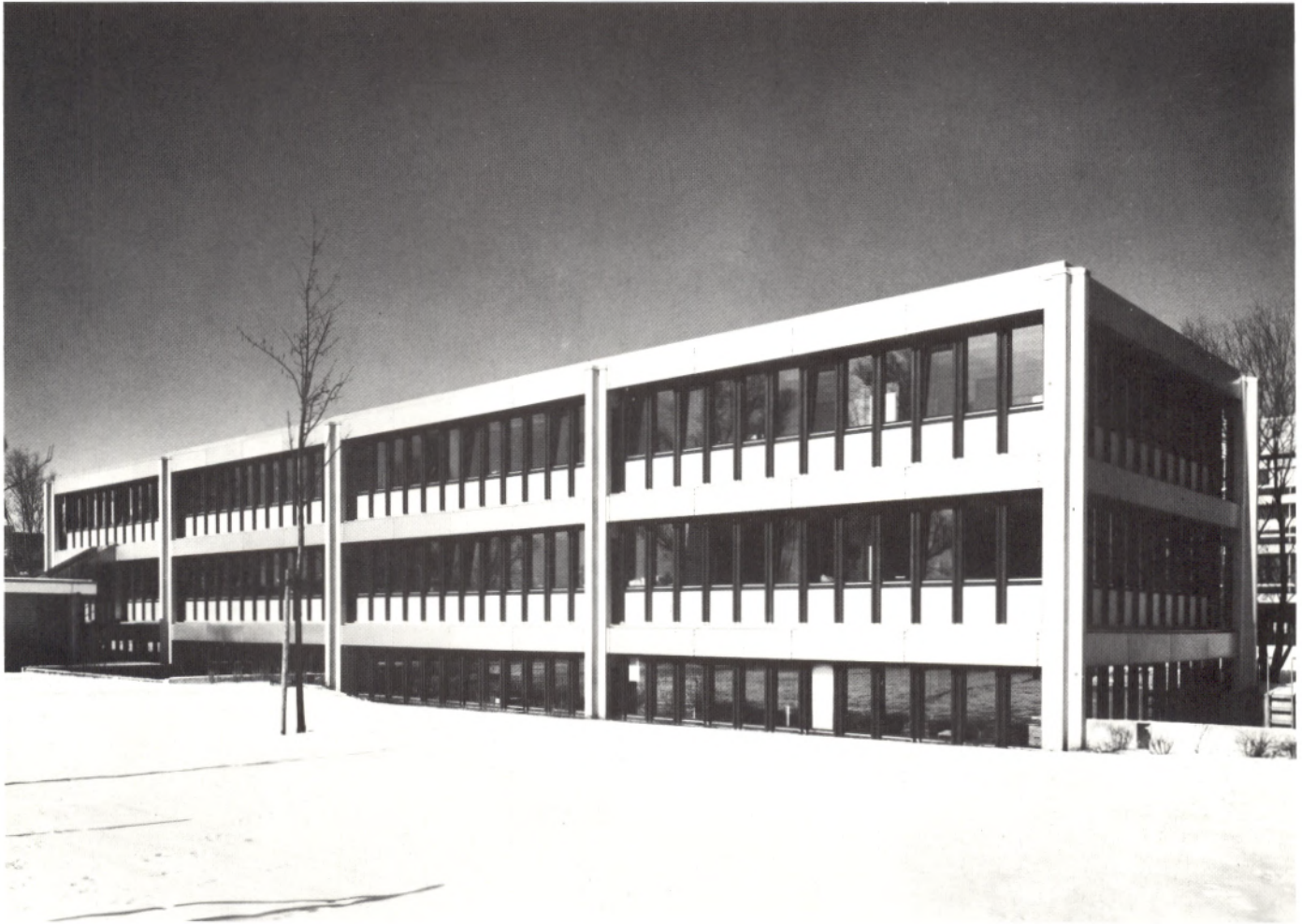
Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1
Telefon: (02 21) 20 68-0
Telex: 8 881 807 grs d
Telefax: (02 21) 2068 442

Forschungsgelände
8046 Garching
Telefon: (089) 3 20 04-0
Telex: 5 215 110 grs md
Telefax: (089) 3204 914



Blick auf die Kölner Ladenstadt mit dem Erweiterungsbau, in dem Ende 1982 alle Kölner GRS-Mitarbeiter unter einem Dach vereint werden konnten (Photo: A. Koch)



Der erste GRS-eigene Neubau auf dem Forschungsgelände Garching beherbergt seit Anfang 1981 einen Teil der Münchner GRS-Mitarbeiter (Photo: I. Voth-Amslinger)

1 Einführung	9
2 Risikoorientierte Analyse zum SNR-300	10
3 Der Bereich Projekte	13
4 Der Bereich Datenverarbeitung	16
4.1 Behandlung von Nichtlinearitäten mit expliziten Differenzenverfahren am Beispiel eines Blowdown-Versuchs	16
4.2 Verfahren zur Programmimplementierung	17
4.3 Fünf Jahre GRS-Rechenzentrum	18
5 Der Bereich Verfahren	21
5.1 Simulation von thermo- und fluiddynamischen Vorgängen in Druckabbausystemen beim Kühlmittelverluststörfall mit DRASYS	21
5.2 Nachrechnung des PKL-Versuches E1 unter Einbezug der End-of-Blowdown-Phase mit TRAC-PF1	24
6 Der Bereich Systeme	29
Ergonomie und menschliche Zuverlässigkeit	29
7 Der Bereich Dynamik und Strahlenschutz	33
7.1 Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR-300	33
7.2 Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR-300	36
7.3 Bewertung der neuen thermohydraulischen Analysemethode THAM für Siedewasserreaktoren	38
8 Der Bereich Betrieb	41
8.1 Wiederkehrende Prüfungen in Kernkraftwerken	41
8.2 Anlagensicherung von kerntechnischen Einrichtungen	45
8.3 Abschätzung des Bruchverhaltens rißbehafteter Strukturen	47
9 Der Bereich Forschungsbetreuung	51
10 Der Bereich Geschäftsstellen	54
10.1 RSK-Geschäftsstelle	54
10.2 SSK-Geschäftsstelle	60
10.3 SSB-Geschäftsstelle	61
11 Die KTA-Geschäftsstelle	62
12 EDV-gestützte Informationsversorgung	64
13 Sechstes GRS-Fachgespräch	67
14 IAEA-Symposium „Nuclear Power Plant Control and Instrumentation“	69
15 Ausbildung von GRS-Mitarbeitern	70
16 Geschäftliche Tätigkeit, Organigramm	71
17 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	75

Im Jahre 1982 konnte die Kerntechnik einige Jubiläen begehen. 40 Jahre sind seit der ersten Kritikalität des Reaktors CP 1 in Chicago vergangen. Vor 25 Jahren wurde zum ersten Mal ein Reaktor in der Bundesrepublik Deutschland kritisch, und zwar unser Nachbar in Garching, der Forschungsreaktor München FRM. Seit 25 Jahren sind auch die Gutachter in der Bundesrepublik auf dem Gebiet der Kerntechnik tätig. Die Arbeit der Gutachter hat sich fast zwei Jahrzehnte lang nahezu unbeachtet von der Öffentlichkeit vollzogen. Sie führte im Zusammenwirken mit den Behörden und der Industrie zu einem Aufwand für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik, der einmalig in der Welt ist. Trotzdem sind in den letzten Jahren Kritik und Widerstand gegen die Kernenergie gewachsen. Im politischen Raum gehen die Diskussionen über „Pro und Kontra Kernenergie“ quer durch die Parteien.

Zwei Ereignisse des abgelaufenen Jahres haben den hohen Sicherheitsstandard der Kerntechnik ausdrücklich bestätigt: Der Deutsche Bundestag beschloß am 3. Dezember 1982 auf der Grundlage eines Votums der Enquete-Kommission, seinen Zustimmungsvorbehalt zur Inbetriebnahme des Schnellen Brütters in Kalkar aufzuheben. Der Verwaltungsgerichtshof in Mannheim revidierte ein Urteil der Vorinstanz und stellte in einer umfassenden und tiefgehenden Urteilsbegründung fest, daß gegen die Baugenehmigung des Kernkraftwerks Wyhl keine Bedenken aus sicherheitstechnischer Sicht bestehen. Die GRS hat zur Arbeit der Enquete-Kommission ihren Beitrag geleistet. Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie haben wir termingemäß am 30. 4. des Berichtsjahres die Risikoorientierte Analyse zum SNR-300 vorgelegt. Diese Studie bildete für die Arbeit der Enquete-Kommission eine wichtige Grundlage. Die Sorgfalt und Ausführlichkeit, mit der die beiden Beschlüsse vorbereitet wurden, geben uns Zuversicht, daß immer mehr Mitbürger vom Nutzen und von der Sicherheit der Kernenergie überzeugt und die Widerstände nachlassen werden. Es bleibt eine wichtige Aufgabe der GRS, den Skeptikern ihre Besorgnis zu nehmen, sie offen zu informieren und ihr Vertrauen zu gewinnen.

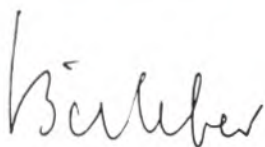
Noch ein weiteres Ergebnis aus dem Berichtsjahr: Das Kernkraftwerk Biblis hat mit seinen Blöcken A und B bisher insgesamt 100 Milliarden kWh an elektrischer Energie erbracht. Kohlekraftwerke hätten hierfür rund 30 Millionen t

Steinkohle gebraucht. Wir wissen, daß die Radioaktivitätsabgabe aus Kohlekraftwerken etwa gleich hoch ist wie die aus Kernkraftwerken. Darüber hinaus müßten mindestens 1,8 Millionen t Asche beseitigt werden. Die Atmosphäre hätte zusätzlich große Mengen an schwefeliger Säure (Größenordnung 700 000 t) und Stickoxiden aufnehmen müssen. Der Auswurf von CO₂ hätte 100 Millionen t betragen, jährlich 17 Millionen t. Ein Laubwald mit einer Größe von 8 000 km² würde benötigt, um photosynthetisch diese CO₂-Menge wieder abzubauen.

Die Diskussion um die Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe hat zu konkreten Fortschritten geführt. Bei der Bayerischen Staatsregierung ist das Raumordnungsverfahren für eine Wiederaufarbeitungsanlage am Standort Wackersdorf abgeschlossen worden. Die atomrechtliche Genehmigung ist beantragt.

Zur Begutachtung der sicherheitstechnischen Probleme bei der Errichtung und beim Betrieb dieser Anlage haben sich auf Empfehlung des zuständigen Bayerischen Umweltministeriums der TÜV Bayern, die Gesellschaft für Strahlenforschung und die Gesellschaft für Reaktorsicherheit zu einer Arbeitsgemeinschaft zusammengeschlossen.

Die GRS war während des Berichtsjahres voll ausgelastet. Die termingerechte Erfüllung aller Verträge erforderte zeitweise sogar Überstunden. Da unsere Gebühren für die Ingenieur-stunde gegenüber dem Jahre 1981 nicht angehoben wurden, mußten wir zum einen Sparmaßnahmen bei den Personal- und Sachkosten durchführen und zum anderen die Produktivität der Gesellschaft steigern. Durch das Verständnis und das Engagement aller Mitarbeiter ist es gelungen, einen nahezu ausgeglichenen Jahresabschluß zu erreichen.



A. Birkhofer
Geschäftsführer

Die Zahl der Beschäftigten ist gegenüber dem Vorjahr um etwa 3% reduziert. Wir haben uns mit dem fluktuationsbedingten Personalabbau an die kurz- und mittelfristige Auftragsentwicklung anpassen können. Im Aufgabenspektrum der Fachabteilungen ist eine Verlagerung zu beobachten. Lag der Schwerpunkt der GRS in den vergangenen Jahren bei Tätigkeiten im Zusammenhang mit der Errichtung von Kernkraftwerken, so sind wir heute stärker beschäftigt mit Stellungnahmen zum Brennstoffkreislauf. Ein wachsendes Aufgabengebiet ist auch die Auswertung der vielen in der GRS zentral erfaßten Betriebsdaten, die aus der Meldung besonderer Vorkommnisse, aus den Sammlungen von Verfügbarkeitsdaten und aus den Wiederholungsprüfungen aufgelaufen sind. Wir sind sicher, daß diese Daten eine wichtige Hilfe sein können zur Optimierung von Systemen und zur weiteren Verbesserung der Verfügbarkeit.

Zwei Ereignisse geben Anlaß zur Freude: Nachdem im Jahre 1981 ein Teil der Garchinger Kollegen in einen Neubau gezogen sind, konnten wir im Dezember 1982 alle Kölner Mitarbeiter aus drei Gebäuden unter einem Dach vereinen. In der Schwertnergasse wurde ein Erweiterungsbau fertiggestellt, der ausreichenden Arbeitsraum für alle bietet. Die Vorteile für den Arbeitsablauf und für die persönlichen Kontakte liegen auf der Hand. In Garching ist eine neue leistungsfähigere und schnellere Großrechenanlage installiert, die in den letzten Tagen des Berichtsjahres ihren Betrieb aufgenommen hat.

Somit sind die Voraussetzungen gegeben, daß die GRS in Zukunft die Aufträge ihrer Kunden wie bisher sachgerecht erfüllt und auch in den kommenden Jahren ihren Anteil zum Schutze der Allgemeinheit vor den Gefahren der Technik leisten wird.



O. Kellermann
Geschäftsführer

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300

Mit der „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“ (SNR-Studie) hat die GRS – nach der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (DWR-Studie) – zum zweitenmal eine umfassende Risikoanalyse für ein Kernkraftwerk durchgeführt. Über 50 Wissenschaftler aus den verschiedenen Fachabteilungen der GRS und aus anderen Institutionen waren an der SNR-Studie beteiligt. Außerdem haben im Zusammenhang mit der Analyse kernzerstörender Unfälle 18 Fachleute aus dem In- und Ausland anhand eines Fragebogens Expertenschätzungen zu wichtigen Phänomenen des Unfallablaufs abgegeben. Die Erfahrungen mit der DWR-Studie und vor allem die hervorragende Zusammenarbeit aller Beteiligten waren Voraussetzung dafür, innerhalb etwa eines Jahres die Ergebnisse der SNR-Studie zu erarbeiten und den rund 800seitigen Bericht (Bild 2.1) fertigzustellen.

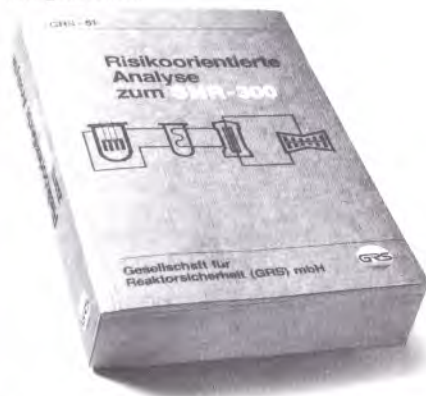


Bild 2.1: Der Bericht GRS-51 über die Risikoorientierte Analyse zum SNR-300

Die SNR-Studie war nicht Bestandteil des Genehmigungsverfahrens, sie sollte vielmehr die Grundlage für eine politische Entscheidung über die Inbetriebnahme des SNR-300 liefern. In ihrem Bericht vom Juni 1980 hatte die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages u. a. empfohlen, eine „risikoorientierte Analyse“ zum SNR-300 durchführen zu lassen. Die Studie sollte einen pragmatischen Sicherheitsvergleich zwischen dem SNR-300 und einem Leichtwasserreaktor moderner Bauart ermöglichen. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) hat im Frühsommer 1981 die GRS mit der Durchführung der Studie beauftragt.

Die Enquete-Kommission hatte auch empfohlen, „Wissenschaftler mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter“ an der Studie zu beteiligen. Um dieser Empfehlung zu entsprechen, wurde Prof. Benecke vom Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik als Leiter einer Gruppe von Brütergegnern mit Zusatzuntersuchungen zu ausgewählten Fragestellungen – parallel zur „GRS-Studie“ – beauftragt. Es war jedoch nicht möglich – wie vom Auftraggeber gewünscht –, einen gemeinsamen Bericht zu erstellen, nicht zuletzt da die Gegnergruppe ihre Arbeiten nicht termingerecht abschließen konnte. Die GRS hat ihre Studie, wie im Vertrag vorgesehen, am 30.4.1982 beim BMFT abgegeben.

Die Studie lieferte eine wesentliche Grundlage für die Beratungen der Enquete-Kommission. Im September 1982 hat die Kommission mit 11 zu 5 Stimmen dem Deutschen Bundestag empfohlen, der Inbetriebnahme des SNR-300 zuzustimmen. Der Bundestag ist dieser Empfehlung gefolgt und hat am 3. Dezember 1982 den politischen Vorbehalt aufgehoben, der im Jahr 1979 gegen die Inbetriebnahme beschlossen worden war.

Vorgehensweise und Gliederung

Die grundsätzliche Vorgehensweise der SNR-Studie entsprach weitgehend der DWR-Studie, mit der am Beispiel des Kernkraftwerkes Biblis B das Risiko des Druckwasserreaktors abgeschätzt wurde. In der DWR-Studie diente der erste Teil der anlagentechnischen Analyse vor allem dazu, die zu erwartende Häufigkeit eines Kernschmelzens abzuschätzen. Für den SNR-300 war eine differenziertere Betrachtung erforderlich. Wenn man hier einen Ausfall von Sicherheitssystemen unterstellt, konnte der Kern des SNR-300 langsam schmelzen oder durch eine Leistungsexkursion (unter Umständen mit Freisetzung mechanischer Energie) zerstört werden (Bild 2.2). Obwohl eine Kernzerstörung aufgrund umfassender Sicherheitsvorkehrungen nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen ist, wird der SNR-300 – als Prototypanlage – so gebaut, daß selbst nach einer Kernzerstörung keine gravierenden Folgen für die Umgebung auftreten würden. Für eine Risikoabschätzung sind daher folgende Fragen zu beantworten (die Aufzählung entspricht in etwa auch der Gliederung des Berichts):

- Durch welche anlagenintern ausgelösten Abläufe kann es zur Kernzerstörung kommen?
- Mit welcher Häufigkeit werden die Systeme angefordert, die eine Kernzerstörung verhindern, und mit welcher Wahrscheinlichkeit versagen sie dann?
- Welche Risikobeiträge liefern Einwirkungen von außen und anlageninterne Brände?
- In welcher Weise und mit welcher Wahrscheinlichkeit kann der Sicherheitseinschluß nach einer Kernzerstörung versagen?
- Welcher Anteil des Radionuklidinventars wird nach der Kernzerstörung aus dem Reaktorkern in das Containment freigesetzt, welcher Teil davon wird im Containment abgeschieden und welcher Teil gelangt nach einem Versagen des Sicherheitseinschlusses in die Umgebung?
- Mit welcher Häufigkeit und in welchem Ausmaß können Radionuklide aus anderen Quellen (z. B. Brennelementlager) freigesetzt werden?
- Welche Schäden können durch die freigesetzten Radionuklide in der Umgebung der Anlage verursacht werden?

Vergleich SNR-300/DWR

Die Studie führte zu dem Ergebnis, daß sowohl die zu erwartende Häufigkeit als auch das Ausmaß möglicher Unfallschäden beim SNR-300 deutlich geringer sind, als in der deutschen Risikostudie für den Druckwasserreaktor ermittelt.

Die Streubreiten der gewonnenen Schadenshäufigkeiten sind zwar deutlich größer als in der DWR-Studie – bei einer „risikoorientierten“ Analyse für eine Prototyp-Anlage, die sich noch im Bau befindet, ist dies nicht anders zu erwarten. Dennoch legen die Ergebnisse den Schluß nahe, daß das Störfallrisiko des SNR-300 geringer ist als das Störfallrisiko, das in der deutschen Risikostudie für den DWR ermittelt wurde.

Das relativ günstige Abschneiden des SNR-300 läßt sich auf folgende Gründe zurückführen:

- Im Vergleich zum DWR ungünstigere neutronenphysikalische Eigenschaften des Reaktorkerns beim SNR-300 (positive Reaktivitätsrückwirkung bei Kühlmittelsieden) werden durch ein zweites, diversitäres Reaktorschnellabschaltssystem kompensiert.

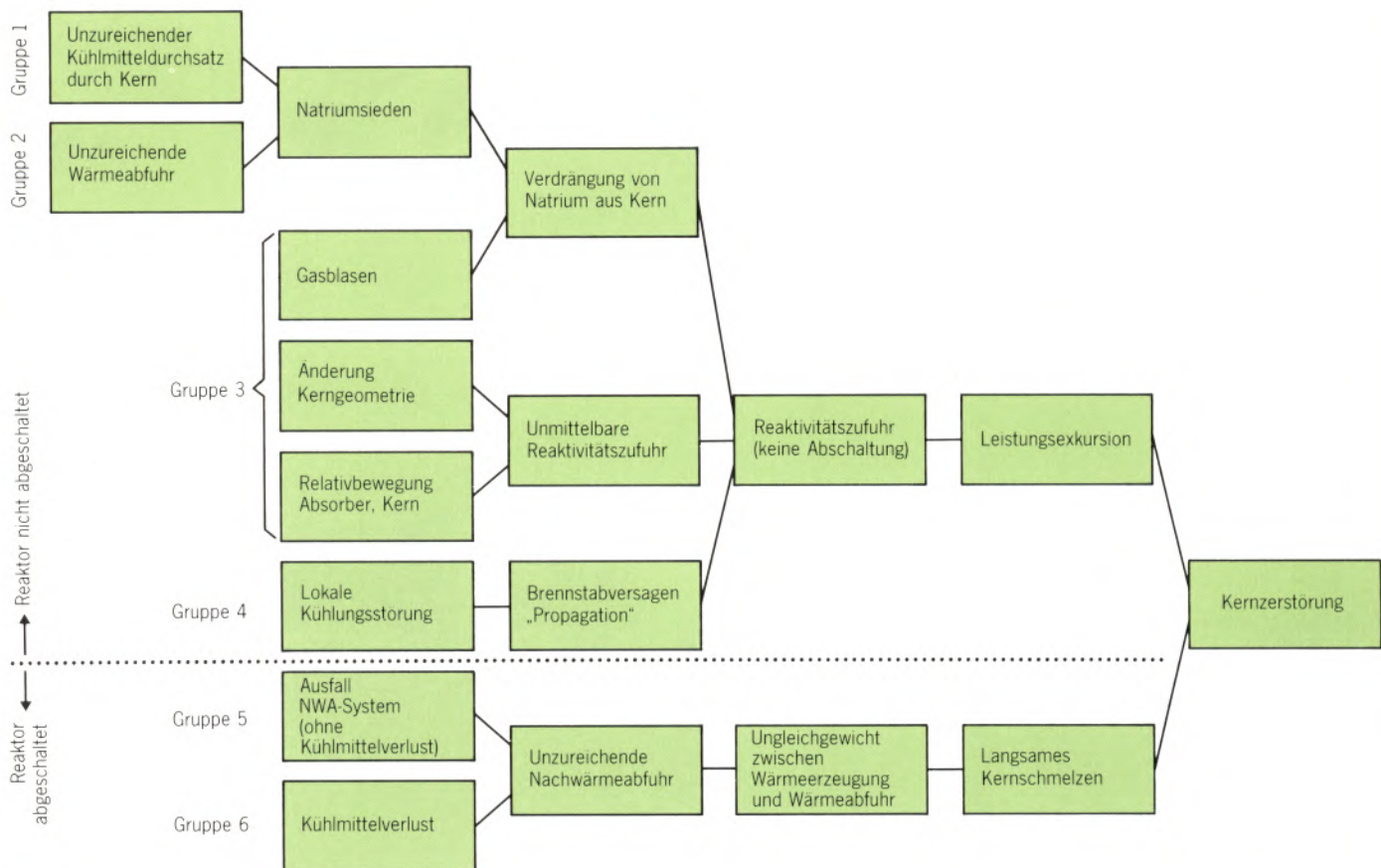


Bild 2.2: Einleitungsereignisse für Kernzerstörung

- Wegen des niedrigen Systemdrucks, des großen Siedeabstands und der hohen Wärmekapazität des Kühlmittels Natrium spielen Kühlmittelverluststöße und Ausfälle der Nachwärmeabfuhrsysteme nur eine untergeordnete Rolle. (Nachteilige Eigenschaften des Natriums, das mit Wasser und Luft chemisch reagiert, werden durch entsprechende Maßnahmen ausgeglichen.)
- Trotz dieser Umstände ist die Anlage zur Beherrschung von Kernzerstörungsunfällen ausgelegt.
- Durch das Doppelcontainment wird eine weitgehende Rückhaltung der Radionuklide auch bei Zerstörung des Reaktorkerns und des Reaktortanks erreicht.

Zu bemerken ist, daß in beiden Studien entsprechend dem Auftrag – und beim SNR-300

auch entsprechend der Empfehlung der Enquete-Kommission – das Risiko untersucht wurde, das sich durch Störfälle ergibt, die durch anlageninterne oder anlagenexterne (natürliche oder zivilisatorische) Ursachen ausgelöst werden können.

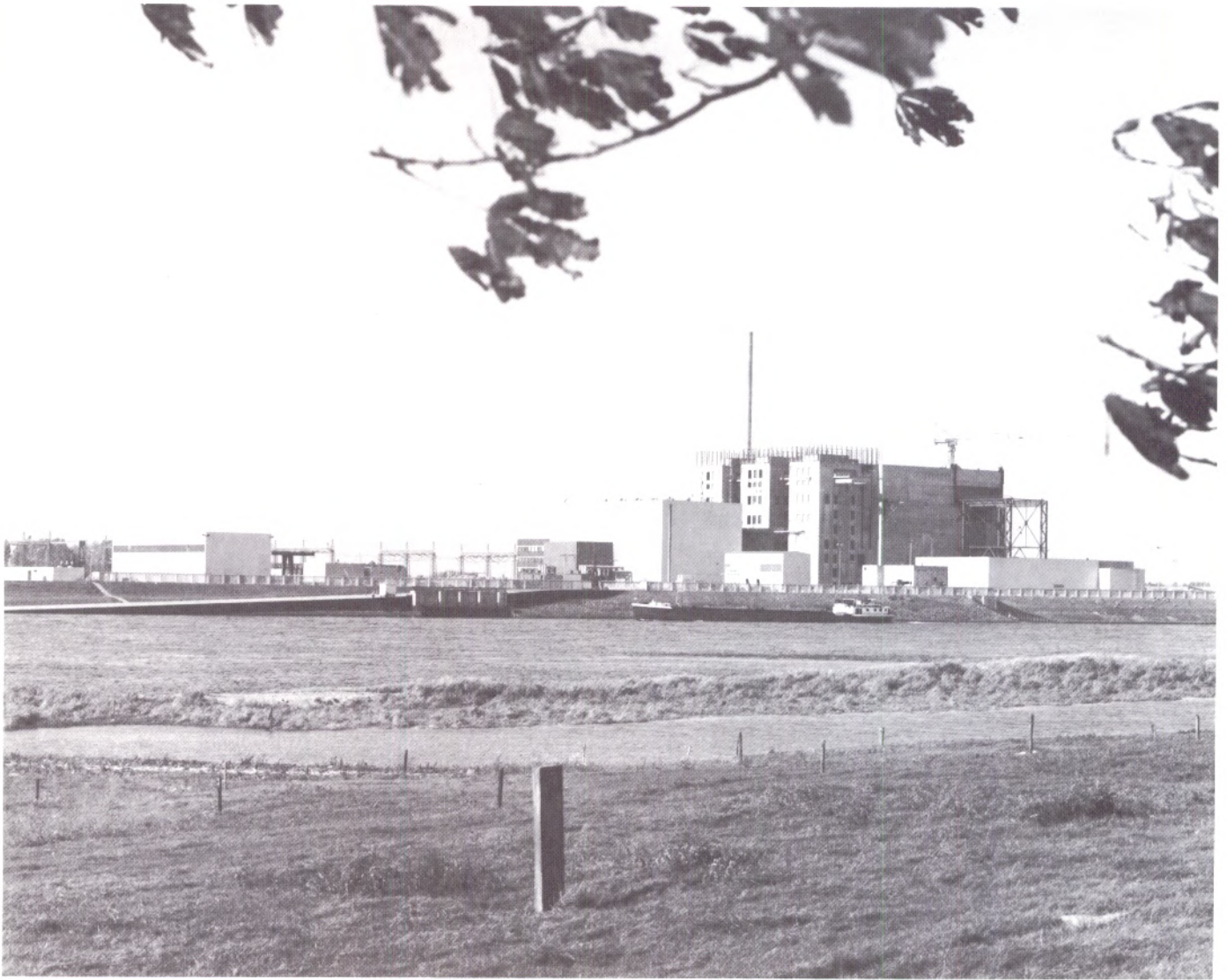
Risiken aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb, aus dem Brennstoffkreislauf, aus böswilligen Eingriffen oder andere denkbare Risiken, z. B. politisch-gesellschaftlicher Art, wurden in den Studien nicht behandelt. Das bedeutet nicht, daß die Enquete-Kommission bei ihren Beratungen solche Aspekte außer Betracht ließ.

Die Gegnergruppe unter Leitung von Prof. Benecke, die ihren Bericht Anfang September 1982 abgegeben hat, kommt zu Aussagen, die den Ergebnissen der GRS in wesentlichen

Punkten widersprechen. So wird festgestellt, daß das Schadensausmaß bei Unfällen deutlich höher sein kann, als für den DWR ermittelt. Die Forschungsgruppe Schneller Brüter sieht sich aber nicht in der Lage, die zu erwartenden Häufigkeiten für die von ihr ermittelten Schadensausmaße abzuschätzen.

Die Enquete-Kommission hat sich eingehend mit beiden Studien beschäftigt. Während die Studie der GRS eine wesentliche Grundlage für die positive Empfehlung der Kommission darstellte, hat die Kommission der Gegnergruppe bescheinigt, daß sie „letztlich den Stand von Wissenschaft und Technik unzureichend berücksichtigt und sich auf Außenseitermeinungen zu stark abstützte, ohne sie richtig zu wichten“.

K. Köberlein



Außenaufnahme des Schnellen Brüters in Kalkar, SNR-300 (Photo: RWE)

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

Insgesamt wurden im Jahre 1982 etwa 140 Auftragsberichte für die verschiedenen Auftraggeber erstellt, in denen sicherheitstechnische Gutachten, Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben bzw. Ergebnisse über Erfahrungen mit kerntechnischen Anlagen dokumentiert sind.

Das Aufgabenvolumen hat sich gegenüber dem Vorjahr nur geringfügig erweitert. Die technische Leistung konnte um ca. 2 %, die verrechnete Leistung um ca. 4 % gesteigert werden. Die Zuordnung der Vorhaben nach Auftraggebern und Aufgabenarten ist in Tabelle 3.1 dargestellt. Die restriktive Aufgabenerweiterung läuft mit der generellen Entwicklung in der Kerntechnik parallel.

Wie in den Vorjahren bestimmen drei Aufgabenfelder die Schwerpunkte unserer Tätigkeit:

- genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den BMI,
- Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit für den BMFT,
- Gutachtenstätigkeit.

Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den BMI

Das durch die Vorhaben spezifizierbare Aufgabenfeld für den BMI ist in Tabelle 3.2 dargestellt. Besonders hervorhebbare Einzelaufgaben sind:

- Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen einschließlich systematischer Dokumentation der Ergebnisse,
- Auswertungen zu den Wiederkehrenden Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren,
- Verfügbarmachung und Anpassung von Bewertungs- und Analysemethoden zu Be-

Aufgabenart	Vorhaben in 1982		Vergleich 1981	
	Verträge	Einzelaufgaben	Anteil %	Anteil %
Fachberatung für BMI	26	120	42	40
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben für BMFT	32	40	40	39
Gutachten für				
● Länderbehörden/TÜV	60	85	14	17
● Ausland	13	13	1	1
● Sonstige	21	25	3	3
Gesamt GRS	152	283	100	100
Verrechenbare Stunden:		430 000		420 000
Verrechnete Leistung:		57,5 Mio. DM		55 Mio. DM

Tabelle 3.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

- triebabläufen und Störfällen in Kernkraftwerken für die Aspekte Notkühlung, Anlagendynamik, Strukturverhalten, Einwirkungen von außen,
- Betreuung der Beraterkommissionen RSK, SSK und SSB,
- Mitarbeit und Beratung bei der Regelerstellung sowie Erarbeitung von Sicherheits- und Sicherungskriterien für kerntechnische Anlagen,
- Analysen zu spezifischen Fragen des Strahlenschutzes und der Radioökologie,
- Analysen und direkte Zuarbeit zu speziellen Fragen des Brennstoffkreislaufes und der Entsorgung,
- Mitarbeit bei der Überarbeitung der Leitlinie zu § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV),
- Erstellung eines Entwurfes von Sicherheitsanforderungen für eine Wiederaufarbeitungsanlage,
- Mitarbeit bei der Ermittlung und Hochrechnung von radioaktiven Abfällen für die Planung von Endlagerstätten.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit für den BMFT

Über das hier anstehende Aufgabenfeld informiert Tabelle 3.3. Neben der laufenden Auswertung der Sicherheitsexperimente sind folgende Entwicklungsschwerpunkte zu nennen:

- termingerechte Erstellung einer risikoorientierten Analyse zum SNR-300 sowie Vertretung der Studie in der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages,
- Fortführung der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, für LWR-Anlagen,
- Erarbeitung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Systeme von Kernkraftwerken auf der Basis der Betriebsauswertungen der Anlage Biblis B,
- Durchführung einer TRAC-PF1-Rechnung für den KWU-Referenzreaktor Brokdorf zur Ermittlung der mehrdimensionalen Effekte bei einem großen Bruch im Primärkreis,
- Verifikation des Codes DRASYS zur Ermittlung von Druck- und Differenzdruckverhalten in Druckabbausystemen an den vorhandenen deutschen und japanischen Experimenten und Einsatz des Codes für Sicherheitsanalysen der Anlage Krummel,
- Planung und technische Umsetzung einer Zweiterprobung des Störungsanalyse-systems in Biblis (STAR II),
- Fertigstellung einer Laborversion eines Kernüberwachungssystems und Diskussion mit möglichen Anwendern,
- Durchführung der Projektbegleitung und Projektträgerschaft für die Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des BMFT zur Reaktorsicherheit.

Lfd. Nr.:	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/84
2	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließlich fachlicher Zuarbeit	1977/85
3	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/85
4	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/85
5	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/82
6	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/82
7	SR 144/1	Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in Kernkraftwerken	1982/84
8	SR 177	Fachliche Zuarbeit zur Anlagensicherung von Reaktoren und im Brennstoffkreislauf	1979/83
9	SR 232	Sicherheitsstrategie Plutoniumverwendung	1980/82
10	SR 234	Simulatortraining	1980/83
11	SR 240	Sicherheitstechnische Grundsatzfragen	1980/84
12	SR 244	Deutsches Standard-Problem Nr. 4	1980/82
13	SR 249	Betriebserfahrungen Wiederaufarbeitungsanlagen	1980/84
14	SR 267	Fachliche Zuarbeit zum Einsatz risikoorientierter Methoden und Analysen für sicherheitstechnische Grundsatzfragen im Zusammenhang mit Genehmigung und Aufsicht bei kerntechnischen Anlagen	1981/82
15	SR 271/1	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitsaufsicht über die Genehmigung von Reaktoren	1981/82
16	SR 272/1	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitsaufsicht über die Überwachung des Betriebs von Reaktoren	1981/82
17	SR 273	Wiederkehrende Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren	1981/85
18	SR 274	Fachliche Zuarbeit zum Brennstoffkreislauf sowie Stilllegung und Beseitigung kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen	1981/83
19	SR 279	Durchführung Deutscher Standardprobleme	1982/84
20	SR 285	Gutachtliche Überprüfung der Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken	1982/83
21	SR 296	Thermoschockbeanspruchung von Komponenten	1982
22	SR 801	Unterstützung des BMI bei der Durchführung von Aufgaben zur Entsorgung	1980/82
23	St.Sch 667	SSK-Geschäftsstelle	1977/84
24	St.Sch 670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/83
25	St.Sch 792	Betreuung der vom BMI initiierten Vorhaben zum Strahlenschutz	1980/83
26	St.Sch 907	Anwendung und Erprobung rechnergestützter Entscheidungshilfen bei kerntechnischen Notfällen (OPSYS)	1982/84

Tabelle 3.2: Verträge mit dem Bundesminister des Innern (BMI) im Jahr 1982

Gutachtenstätigkeit

Vornehmlich im Unterauftrag der Technischen Überwachungs-Vereine sowie auch im Direktauftrag der Ländergenehmigungsbehörden, ausländischer Genehmigungsinstanzen und sonstiger Organisationen wurden für eine Vielzahl kerntechnischer Anlagen sicherheits-

und/oder sicherungsspezifische Untersuchungen und Gutachten durchgeführt. Diese Analysen konzentrierten sich auf die Schwerpunktarbeitsgebiete der GRS. Die wesentlichen Vorhaben sind nachfolgend aufgeführt:

- Abschluß der radioökologischen Gutachten für die Kernkraftwerke Emsland, Brokdorf und Neckarwestheim,

- Erstellung der Gutachtensbeiträge zum SNR-300 für
 - Reaktortank und Einbauten,
 - Primär-Wärmeübertragungssystem,
 - Nachwärmeabfuhrsystem und
 - Containmentbelastungen,
- Durchführung der Notkühlanalysen für die Anlagen Brokdorf, Grohnde, Philippsburg II,

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/82
2	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/84
3	RS 576	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland, Phase B	1981/83
4	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung	1977/82
5	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis B	1977/83
6	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/82
7	RS 124	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/83
8	RS 350	Durchführung der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/82
9	RS 428	Betreuung des internationalen 2D/3D-Notkühlvorhabens durch Abstellung eines Resident-Engineers nach Japan	1979/82
10	RS 446	Vorstudie Analysesimulator	1982
11	RS 468	Langzeitschwingungsverhalten in Druckwasserreaktoren	1980/82
12	RS 464	Methodenentwicklung zur Analyse von kleinen Lecks im Primärkreis von Leichtwasserreaktoren	1980/82
13	RS 470	Betreuung von Standardproblemen	1980/82
14	RS 471	Methodenentwicklung zu Transientenanalysen in Leichtwasserreaktoren	1980/84
15	RS 472	Versuchsauswertung und Methodenentwicklung zur Druckverteilung im Containment nach Kühlmittelverlust	1980/82
16	RS 474	Modellentwicklung und Analysen zu Kernschmelzvorgängen	1980/82
17	RS 475	Versuchsbetreuung von Blowdown-Experimenten	1980/82
18	RS 476	Störfallanalyse zu Schnellen Brutreaktoren auf der Basis neuer Methodenentwicklung	1980/82
19	RS 477	Bewertung von Bruchvorgängen in Reaktordruckbehältern	1980/82
20	RS 478	Methodenentwicklung und Versuchsauswertung zur Fluid-Strukturdynamik	1980/82
21	RS 496	Entwicklung von Methoden und Systemen zum Thema Mensch/Maschine-Kommunikation	1982
22	RS 504	Versuchsauswertung und Methodenentwicklung zum Druckabbausystem	1981/83
23	RS 510	Risikoorientierte Analyse zum SNR-300	1981/82
24	RS 603	Betreuung des 2D/3D-Projektes durch Abstellung eines Resident-Engineers zum LANL (USA)	1982/83
25	RS 604	Erweitertes Meldekonzept durch STAR-Einsatz im Kernkraftwerk Biblis B	1982/85

Tabelle 3.3: Wesentliche Verträge mit dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) im Jahr 1982

- Abschluß der Analysen zu Einwirkungen von außen für das Kernkraftwerk Brokdorf,
- Erstellung von Sicherheitsanalysen zum vorgesehenen Endlager Konrad.

In der internationalen Beratung und Zusammenarbeit mit Genehmigungsbehörden und sonstigen Organisationen auf den Gebieten der Reaktorsicherheit konnte die GRS ihren Auslandsanteil trotz Stagnation bei den Kernenergieprojekten nahezu verdoppeln.

Als wesentliche Vorhaben sind zu nennen:

- Begutachtung einer Kernkraftanlage in Taiwan,
- Beratung bei der Inbetriebnahme (Anfahrversuche) eines Kernkraftwerkes in Jugoslawien,
- Beratung zur „balance of plant“ in Spanien,
- Bewertung des FILTRA-Konzeptes (filtered vented containment) für Anlagen in Schweden.

– Zusätzlich zu den konkreten Vertragsvorhaben wurden Informations- und Beratungskontakte gepflegt durch Abstellung eines Mitarbeiters zur IAEA und der Mitgliedschaft in der Senior Advisory Group des IAEA-NUSS-Programmes, durch Abstellung von Mitarbeitern im Rahmen eines internationalen Forschungsprojektes nach Japan (2D/3D-Projekt) und USA (LOFT-Projekt); seit 1982 unterhält die GRS erfolgreich einen Resident Engineer in Washington, USA.

4.1 Behandlung von Nichtlinearitäten mit expliziten Differenzenverfahren am Beispiel eines Blowdown-Versuchs

Versuche haben gezeigt, daß bei Druckausgleichsvorgängen im Reaktordruckbehälter unter Umständen Toleranzweiten zwischen Einbauteilen überbrückt werden und damit ein gegenseitiges Anschlagen auftreten kann. Es ist daher notwendig, die in solchen Fällen entstehenden zusätzlichen Belastungen der Einbauten genauer zu untersuchen.

Bei der analytischen Behandlung derartiger Vorgänge wird den zeitlich sich ändernden Randbedingungen durch variable Struktursteifigkeiten, die vom jeweiligen Bewegungszustand abhängen, Rechnung getragen. Beispielsweise werden – um das gegenseitige Durchdringen zweier sich beim Anschlagen berührender Strukturteile zu verhindern – zum Zeitpunkt des Anpralles die beiden Einzelstei-

figkeiten der Körper durch eine zusätzliche Kontaktsteifigkeit gekoppelt. In den Bewegungsgleichungen spiegeln sich diese verformungsabhängigen Steifigkeiten als sogenannte „Material-Nichtlinearitäten“ wider.

Zunächst wurde eine Voruntersuchung durchgeführt, um festzustellen, ob beim Einsatz eines expliziten Integrationsverfahrens zur Lösung der vorliegenden nichtlinearen Bewegungsgleichungen numerische Stabilitätsprobleme auftreten. Sie zeigte, daß sich der in der Handhabung sehr einfache und hinsichtlich des Rechenaufwands günstige Lösungsalgorithmus der „Zentralen Differenzen“ für die Berechnung von Kontaktproblemen, wie sie hier gegeben sind, durchaus eignet. Die Stabilitätskriterien lassen sich für den Frequenzbereich der dominanten Schwingungsformen der zu analysierenden Struktur ohne Schwierigkeiten erfüllen. Hochfrequente Schwingungsformen, die gegebenenfalls zu divergenten Ergebnissen führen konnten, werden durch die vorhandene Strukturdämpfung unterdrückt.

Der genannte Lösungsweg wird derzeit zur Berechnung eines Blowdown-Versuches beschritten, der im Rahmen des HDR-Forschungsprojekts durchgeführt wurde. Die Ver-

suchsbedingungen sind dabei so gewählt, daß der Kernmantel durch eine spielbehaftete Lagerung in der Lage ist, innerhalb gewisser Grenzen auch Starrkörperbewegungen auszuführen und über vorgelagerte Strukturen am Reaktordruckbehälter anzuschlagen. Bei der Berechnung werden die Druckbelastungen mit dem Fluid-Code DAPSY ermittelt, während der induzierte Bewegungsablauf des Kernmantels durch einen Finite-Elemente-Code beschrieben wird. Zur Erfassung der Fluid/Struktur-Wechselwirkung werden Volumenänderungen, die aus Verformungen der Struktur resultieren, bei der Berechnung von Drücken im Fluid mit berücksichtigt.

Als Beispiel für erste Zwischenergebnisse wird in Bild 4.1 die berechnete radiale Verschiebung des Kernmantels (KM) im Punkt A der gemessenen gegenübergestellt. Aufgrund der Druckentlastungsstelle, die beim Bruch des Stützens (BS) in den Ringraum des Reaktordruckbehälters (RDB) hineinwandert, und wegen der spielbehafteten Lagerung des Kernmantelflansches (F) wird der Kernmantel u. a. in Pendelbewegungen versetzt, die zum Anschlagen an die RDB-Innenwand führen. Die Behinderung der Kernmantelbewegung durch die RDB-Wand drückt sich in Bild 4.1 durch den flachen Verlauf der Meßkurve zwischen 40 und 90 ms aus.

Wie der Vergleich zwischen Messung und Rechnung zeigt, ergibt sich im Zeitbereich von 0 – 50 ms eine sehr gute Übereinstimmung. Auch in der Umgebung von 100 ms erreichen beide Größen annähernd gleiche Werte. Eine Reihe von denkbaren Ursachen für die Abweichungen zwischen 60 und 90 ms lassen erwarten, daß bei deren Berücksichtigung auch in diesem Bereich eine befriedigende Annäherung erreicht werden kann. Gegenstand weiterer Arbeiten ist es daher, die Haupteinflüsse zu extrahieren und in das Rechenmodell einzuarbeiten.

K. Drittler, P. Gruner und U. Honsalek

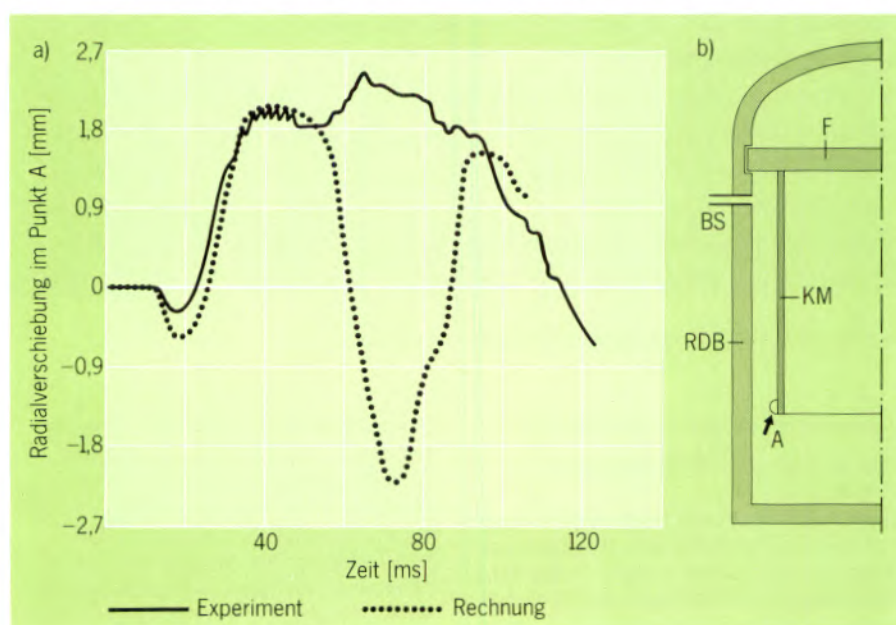


Bild 4.1: Vergleich von Rechen- mit Meßergebnissen eines Blowdown-Versuchs
a) Radialverschiebung des KM im Punkt A, b) Skizze des Versuchsaufbaus

4.2 Verfahren zur Programmimplementierung

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit in- und ausländischen Institutionen werden häufig Rechencodes ausgetauscht, um die verschiedenen Entwicklungen wechselseitig zu nutzen.

Obwohl solche Programme im allgemeinen in einer höheren Sprache – vorzugsweise in FORTRAN – geschrieben sind, ergeben sich bei der Implementierung vor allem dann Schwierigkeiten, wenn ein Transfer zwischen Rechnern verschiedener Hersteller notwendig ist. Die primären Gründe dafür sind unterschiedliche Wortstrukturen der Rechner und herstellerspezifische Erweiterungen des Standardsprachumfangs bei den Compilern. Zum Beispiel führt die unterschiedliche Wortlänge von Control-Data-Rechnern (60 Bits/Wort) und IBM-Anlagen (32 oder 64 Bits/Wort) dazu, daß beim Übergang von Control Data auf IBM vergleichbare Rechenergebnisse nur durch Umstellung auf doppelte Rechengenauigkeit zu erzielen sind und Unverträglichkeiten bei der Verarbeitung von Textfolgen bereinigt werden müssen. Teilweise resultieren sogar aus gleichartigen Anweisungen, z. B. bei der Verarbeitung von Schleifen, unterschiedliche Programmabläufe. Auch hier sind Code-Anpassungen erforderlich.

Jedes Rechenzentrum gibt dem Benutzer außerdem eine eigene Systemumgebung für seine DV-Anwendungen vor. Dies bedeutet insbesondere bei der häufig benötigten Graphik-Verarbeitung in der Regel, daß besondere Anpassungsroutinen erstellt werden müssen, um die jeweiligen Nahtstellen des Anwenderprogrammes zu unterstützen.

Grundsätzliches Vorgehen bei der Implementierung

Eine manuelle Durchführung aller notwendigen Anpassungsarbeiten wäre zwar grundsätzlich möglich, aber aufwendig und fehleranfällig. Es empfiehlt sich daher, soweit wie möglich auf sogenannte Programmierwerkzeuge (Software-Tools) zurückzugreifen, um die Implementierung zu beschleunigen und einen möglichst hohen Grad an Fehlerfreiheit zu erreichen.

Leider läßt sich bei der Vielfalt der Programme kein allgemein gültiges, automatisches Implementierungssystem entwickeln. Die einzelnen „Werkzeuge“ werden zwar den aktuellen Bedürfnissen jeweils angepaßt und entsprechend ausgebaut. Es verbleibt aber in jedem Fall ein nicht unerheblicher manueller Arbeitsaufwand.

Die erfolgreiche Implementierung großer Codes mit bis zu 100 000 Programmzeilen setzt außer dem genannten Instrumentarium ein qualifiziertes Team voraus, das die einzelnen Phasen der Umstellung systematisch vollzieht (Bild 4.2).

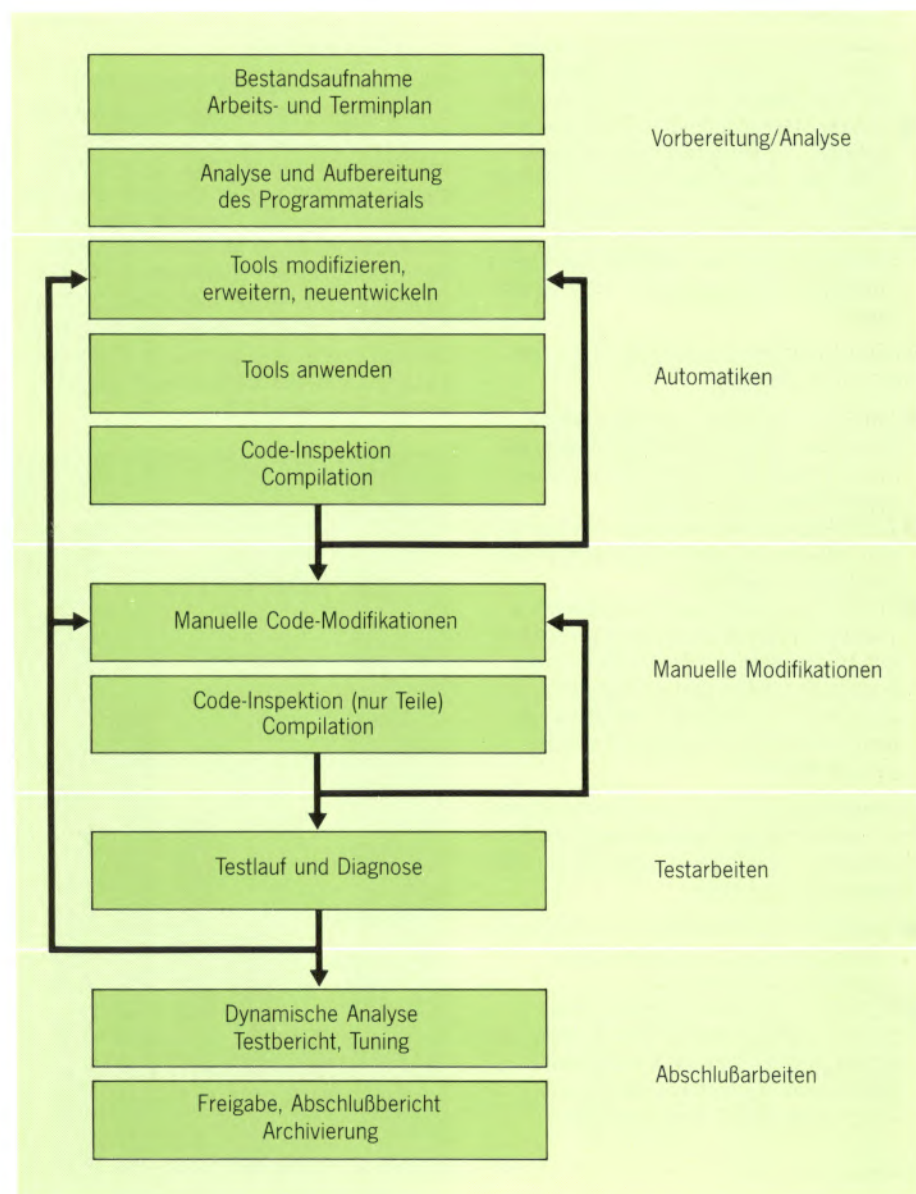


Bild 4.2: Implementierungsverfahren

In der GRS eingesetzte „Werkzeuge“ und Implementierungstechniken

Zur Analyse und Änderung von Quellprogrammen werden eingesetzt:

- FILEPAC (Fremdprogramm) – dient zum gezielten Analysieren und Ändern von Quellprogrammteilen. In vielen Einzelfällen ist es schon hilfreich, kritische Programmstellen damit zunächst maschinell zu lokalisieren und anschließend manuell zu modifizieren.
- Umstellungsprogramm DOUBLE (Eigenentwicklung) – ist ein auf zahlreichen Einzel-funktionen aufbauendes System zur Umstellung auf doppelte Rechengenauigkeit.
- Include Processor (Eigenentwicklung) – unterstützt die Technik, COMMON-Bereiche zu substituieren und an zentraler Stelle zu speichern.

Daneben kommen insbesondere für die Testphase zur Anwendung:

- VARSCAN/VARTHUR (Fremdprogramm) – dient zur statistischen Strukturanalyse und verschafft gerade bei komplexen Programmen eine bessere Übersicht.
- COMPARE (Eigenentwicklung) – ermöglicht den maschinellen Vergleich beispielsweise von Rechenergebnissen.
- TFORT (in der GRS erheblich weiterentwickeltes Fremdprogramm) – dient als dynamisches Testsystem zur Ermittlung des Testbedeckungsmaßes (wieviel Prozent des Programmes werden mit den Testfällen angesprochen?) und auch zur Rechenzeitmessung (Tuning).

Im Berichtsjahr wurden mit den beschriebenen Techniken wiederum einige umfangreiche Rechenprogramme erfolgreich implementiert. Als Beispiele sind zu nennen:

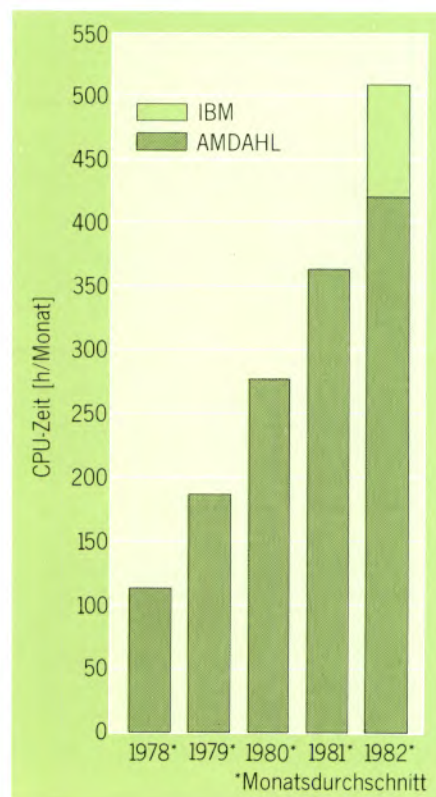
- CHAP (Composite HTGR Analysis Program) – entwickelt vom Los Alamos Scientific Laboratory auf CD-Rechnern.
- STEALTH (Solids and Thermal Hydraulic Codes for EPRI Adapted from Lagrange Too-dy and HEMP) – entwickelt von Science Applications Incorporated, San Francisco, auf CD- und PRIME-Rechenanlagen.

W. Kargl und A. Schmidt

4.3 Fünf Jahre GRS-Rechenzentrum

Mit der Inbetriebnahme der aus Sonderbetriebsmitteln des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) finanzierten Rechanlage AMDAHL 470 V/5 zu Beginn des Jahres 1978 wurde die Grundlage für den Aufbau eines neuen leistungsfähigen DV-Systems in der GRS geschaffen.

Nachdem wir uns zuvor überwiegend mit Fremdanlagen behelfen mußten, was mit einer Reihe von Einschränkungen für die Benutzer verbunden war, wurde mit der neuen DV-Ausstattung der Weg zu einer effizienten Durchführung rechenintensiver Projektaufgaben eröffnet. Insbesondere die Möglichkeit des erweiterten Dialogbetriebs verbesserte die Arbeitsbedingungen für die Benutzer erheblich. Dies hatte wiederum eine stark wachsende Systembeanspruchung zur Folge, der durch gezielte Hard- und Software-Maßnahmen begegnet werden mußte (Bild 4.3).



Bedarfsgerechte Systemplanung und ihre Realisierung

Jedes Rechenzentrum steht in dem Spannungsfeld, einerseits dem Anwender möglichst gute Bedingungen bei der Abwicklung seiner DV-Aufgaben zu bieten und andererseits einen wirtschaftlichen Einsatz der begrenzten Ressourcen zu gewährleisten. Dank der Aufgeschlossenheit der Unternehmensleitung gegenüber Fragen der Datenverarbeitung war es möglich, in der GRS einen Weg zu gehen, der beiden genannten Kriterien Rechnung trug und die Effektivität wie die Effizienz des DV-Systems gleichermaßen sukzessive erhöhte.

Als Beispiel für diese Entwicklung, deren Meilensteine in Bild 4.4 dargestellt sind, kann die Hauptspeichererweiterung des AMDAHL-Rechners und die Einführung eines gesonderten Speichersystems für den schnellen „Seitenwechsel“ (Paging) gesehen werden. Die Folge war eine erhebliche Verbesserung der CPU-Auslastung, verbunden mit deutlich kürzeren Dialog-Antwortzeiten (Bild 4.5).

Bild 4.3: Rechnernutzung

Hardware	Software
AMDAHL 470 V/5 (4 MB Hauptspeicher, 12 E/A Kanäle)	MVS Rel. 3.7
1978	
Aufrüstung zum Modell 470 V/6 I (25 % Leistungszuwachs)	
1979	
Aufrüstung zum Modell 470 V/6 II (25 % Leistungszuwachs)	MVS/SE1
1980	
Hauptspeichererweiterung auf 6 MB Schnellspeichersystem STC 4305	MVS/SE2
Datenfernverarbeitungs-Prozessor ITT 3805 für Köln	CNS-(Communications Network System-) Verbindung
1981	
Hauptspeichererweiterung auf 8 MB	
IBM 4331 für Köln	VM SP
IBM 4341 für Garching	MVS SP 1.1 (Rechnerverbund AMDAHL/IBM)
1982	
Aufrüstung d. IBM 4341 zum Mod. 2	
Austausch d. AMDAHL 470 V/6 II gegen eine AMDAHL 470 V/7A	
Aufrüstung zum Modell 470 V/8	

Bild 4.4: Meilensteine beim Aufbau des Rechenzentrums

Ähnlich wichtige Erweiterungen betrafen die Rechnerperipherie, wie z. B. Plattenspeicher (Bild 4.6), Bildschirmarbeitsplätze oder Graphik-Terminals, und die Einrichtungen zur Datenfernverarbeitung.

Eine benutzerfreundliche Systemumgebung setzt neben einer angepaßten Hardware-Ausstattung auch Software-Funktionen voraus, die den Anwender wirksam unterstützen. Die dazu eingeführten wichtigsten systemnahen Komponenten sind in Bild 4.7 gezeigt.

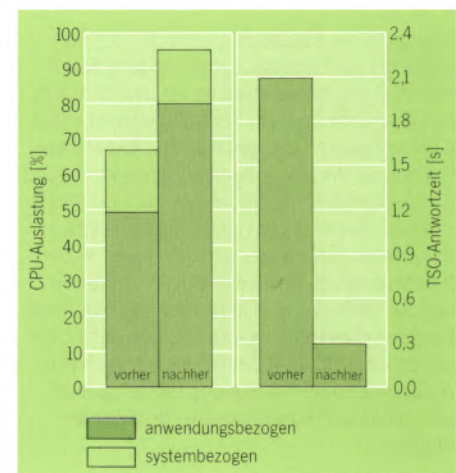


Bild 4.5: Auswirkung der Speichererweiterung im Jahr 1980 auf die CPU-Auslastung und das Antwortzeitverhalten

Bestimmend für die fortlaufende Planung eines DV-Systems sind neue oder erweiterte Aufgabenstellungen und fortschreitende technische Möglichkeiten in gleichem Maße. Dabei werden mit zunehmender Gewöhnung an ein gut funktionierendes System Neuerungen von Anwenderseite immer kritischer gesehen und nur dann angenommen, wenn ihre Vorteile beim täglichen Umgang mit der Anlage deutlich in Erscheinung treten.

Als aufschlußreiches Exempel kann der Übergang zu einem Rechnerverbund AMDAHL-IBM gelten.

Nachdem die Kapazitätsgrenze des schrittweise bis zur Endausbaustufe aufgerüsteten AMDAHL-Rechners erreicht war, wurde zusätzlich als zweite kleinere Zentraleinheit eine IBM 4341 installiert. Trotz der damit verbundenen Steigerung der integralen Rechenkapazität und des Gesamtdurchsatzes wurde der neue „langsamere“ Rechner von den Benutzern nicht im erwarteten Maße angenommen, zumal in der Inbetriebnahmephase die Job-Verweilzeiten und die Dialogantwortzeiten stärkeren Schwankungen unterworfen waren. Erst mit der Erweiterung der IBM 4341 zum Modell 2 wuchs die Akzeptanz dieser Anlage und führte zu einer gleichmäßigen Auslastung des Rechnerverbunds.

Zukünftige Rechnerkonfiguration

Vorteilhaft bei der Abwicklung langer rechenintensiver Produktionsläufe ist in jedem Fall die Konzentration der Systemleistung auf eine schnelle Zentraleinheit. Insofern kam dem Anwendungsprofil unserer internen und externen Benutzer der Ersatz der AMDAHL 470 V/6 II durch das 50% leistungsstärkere Modell V/8 zum Jahresende 1982 sehr entgegen. Ermöglicht wurde dieser Austausch im Rahmen der Fortschreibung des BMFT-Vorhabens RS 314, womit eine wesentliche Voraussetzung zur weiteren erfolgreichen Durchführung aller datenverarbeitungsintensiven Projekte geschaffen werden konnte.

J. Kriks

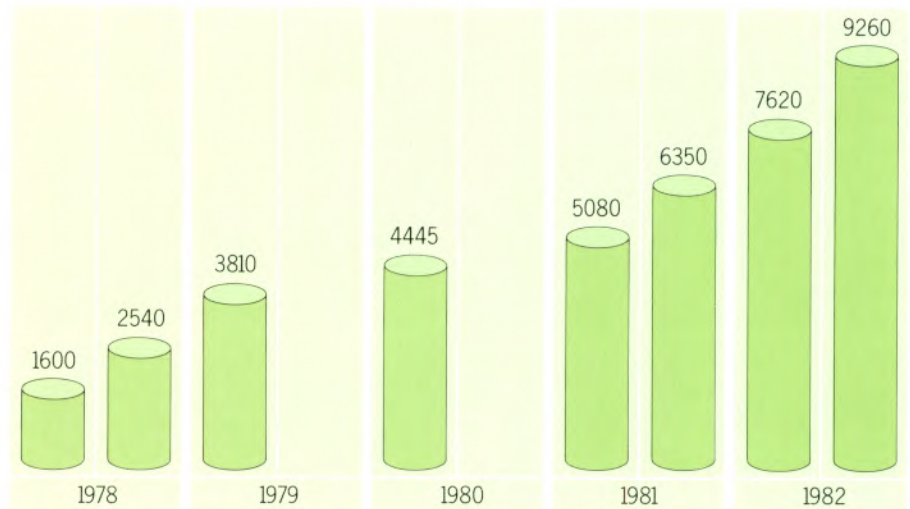


Bild 4.6: Plattenspeicherkapazität [Megabyte]

SYSTEM SOFTWARE

MVS/SP	1.1
JES2	REL. 4.1
TSO/TCAM	LEV. 10
SPF	System Productivity Facility
RACF	Resource Access Control Facility

PROGRAMM-PRODUKTE

DCF	Document Composition Facility
RMF II	Resource Management Facility
JARS	Job Accounting Report System
FDR/DSF	Fast Dump Restore
SYSTEM 2000	Data Base System
DISSPLA	Display Integrated Software
TELL-A-GRAF	System and Plotting Language
IMSL	International Mathematical & Statistical Libraries
CA-SORT	
LOOK, OMEGAMON	

PROGRAMMIER-SPRACHEN

ASSEMBLER	
FORTRAN IV	H-Extended Opt. Enhancement
FORTRAN 77	H-Extended
VS APL	
PL/I	Optimizing

Bild 4.7: Wesentliche Komponenten der Software-Umgebung

5.1 Simulation von thermo- und fluid-dynamischen Vorgängen in Druckabbausystemen beim Kühlmittelverluststörfall mit DRASYS

Ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsbehälters von Siedewasserreaktoren ist das Druckabbausystem (DAS), bestehend aus der Kondensationskammer und den Druckkammerräumen, durch die die kühlmittelführenden Leitungen verlaufen (Bild 5.1). Im Falle eines Kühlmittelverluststörfalles (KMV) strömt der in die Druckkammer (DK) austretende Dampf durch die Kondensationsrohre (K-Rohre) in die Wasservorlage der Kondensationskammer, wo er kondensiert. Der quasistatische Druck- und Temperaturanstieg im Sicherheitsbehälter wird von dynamischen Belastungen in der Kondensationskammer (KK) begleitet, die für die Auslegung des DAS von großer Bedeutung sind.

Durch den Druckaufbau in der DK wird das Wasser, das zu Beginn in den Rohren steht, innerhalb von 1 bis 1,5 Sekunden ausgetrieben. Dabei entstehen Freiblase-Impulsbelastungen auf Boden und Wände der Kondensationskammer.

Die nicht kondensierbare Luft aus der DK bildet große Blasen an den K-Rohraustritten und hebt die Wasserschicht, die die Rohre umgibt, an (Wasseraufwurf). Dabei wird etwa 1,5 bis 2,5 Sekunden nach Störfallbeginn die Atmosphäre in der KK kurzzeitig komprimiert.

Nachdem die Luft aus dem Wasser ausgetreten und der Wasseraufwurf abgeklungen ist, schließt sich die Phase der Kondensationsoszillationen (CO) an. Hierbei kondensiert stark mit Luft durchmischter Dampf in der Wasservorlage und verursacht Druckschwingungen, die zur Belastung des Bodens und der Seitenwände führen.

Bei weiterem Rückgang der Luftbeimischung und vermindertem Dampfmassenstrom durch die K-Rohre, frühestens nach 20 Sekunden, tritt sogenanntes „Chugging“ (luftarme Kondensation) auf. Die Phase ist gekennzeichnet durch starke, schnell abklingende, impulsartige

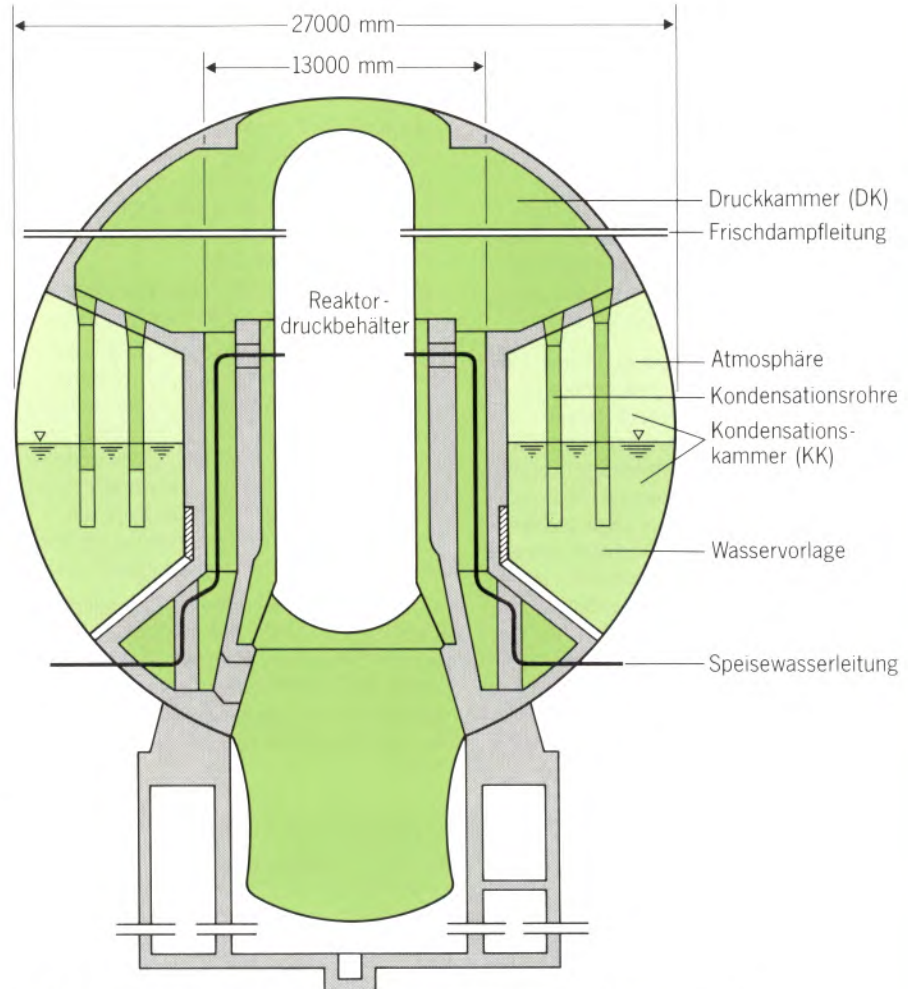


Bild 5.1: Prinzipskizze eines Druckabbausystems (DAS) der KWU-Baulinie 69

Druckspitzen, verursacht durch kollabierende Dampfblasen und eine starke Bewegung der Phasengrenzfläche zwischen Dampf und Wasser am und im K-Rohr.

Anwendungsbereich des DRASYS-Codes

Zur Simulation dieser Vorgänge und zur Ermittlung daraus resultierender Belastungen wurde der DRASYS-Code¹⁾ von der GRS entwickelt. Das Basiskonzept bildet ein sogenanntes „lumped parameter“-Modell mit zwei Zonentypen für DK- und KK-Zonen, beliebiger Zonen-

anzahl und vier verschiedenen Verknüpfungsmöglichkeiten von Zonen. Der Code beschreibt

- kurz- und langzeitiges Druck- und Temperaturverhalten,
- Freiblasen der K-Rohre,
- Wasseraufwurf (symmetrisch oder asymmetrisch),
- Luftüberspülung,
- Kondensationsoszillationen,
- Chugging (Modul vorhanden, Kopplung in Vorbereitung).

¹⁾ Schally, P.: Untersuchungen zur Belastung von Druckabbausystemen unter Störfallbedingungen
Ph. D. Thesis, Technische Universität München, 1979

Zur Beschreibung von Druck- und Temperaturverteilungen in großen Räumen können diese mehrfach unterteilt werden. Der instationäre thermodynamische Zonenzustand ist charakterisiert durch die Erhaltungssätze für Masse und Energie sowie die Zustandsgleichungen für Dampf, Wasser und Luft. In der Zone wird homogenes 2-Phasen/2-Komponenten-Gemisch aus Dampf, Wasser und Luft angenommen, das sich im thermischen Gleichgewicht befindet. Die einzelne Zone kann sich in gesättigtem und überhitztem Zustand befinden.

Thermisches Ungleichgewicht wird Zonen mit ausgeprägten Gas/Wasser-Grenzflächen zugrunde gelegt. Die homogene 2-Phasen/2-Komponenten-Strömung zwischen den Zonen wird mit einem eindimensionalen, instationären und inkompressiblen Ansatz mit Berücksichtigung der Verluste beschrieben. Die Wasserbewegungen in der Wasservorlage während des Freiblasens, beim Wasseraufwurf und während der Kondensationsphase werden mit eindimensionalen Modellen beschrieben. Für die Blasendynamik wird ein eindimensional kugelsymmetrischer Ansatz verwendet. Wärme- und Stoffübertragung an der Phasengrenzfläche bei Blasenkonensation sowie die Wärmeabfuhr an die Strukturen werden simuliert.

Verifikation

Der DRASYS-Code wurde an Versuchen der folgenden Versuchsstände verifiziert:

- Marviken (1 : 1 Containment, bis zu 58 K-Rohren NW 300)
- GKSS-PSS (1/4 Segment des Schiffsreaktorcontainments, 1 K-Rohr NW 600)
- GKSS-3-Rohrversuche (3 Rohre NW 600)
- GKM-II (1 Rohr NW 600)
- JAERI (Japan) (1 : 1 20°-Sektor eines Mark-II-Containments mit 7 K-Rohren NW 600)

Am Marviken-Versuch 17 konnte die Simulationfähigkeit des Codes bezüglich des Integralverhaltens des DAS im Kurz- und Mittelzeitbereich sowie bezüglich der Einzeleffekte Freiblasen, Wasseraufwurf, Kondensationsoszillationen (Bild 5.2) mit Erfolg demonstriert werden. Anhand der Ergebnisse des Marviken-Versuchs 13 wurde die Beschreibung der Kondensationsoszillationen weiter abgesichert.

Am GKSS-PSS-Versuch 21 wurde bis auf die Kondensationsoszillationen die Simulation der gleichen Phänomene überprüft. Trotz der schwachen Drucktransiente in der Anfangsphase dieses Versuchs ergab der Vergleich von Messung und Rechnung gute Übereinstimmung.

Aus dem GKSS-Mehrrohrprogramm wurden Versuche (M1, M5, M6, M7) – hierbei insbesondere die Anfangsphase – auch vorausberechnet³⁾, wobei die Ergebnisse mit der Messung gut übereinstimmten.

In den Nachrechnungen zu den Versuchen M1 und VM02 konnte die Übereinstimmung noch verbessert werden. Bild 5.3 zeigt die GKSS-Versuchsanordnung mit den 3 K-Rohren, das Nodalisierungsschema und den Vergleich gemessener und gerechneter DK- und KK-Drücke von Versuch VM02. Deutlich zu erkennen sind der Druckaufbau in der DK bis zum 1. Maximum, das kurz nach dem Freiblasen der K-Rohre auftritt, und der Anstieg des KK-Atmosphärendruckes (Kompression der Luft über dem Wasser durch den Wasseraufwurf, große Luftblase unter Wasser). Während des Wasseraufwurfs strömt sehr viel Luft aus der DK über die K-Rohre in die Blase, wodurch der DK-Druck vorübergehend absinkt. Daran schließt sich das Ausschwingen der Wassermassen an.

³⁾ Schwinges, B.: Predictions of GKSS-3-Vent Tests with the Integral-Code DRASYS for Pressure Suppression Systems. International Seminar on Nuclear Reactor Safety Heat Transfer, Dubrovnik, Sept. 1-5, 1980; published by Hemisphere Publishing Corporation, Washington

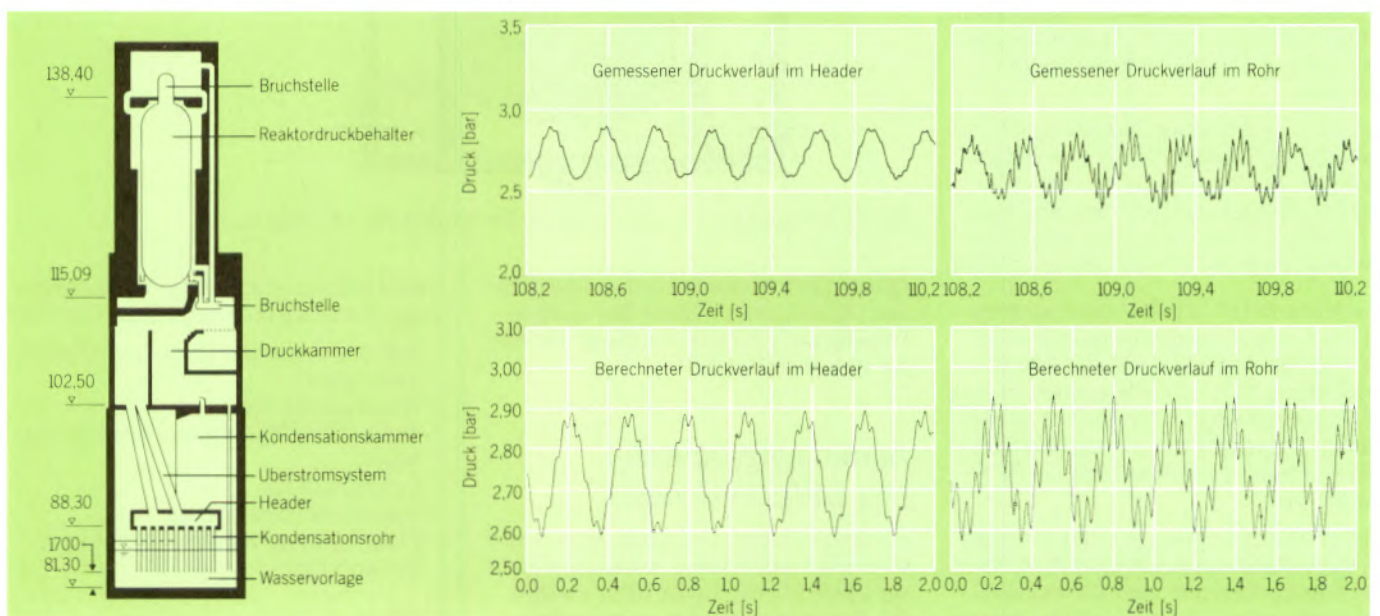


Bild 5.2: Kondensationsoszillationen im Marviken-Druckabbausystem. Versuchsstand, Messung und Rechnung der Zeitverläufe von Rohr- und Headerdruck

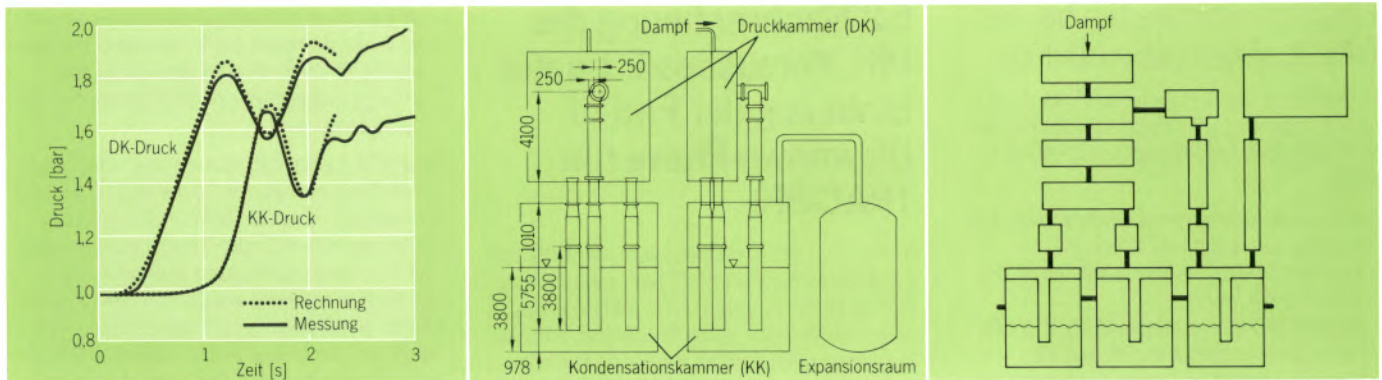


Bild 5.3: GRS-Nachrechnung des GKSS-Versuchs VM02, GKSS-Versuchsstand und Nodalisierungsschema

Aus dem GKM-II-Versuchsprogramm zur Untersuchung des Chugging wurden 8 Versuche für die Verifikation der Anfangsphasensimulation herangezogen. Rechnungen und Messungen zeigten gute Übereinstimmung der Absolutdruckverläufe in DK und KK.

Aus dem japanischen DAS-Versuchsprogramm von JAERI wurde Versuch 1202 mit DRASYS nachgerechnet. Auch hier ergab die Simulation gute Übereinstimmung mit den Meßergebnissen.

Der neu entwickelte Modul DRASYS-KSWING V zur Beschreibung des Chugging wurde an einem Einzelchug des GKSS-Versuchs M1 und des GKM-II-Versuchs 21 quantitativ zufriedenstellend verifiziert. Vorausrechnungen fanden für die 1- und 2-Rohr-Versuche der GKSS statt. Qualitativ konnten durch Parameterstudien die experimentell festgestellten Einflüsse mit KSWING V nachvollzogen werden. Bild 5.4 zeigt für einen Zeitbereich von 20 Sekunden die für den GKM-II-Versuch 21 durchgeführten Berechnungen von Druckkammer- und Blasen- druck sowie den Weg der Grenzfläche Gas/ Wasser. Die unterschiedlich hohen Chugging-Druckspitzen sind deutlich zu erkennen.

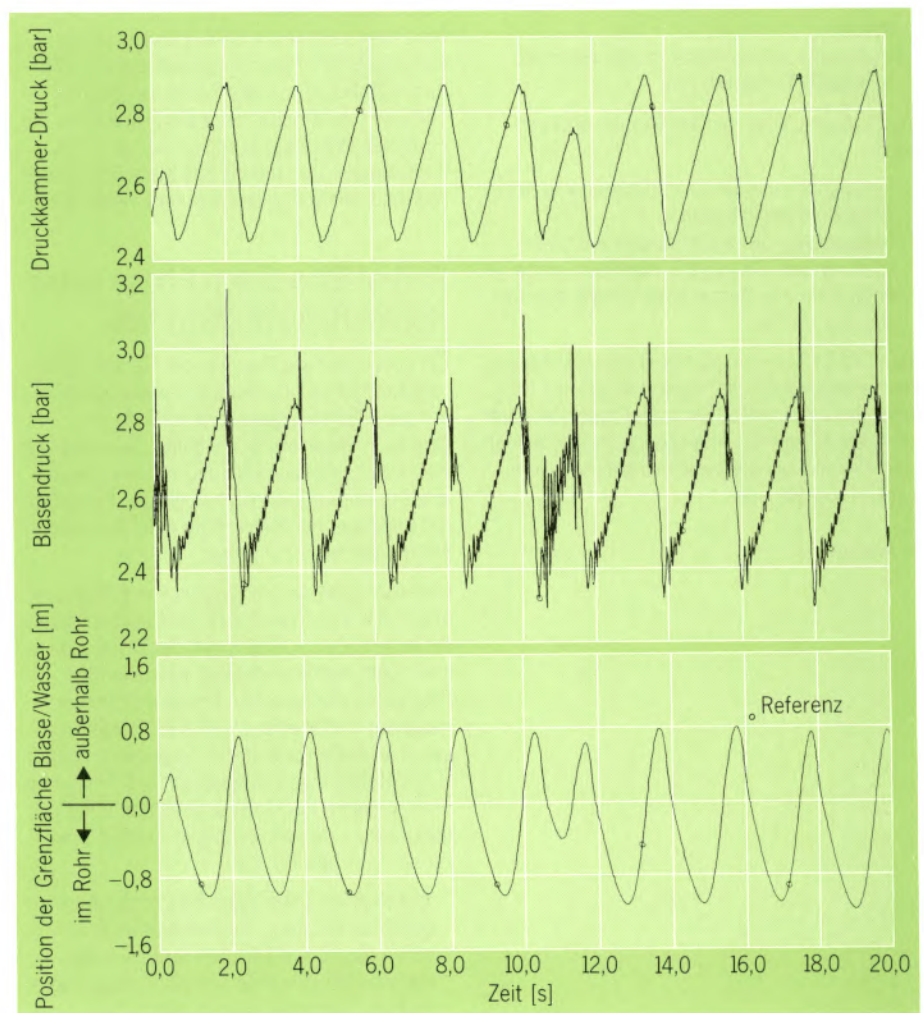


Bild 5.4: Chugging-Ereignisse. Nachrechnung für den GKM-II-Versuch 21 mit dem DRASYS-Modul KSWING V

Einsatzmöglichkeiten bei der DAS-Auslegungsbeurteilung

Folgende bei der Auslegung des DAS zu berücksichtigende Belastungen werden bei der Simulation des KMV-Ablaufs mit DRASYS ermittelt:

- maximaler Differenzdruck während der Freiblastphase zwischen DK und KK,
- Druckstoß beim Freiblasten auf den KK-Boden und die Wand,
- minimaler Differenzdruck während der Anfangsdynamik zwischen DK und KK,
- Geschwindigkeit und Höhe des Wasseraufwurfs zur Bestimmung daraus resultierender Belastungen auf die Einbauten in der KK,
- maximale Druckdifferenzen zwischen den Räumen,
- maximaler Druckaufbau in den Räumen,
- maximale Temperaturen.

Nach abgeschlossener Verifikation ergeben sich:

- Frequenzen und Druckamplituden von Kondensationsoszillationen,
- Frequenzen, Druckamplituden und Lastspektren von Chugging-Ereignissen, wobei jedoch nicht alle Details eines Chugs simuliert werden können.

Der DRASYS-Code stellt somit ein brauchbares Instrument zur Ermittlung von möglichen Störfalllasten auf ein DAS dar, wobei besonders auf die Vielfalt der Anwendungsmöglichkeiten und die umfassende Verifikationsbasis hingewiesen werden soll.

B. Schwinges

5.2 Nachrechnung des PKL-Versuches E 1 unter Einbezug der End-of-Blowdown-Phase mit TRAC-PF1

Im Rahmen des Forschungsvorhabens RS 287 des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) wurde bei der KWU in Erlangen ein erster Versuch an der PKL-Anlage (Primärkreislaufe) durchgeführt mit dem Ziel, die Wirkung der Druckspeicher-Einspeisung bei etwa 26 bar auf den Temperaturverlauf eines hoch aufgeheizten Stabbündels (340 indirekt elektrisch beheizte Stäbe) zu untersuchen. Begleitend hierzu führte die GRS Analysen im Rahmen des BMFT-Forschungsvorhabens RS 314 durch. Dabei wurde das Rechenprogramm TRAC-PF1 zur eindimensionalen Simulation der einzelnen Primärkreislaufe sowie zur dreidimensionalen Darstellung des Stabbündelbehälters und des Ringraumbehälters verwendet.

End-of-Blowdown-Phase eines Kühlmittelverluststörfalls

Ein doppelendiger Bruch in der Hauptkühlmittelteilung eines Druckwasserreaktors (DWR) hat die in Bild 5.5 gezeigten Verläufe des Drucks im Reaktordruckbehälter, des relativen Kerndurchsatzes und der Hüllrohrtemperatur eines mittleren Brennstabes etwa in Kernmitte mit und ohne Berücksichtigung der Druckspeichereinspeisung zur Folge.

Unterschreitet der Systemdruck den Wert von etwa 26 bar, so öffnen sich die Rückschlagventile in den Anschlußleitungen der Druckspeicher. Entsprechend der sich einstellenden Druckdifferenz zwischen Druckspeicher und Hauptkühlmittelteilung wird nun Notkühlwasser in die kalten und heißen Stränge der Hauptkühlmittelteilungen eingespeist. Die Druckdifferenz zwischen Reaktordruckbehälter und Containment zu diesem Zeitpunkt beträgt etwa 20 bar und bewirkt, daß

- im Fall eines kaltseitigen Bruchs der Kern in negativer Richtung durchströmt wird, wodurch das über die heißen Stränge eingespeiste Notkühlwasser die Kühlbedingungen im Kern verbessern kann (Bild 5.5),

- im Fall eines heißseitigen Bruchs eine positive Durchströmung des Kerns aufrechterhalten bleibt und somit das über die kalten Stränge eingespeiste Notkühlwasser frühzeitig wirksam wird.

Es wird erwartet, daß sich die thermohydraulischen Randbedingungen in dieser Zeit (End-of-Blowdown-Phase) durch das Einspeisen von Notkühlwasser mit einer Temperatur von etwa 310 K so verbessern lassen, daß große Teile des Kerns vorgekühlt werden können (Vorkühleffekt). Welche Bereiche dabei erfaßt werden, hängt von der Anlagenkonfiguration ab (Druckhalter-Anschluß, Bruchlage, Verfügbarkeit der Druckspeicher, Leistungsverteilung) und der daraus resultierenden mehrdimensionalen Strömungsvorgänge. Die Verteilung des eingespeisten Notkühlwassers im oberen Plenum sowie der Abbau der Unterkühlung des Notkühlwassers müssen daher eingehend analysiert und quantifiziert werden.

Mit dem PKL-Versuch E1 der Serie I konnte der Vorkühleffekt tendenzmäßig bestätigt werden. Ein Hüllrohrtemperaturverlauf ist in Bild 5.5 schematisch dargestellt (T_H mit Druckspeichereinspeisung). Weitere PKL-Versuche der Serie II sollen diesen Sachverhalt erhärten. Mit den Versuchen nicht gelöst wird die Simulation der mehrdimensionalen Vorgänge im oberen und unteren Plenum. Dies bleibt den Experimenten in der UPTF-Anlage vorbehalten.

Auch Ergebnisse aus den ersten TRAC-Rechnungen zum Referenzreaktor (Druckwasserreaktor, 1300 MW_e) zeigen, daß in der End-of-Blowdown-Phase – abhängig von der Verfügbarkeit der Notkühlsysteme – sich ausgeprägte mehrdimensionale Strömungs- und Temperaturverteilungen einstellen können, was zu unterschiedlich starken Vorkühlvorgängen führt.

In der Genehmigungsrechnung werden folgende konservative Annahmen getroffen:

- Wiederbenetzen während des Blowdown wird nicht berücksichtigt,
- am Ende der Blowdown-Phase (Beginn der Wiederauffüll-Phase) ist kein Restwasser im Primärsystem vorhanden.

Unter diesen Bedingungen errechnet sich der obere Hüllrohrtemperatur-Verlauf (T_H ohne Druckspeichereinspeisung), wie er in Bild 5.5 zu sehen ist.

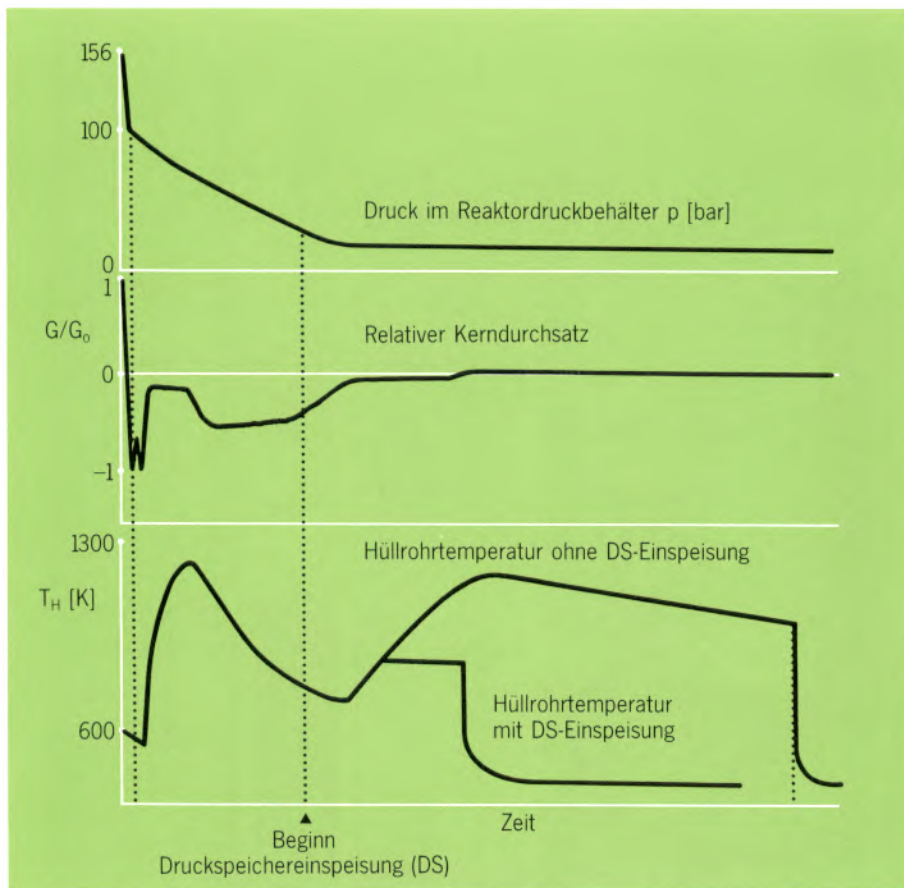


Bild 5.5: Zeitlicher Verlauf von Druck, relativem Kerndurchsatz und Hüllrohrtemperatur (2F-Bruch der kalten Hauptkühlmittelleitung)

Versuchsanlage

Die PKL-Anlage ist eine Integralversuchsanlage zur Simulation der Niederdruckphase von Kühlmittelverluststörfällen. Schwerpunkt der Versuchsserie I war die Untersuchung des Wiederauffüllens und Flutens eines Stabbündelbehälters mit simulierten Primärkreisläufen. Am Ende der Serie I (42 Experimente mit großen und 87 mit kleinen Bruchquerschnitten) wurde der Orientierungsversuch E1 unter Einbeziehung der End-of-Blowdown-Phase, beginnend bei 29 bar, durchgeführt.

Dieser Versuch wurde mit einer Anordnung gefahren, die mit möglichst wenig und einfachen Änderungen des Versuchsstandes zu bewerkstelligen war.

In der PKL-Versuchsanlage sind die hinsichtlich ihres thermohydraulischen Einflusses wichtigen Komponenten des Primär- und Sekundärsystems eines typischen 1300-MW_e-Druckwasserreaktors der KWJ nachgebildet (Bild 5.6). Die wesentlichen Anlagenkomponenten sind:

- der Stabbündelbehälter mit unterem Plenum, Stabbündel (indirekt elektrisch beheizt) und oberem Plenum,
- die Downcomer-Nachbildung mit Ringraumbehälter (Simulation der Loopanschlüsse des Downcomers) und einem Downcomerrohr,
- die drei Primärkreisläufe: gebrochener Einfachloop, intakter Einfachloop, intakter Doppelloop mit je einem aktiven Dampferzeuger, Pumpenbogen, Pumpensimulator (Gehäuse und Widerstand),

- der Druckhalter, der am intakten Einfachloop angeschlossen ist,
- die Bruchstellen-Nachbildung,
- die Nachbildung der Einspeisesysteme Druckspeicher und Niederdruckpumpen kalt- und heißseitig.

Bezüglich Heizleistung (Anzahl der Heizstäbe), Querschnittabmessungen des Stabbündelbehälters und der Komponenten sowie der Einspeiseraten ist die Versuchsanlage im Volumen-Maßstab 1:134 gegenüber der Referenzanlage verkleinert. Die Höhenabmessungen und deren Aufstellhöhen sind im Verhältnis 1:1 nachgebildet.

Rechenprogramm TRAC-PF1

Der Versuch E1 wurde von der GRS mit dem Rechenprogramm TRAC (Transient Reactor Analysis Code) nachgerechnet. TRAC wurde vom Los Alamos National Laboratory entwickelt, gefördert von der US Nuclear Regulatory Commission, um ein fortschrittliches Best-Estimate-Rechenprogramm zur Analyse hypothetischer Störfälle in Leichtwasserreaktoren bereitzustellen. Das TRAC-PF1-Programm ist geeignet für Druckwasserreaktoren und andere thermohydraulische Versuchsstände. Ursprünglich wurde es für Kühlmittelverluststörfälle konzipiert, kann aber auch zu anderen Analysen eingesetzt werden. Einige wichtige Merkmale des Rechenprogramms sind:

- Möglichkeit zur Darstellung des Druckbehälters mit seinen Einbauten sowohl eindimensional als auch dreidimensional,
- ein 2-Phasen/2-Fluid-Nichtgleichgewichtsmodell (6 Gleichungen) mit der Möglichkeit, nichtkondensierbare Gase (7. Gleichung) in den ein- und dreidimensionalen Komponenten mit einzubeziehen,
- Beschreibung des Massen-, Energie- und Impulsaustausches an der Phasengrenzfläche durch konstitutive Gleichungen in Abhängigkeit von der Phasenverteilung,
- ein Wiederauffüllmodell, um die von unten und von oben laufenden Quenchfronten zu verfolgen,
- kontinuierliche Berechnung des gesamten Störfallablaufs mit der Möglichkeit einer stationären Rechnung vor Einleiten einer Transiente.

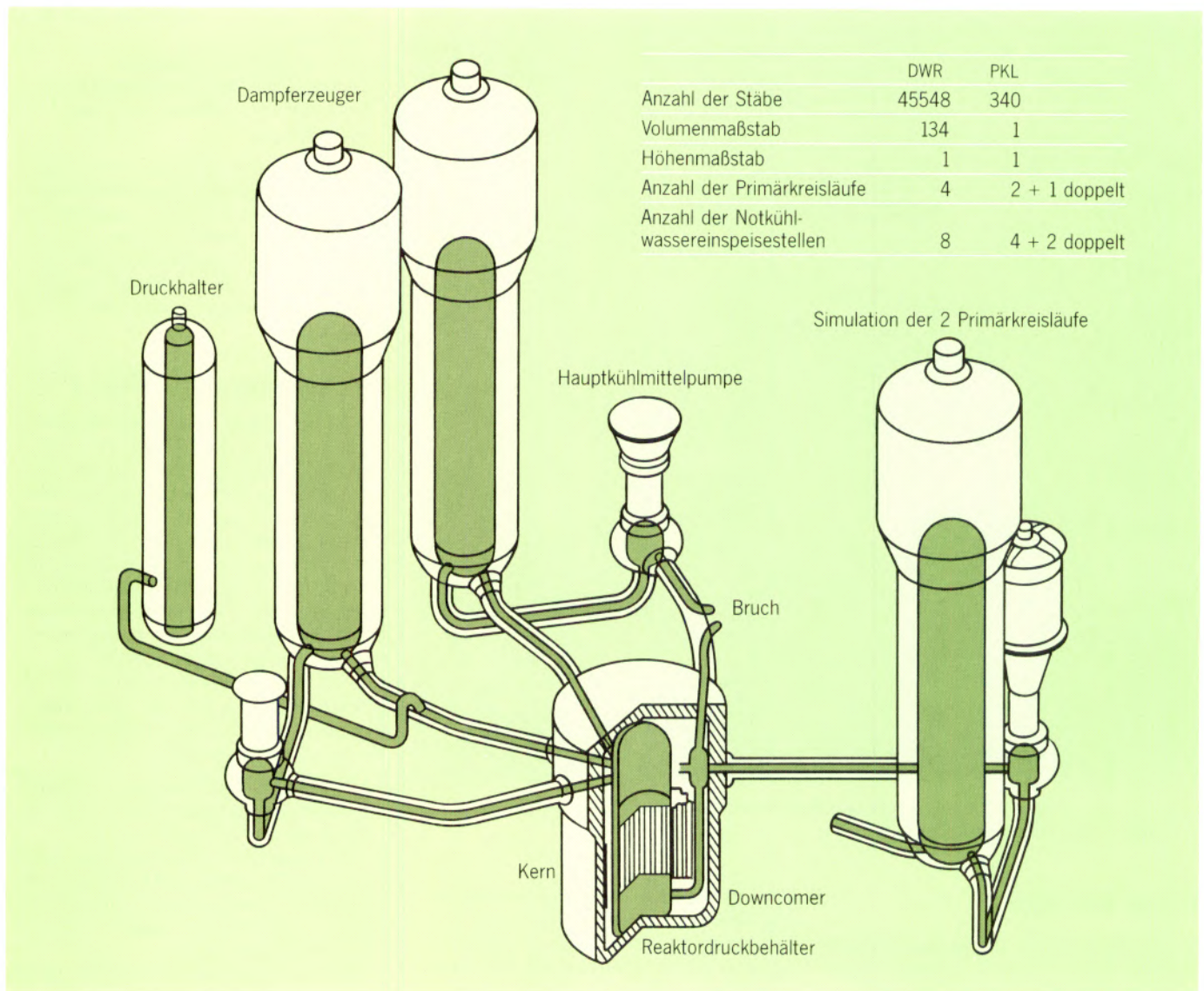


Bild 5.6: PKL-Simulation eines Druckwasserreaktors mit 4 Kühlkreisläufen

E1-Rechnung

Nodalisierung

Der Stabbündelbehälter und Ringraumbehälter sind jeweils als dreidimensionale Komponenten dargestellt. Die dreidimensionalen Komponenten werden in Zylinderkoordinaten beschrieben. Bild 5.7 zeigt die Zellenaufteilung im Stabbündelbehälter (VESSEL 1), Ringraumbe-

halter (VESSEL 2) sowie des eindimensional dargestellten Downcomerrohrs (Komponente 50). Der Stabbündelbehälter ist in 12 axiale Ebenen unterteilt (3 im unteren Plenum, 5 im beheizten Kern, 1 im unbeheizten Kernbereich, 3 im oberen Plenum). Er besteht aus 4 azimuthalen zugleich großen Zellen. Eine radiale Unterteilung wird nicht vorgenommen. Heißseitig wird das Notkühlwasser axial nach unten in

jede der 4 Zellen der 10. Ebene im oberen Plenum eingespeist (300 mm über der oberen Kontaktplatte). Der Ringraumbehälter ist in 2 axiale Ebenen und 1 radiale Zelle aufgeteilt, jede Ebene enthält 4 azimuthale gleich große Zellen. Die drei Loops der Anlage werden jeweils durch eindimensionale Komponenten simuliert.

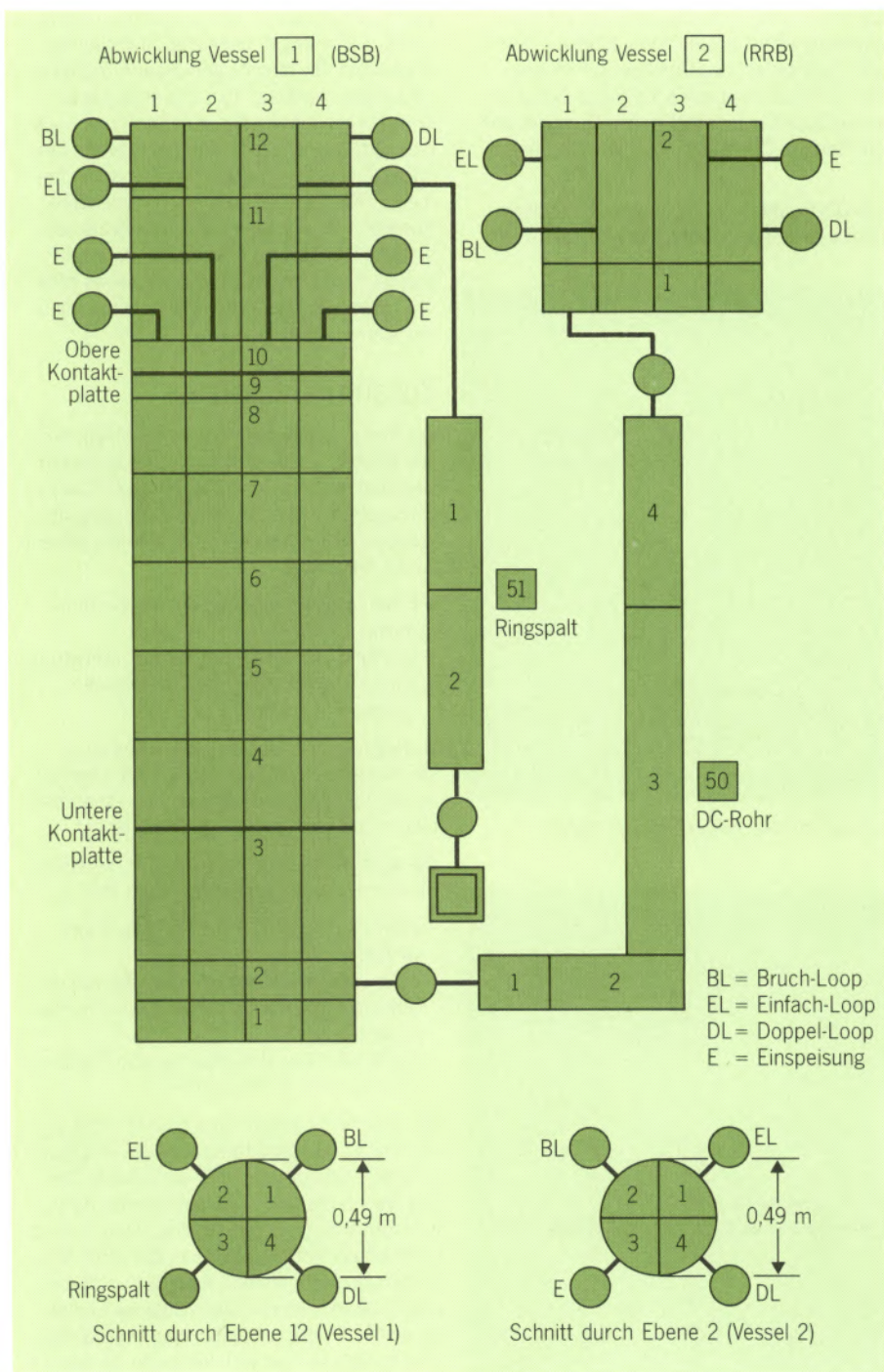


Bild 5.7: Zellaufteilung des Stabbündelbehälters (SBB), Downcomerrohres (DC-Rohr) und Ringraumbehälters (RRB)

Anfangs- und Randbedingungen

- Anfangsdruck im Primärsystem: 29 bar
- im Druckhalter: 34 bar
- Maximale Hüllrohrtemperatur: 550 °C
- Wasservorlagen auf Sättigungstemperatur (Simulation der Restwassermenge bei 26 bar)
- im Pumpenbogen des Bruchloops: 30 kg
- im Druckhalter: 118 kg
- Ubriges Primärsystem mit gesättigtem Dampf gefüllt
- Bündelleistung
- Anfangswert: 1,3 MW
- weiterer Verlauf nach 1,2*ANS
- radial gleichmäßige Leistungsverteilung
- Bruchlage im kalten Strang zwischen Pumpennachbildung und Ringraumbehälter
- Bruchquerschnitt auf Pumpenseite: 0,0040 m²
- Bruchquerschnitt auf Seite Ringraumbehälter: 0,0035 m²
- Verspernte Querschnitte durch überdrehende Kugelhähne entsprechen etwa heruntergerechneten Bruchquerschnitten eines Reaktors (doppelseitig offener 2F-Bruch)
- Jedoch erhöhter Widerstand
- Kugelventil auf Pumpenseite: $\xi = 9,7$
- Kugelventil auf Seite Ringraumbehälter: $\xi = 14,7$
- bezogen auf NW 100 (nach Messungen der KWU)
- Gegendruck an der Ausstromöffnung: 1 bar
- Dampferzeuger – Sekundärseite
- Anfangsdruck: 45 bar
- Anfangstemperatur: 257 °C
- Pumpenwiderstand
- Bruchloop $\xi = 33,8 + 1,5$
- (Meßblende hinter DE)
- intakte Loops $\xi = 0 + 1,5$
- (Meßblende hinter DE)
- (bezogen auf Loopdurchmesser 80,8 mm)
- Einspeiseart: 3/8 heißseitig
- 2/8 kaltseitig
- Einspeisetemperatur: 35 °C
- Schließen des Druckhalterventils nach 30 s

Ergebnisse

Die Nachrechnung des Versuchs E1 mit TRAC-PF1 (Version 7.6) zeigt, daß für eine gute Übereinstimmung der Rechenergebnisse mit den experimentellen Werten im gesamten System während der End-of-Blowdown-Phase unter anderem die richtige Berechnung der Wiederbenetzungs Vorgänge eine wesentliche Voraussetzung ist. Das Wiederbenetzen des Stabbündels

hat eine erhöhte Dampfproduktion zur Folge und damit einen wesentlichen Einfluß auf den zeitlichen Verlauf des Druckes im Primärsystem. Bild 5.8 zeigt einen Vergleich zwischen gemessenem und berechnetem Druck im oberen Plenum. Die Werte stimmen gut überein.

In Bild 5.9 sind die berechneten Hüllrohrtemperaturen und die niedrigsten und höchsten

gemessenen Hüllrohrtemperaturen in der Mitte des 3,9 m langen beheizten Stabbündels dargestellt. Die längste gemessene Wiederbenetzungszeit beträgt 45 s. Die errechneten Werte liegen innerhalb der minimal und maximal gemessenen Hüllrohrtemperaturen. Um diese Übereinstimmung zu erreichen, mußte die im TRAC-Rechenprogramm vorhandene Korrelation für die minimale Temperatur des stabilen Filmsiedens mit einem Faktor 1,08 korrigiert werden, um bereits bei etwas höheren Hüllrohrtemperaturen Quenchvorgänge berechnen zu können.

Zusammenfassung

Die Rechenergebnisse zeigen die Möglichkeit auf, thermo- und fluiddynamische Größen zu Beginn der Konditionierungsphase (30 bar) so vorzugeben, daß unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Eingabedaten die wesentlichen Parameter

- Funktionswert und Gradient des Systemdrucks,
- Richtung und Größe des Kernmassenstroms,
- qualitative Verteilung des Restwassers,
- Temperatur (Hüllrohr, Fluid)

zu Beginn der Druckspeichereinspeisung (26 bar) erreicht wurden. Im weiteren Verlauf ist die Übereinstimmung zwischen experimentellem und rechnerischem Ergebnis gut.

Die analytische Simulation des PKL-Versuchs E1 erfordert ein Rechenprogramm mit

- einem 2-Phasen-/2-Fluid-Nichtgleichgewichtsmodell,
- einem Wiederauffüllmodell, um die von unten und von oben laufenden Quenchfronten zu verfolgen,
- der Möglichkeit, den gesamten Stofallablauf kontinuierlich zu berechnen.

Die detaillierte dreidimensionale Darstellung des Stabbündelbehälters sowie des Ringraumbehälters erfordert hohe Rechenzeiten. Der PKL-Versuchsstand ist als eindimensionaler Kreislauf konzipiert. Die Untersuchung mehrdimensionaler Vorgänge wird an der UPTF-Anlage durchgeführt. Weitere Analysen und Versuche, in denen schwerpunktmäßig die End-of-Blowdown-Phase mit einbezogen werden soll, sind im Rahmen der PKL-Versuche der Serie II vorgesehen.

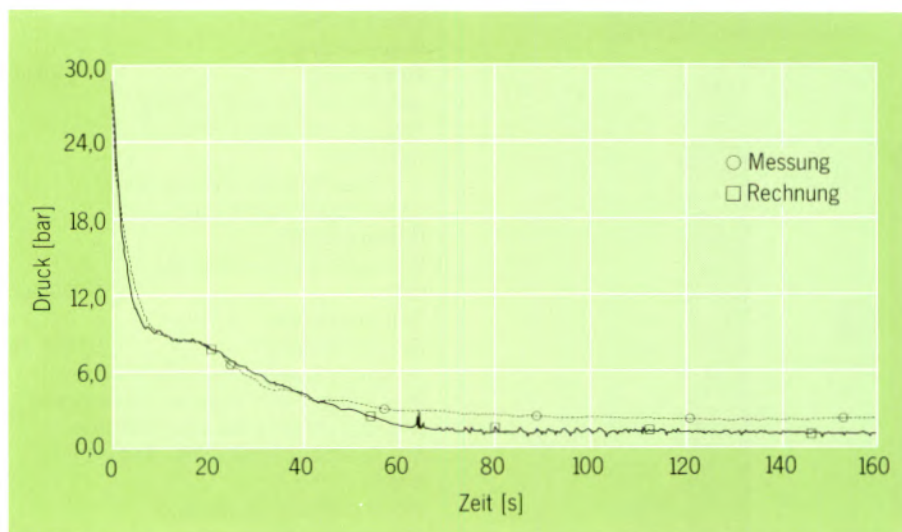


Bild 5.8: Druck im oberen Plenum. Vergleich von Messung und Nachrechnung mit TRAC-PF 1

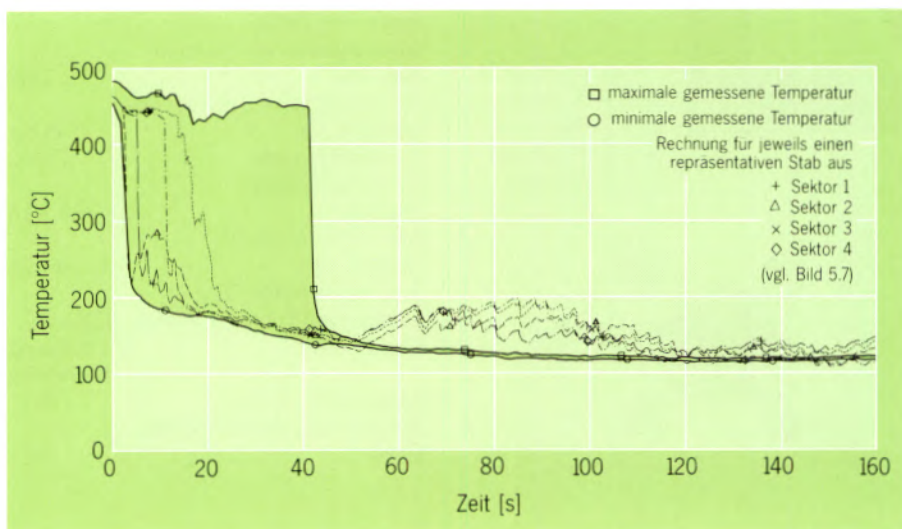


Bild 5.9: Vergleich der Hüllrohrtemperaturen aus Experiment und Nachrechnung mit TRAC-PF 1

Ergonomie und menschliche Zuverlässigkeit

Die Bedeutung des Faktors Mensch für die Sicherheit, Verfügbarkeit und Wirtschaftlichkeit komplexer technischer Anlagen ist in einer Reihe von Untersuchungen aufgezeigt worden^{1), 2)}. Risikostudien zu Kernkraftwerken^{3), 4)} führten zu ähnlichen Aussagen. Darüber hinaus lieferten Vorkommnisse in kerntechnischen Anlagen eine weitere Bestätigung für die vorliegenden Erkenntnisse.

Bisher lag der Schwerpunkt von Maßnahmen zur Verringerung des Restrisikos von Kernkraftwerken vor allem darin, die technischen Einrichtungen zu verbessern und zu optimieren. Zunehmend hat sich dabei die Erkenntnis durchgesetzt, daß eine weitere Reduzierung des Restrisikos mit technischen Mitteln allein nicht erreicht werden kann. Die Untersuchung der Rolle des Menschen bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken und die Einbeziehung ergonomischer Erkenntnisse zur Lösung dieser Probleme müssen daher ein vorrangiges Ziel künftiger Sicherheitsforschung bilden.

Um dieses Ziel zu erreichen, sind einerseits die Aufgabenstellung und die zu ihrer Erfüllung notwendigen Einrichtungen an die Fähigkeiten und Grenzen des Menschen optimal anzupassen (Ziel der Ergonomie), andererseits muß mittels Verfahren zur Analyse und Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit eine Aussage über die Notwendigkeit und den Erfolg dieser ergonomischen Aktivitäten möglich sein.

Die folgenden Ausführungen erläutern in einem ersten Abschnitt die wesentlichen Grundgedanken der Ergonomie. In einem zweiten Abschnitt werden dann einige wichtige Aspekte der Analyse und Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit dargestellt.

Aus der Struktur eines Arbeitsprozesses (Bild 6.1) ergeben sich 3 Schwerpunkte ergonomischer Aktivitäten:

- Untersuchung der Aufgabenstellung, d. h. Ermittlung der Anforderungen an die Systemkomponenten (Mensch und Maschine) bezüglich notwendiger Fähigkeiten (physisch und mental) oder Fertigkeiten, technischer Möglichkeiten und Berücksichtigung der gegebenen Grenzen;

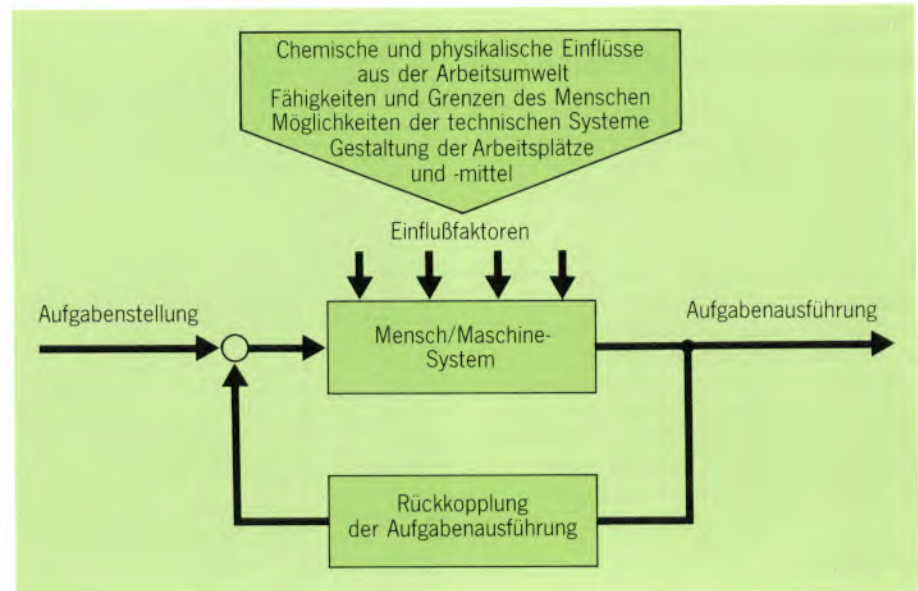


Bild 6.1: Struktur eines Arbeitsprozesses

- Untersuchung der wirksamen Einflussfaktoren, d. h. Erfassung der während der Bearbeitung der Aufgabe wirksamen Einflußgrößen. Diese Einflußgrößen reichen von physikalischen oder chemischen Einflüssen in der Arbeitsumwelt über organisatorische Aspekte bis hin zu sozialpsychologischen Einflüssen;
- Untersuchung der Mensch/Maschine-Wechselwirkung, d. h. Untersuchung der Wechselwirkung des Menschen mit den technischen Einrichtungen bezüglich Information und Aktion sowohl im Hinblick auf statische Anforderungen (z. B. anthropometrische oder ergonomische Auslegung) als auch auf dynamische Anforderungen (z. B. Untersuchung der Systemdynamik).

Im wesentlichen lassen sich zwei generelle Vorgehensweisen nennen. Zum einen wird untersucht, wie der Mensch durch eine vorgegebene Arbeitsbelastung beansprucht wird. Zum anderen betont die Systemergonomie – in Anlehnung an die Methoden der Systemtechnik – den Aspekt der Umwandlung der Information durch das Mensch/Maschine-System, indem sie die Systemstruktur untersucht. Die letztere Methode wird besonders bei hochautomatisierten komplexen Mensch/Maschine-Systemen angewandt, in denen die mentale Bela-

stung durch informatorische Arbeit im Vordergrund steht. Wesentlich dabei ist, daß weniger die Verringerung der Beanspruchung bei einzelnen definierten Belastungsgrößen angestrebt wird, sondern ein optimales Verhalten des Gesamtsystems bei der gegebenen Aufgabenstellung. Dies wird auf der Basis systematischer Aufgabenanalysen durch optimale Aufteilung der Systemfunktionen auf Mensch und Maschine anhand der Untersuchung der Systemstruktur und -dynamik erreicht sowie durch eine die Fähigkeiten und Grenzen des Menschen berücksichtigende Gestaltung der Schnittstelle.

¹⁾ Shapero, A., J.I. Coopo, H. Rappaport, R.H. Schaeffer and C. Bates Jr.: Human Engineering Testing and Malfunction Data Collection in Weapon System Test Programs WADC TR60-36, Wright Air Development Center, Wright-Patterson Air Force Base, OH, February 1960

²⁾ Meister, D., and G.F. Rabideau: Human Factors Evaluation in System Development New York: Wiley, 1965

³⁾ USNRC: Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975

⁴⁾ GRS: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Hauptband Studie der Gesellschaft für Reaktorsicherheit im Auftrage des Bundesministers für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, 1979, ISBN 3-921059-67-4

Mensch/Maschine-Schnittstelle Kernkraftwerk

Mensch und technisches System kommen im wesentlichen an zwei Schnittstellen miteinander in Berührung. Dies ist zum einen die Informationsaufnahme aus dem technischen System über die Sinnesorgane des Menschen, zum anderen die Informationsumsetzung in Aktionen mittels geeigneter Bedienelemente. Bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken liegt eine Vielzahl derartiger Schnittstellen vor, bei denen entweder die Informationsaufnahme oder die Informationsumsetzung oder beides angefordert werden. Derartige Schnittstellen sind etwa bei Montage-, bei Instandhaltungsvorgängen und vor allem bei der Betriebsführung von der Warte aus gegeben.

Leitstände

Die für den Betrieb der Anlage wichtigste Schnittstelle wird durch die Warte repräsentiert. Ihrer optimalen Gestaltung auch aus ergonomischer Sicht gilt ein besonderer Schwerpunkt laufender und künftiger Forschungstätigkeiten. Im folgenden wird im wesentlichen nur auf die Aspekte eingegangen, die sich aus der Wechselbeziehung zwischen dem Operator und den von den Leitständen aus zu überwachenden oder zu steuernden technischen Systemen (Bild 6.2) ergeben.

Aus ergonomischer Sicht spielt darüber hinaus noch eine Vielzahl weiterer Gesichtspunkte, wie etwa Personalauswahl und -schulung, die Gestaltung von schriftlichen Unterlagen oder die optimale Gestaltung der Arbeitsumwelt, eine wichtige Rolle, auf die aber im Rahmen dieser kurzen Darstellung nicht näher eingegangen werden kann.

Die technische Konzeption moderner Kraftwerkswarten wird im wesentlichen durch folgende Merkmale geprägt:

- umfangreiches Informationsangebot über konventionelle Anzeige- und Meldeeinrichtungen,
- Verwendung rechnergestützter Informationssysteme,
- weitgehende Automatisierung von Schutz-, Steuerungs- und Regelungsfunktionen,
- Aufteilung der Prozeßführungsaufgaben auf Funktionsbereiche.

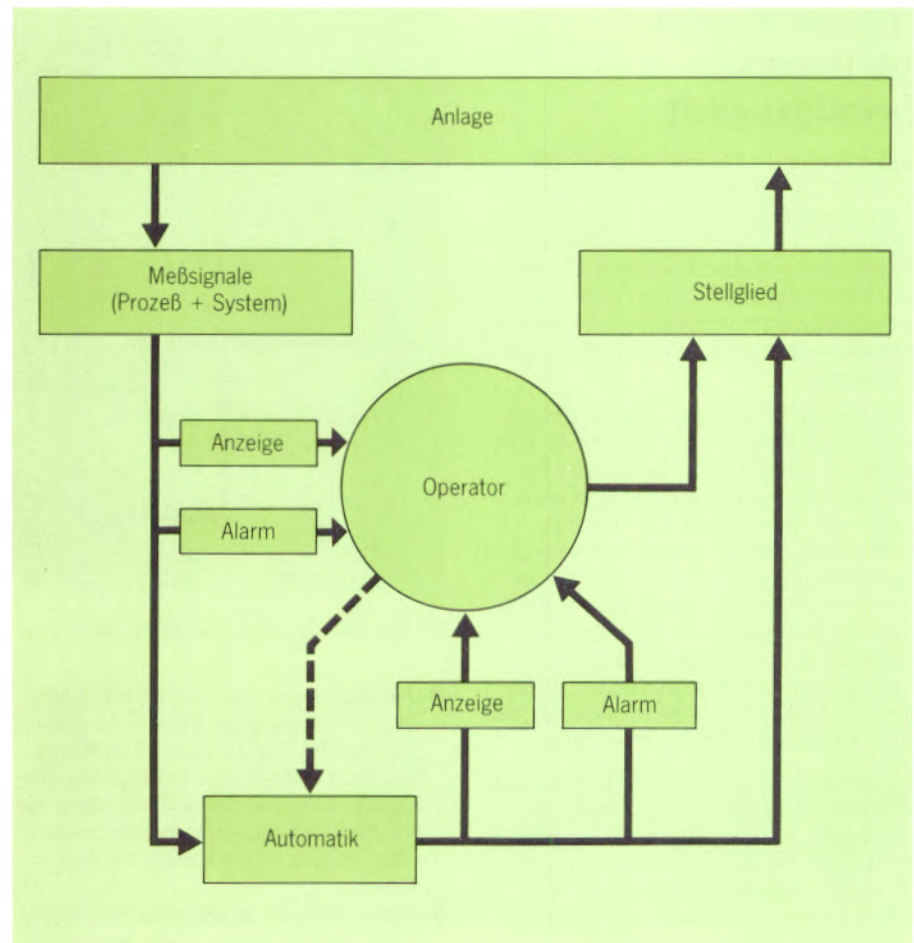


Bild 6.2: Wechselbeziehung zwischen Operator und technischem System der Anlage

Das umfangreiche Informationsangebot gestattet eine nahezu lückenlose Überwachung und Kontrolle der Systeme vom zentralen Leitstand aus und entspricht damit dem Wunsch der Betreiber, eine kontinuierliche Betriebsüberwachung vom Leitstand aus zu ermöglichen. Ein wichtiges Problemfeld liegt aber im zu großen Informationsangebot bei Störungen oder Störfällen (Meldeswall), durch das eine rasche Orientierung und Entscheidungsfindung des Wartenpersonals beeinträchtigt wird. Systeme zur Informationsverdichtung und zur verbesserten Informationsdarstellung zu schaffen, stellt sich hier als vordringliche Aufgabe.

Die zunehmende Verwendung computergestützter Operator-Hilfsmittel (z. B. Anlagenbild-

rechner, Kriterienrechner) sowie die laufende Entwicklung derartiger Hilfsmittel (z. B. Störungsanalyserechner, rechnergestütztes Betriebshandbuch) bieten hier Perspektiven zur Lösung dieses Problems. Ihre ergonomisch optimale Gestaltung und die Integration in ein Gesamtkonzept der Informations- und Kommunikationssysteme mit Mitteln der Systemergonomie muß vordringlich in Angriff genommen werden.

Die weitgehende Automation führt zu einer erheblichen Entlastung der Wartenmannschaft von Routinetätigkeiten oder von zeitlich rasch ablaufenden Tätigkeiten und schafft bei Störungen und Störfällen Zeit für Analyse und Entscheidungsfindung. Diesen Vorteilen der

Automation stehen jedoch auch einige Nachteile aus ergonomischer Sicht gegenüber. So ist hier vor allem die Beeinträchtigung der Entwicklung von inneren Modellen (mental Modellen) über das Verhalten des Prozesses zu nennen, die vor allem bei seltenen oder unvorhergesehenen Ereignissen von großer Bedeutung sind, um diese Anlagenzustände zu beherrschen. Ferner besteht noch die Gefahr des Übungsverlustes für normalerweise automatisch ablaufende Vorgänge, die bei umfangreichen Störungen der leittechnischen Einrichtung steuernde oder regelnde Eingriffe des Personals erfordern.

Diesen Problemen versucht man durch ein erweitertes Simulatortraining und durch die Erweiterung der an den Simulatoren darstellbaren Anlagenzustände und Prozeßabläufe gerecht zu werden. Darüber hinaus ist auch an den Einsatz kleinerer Trainingssimulatoren in den Anlagen gedacht. Weitere Schwierigkeiten liegen im Zwang zu einer Daueranspannung, da die Aufmerksamkeit auf eine Vielzahl von zu beachtenden Informationsinhalten gerichtet sein muß und psychische Antriebe zur Bekämpfung von Monotoniegefühlen in einer reizarmen Umgebung ständig zu aktivieren sind.

Die Aufteilung der Prozeßführungsaufgaben (z. B. Anfahren, Leistungsbetrieb, Störungsaufklärung) auf Funktionsbereiche (z. B. Führung und Überwachung des Leistungsbetriebes vom Hauptleitstand aus) führt zu einer günstigeren Gestaltung der Arbeitsabläufe in der Warte. Aus ergonomischer Sicht ist darauf zu achten, daß die Tätigkeitsabläufe, die der Planung zugrunde gelegt werden, abdeckend und realistisch die konkrete Situation in der Warte beschreiben. Ebenso muß sichergestellt werden, daß durch die Funktionsaufteilung keine nachteiligen Auswirkungen, wie etwa Informations- oder Kommunikationsproblem, auftreten.

Wie die hier nur kurz skizzierten Problemfelder zeigen, ist für ihre möglichst optimale Lösung auch das Prozeßführungskonzept zu überprüfen. Darüber hinaus müssen über die hier angesprochenen Aspekte zukünftiger Wartengestaltung entsprechende ergonomisch optimale Gestaltungslösungen auch für die übrigen Leitstände, d. h. örtliche Leitstände und die Notsteuerstelle, angestrebt werden, die die spezifischen Randbedingungen der für sie geltenden Aufgabenstellung berücksichtigen.

Weitere Mensch/Maschine-Schnittstellen im Kernkraftwerk

Wie bereits erwähnt, finden sich über die Leitstände hinaus eine Reihe weiterer Schnittstellen, an denen das Personal der Anlage mit den technischen Systemen in Beziehung tritt. Während der Errichtung der Anlage sind dies im wesentlichen die Montage- und Inbetriebsetzungsvorgänge. Beim Betrieb der Anlage treten derartige Schnittstellen bei Wiederkehrenden Prüfungen, bei Wartungsvorgängen und bei Reparaturvorgängen auf. Die optimale Gestaltung der Arbeitsabläufe einschließlich der Kommunikation mit der Warte, die ergonomisch optimale Gestaltung der Arbeitsmittel und der Arbeitsplätze stellen hier umfangreiche Felder künftiger ergonomischer Aktivitäten dar.

Menschliche Zuverlässigkeit

Der Begriff „menschliche Zuverlässigkeit“ ist im normalen Sprachgebrauch nicht mit einer quantitativen Wahrscheinlichkeitsaussage verbunden. Menschliche Zuverlässigkeit im Sinne der Zuverlässigkeitstechnik bedeutet die erfolgreiche Durchführung einer vom Menschen in einem Mensch/Maschine-System auszuführenden Aktivität, die für die Zuverlässigkeit, d. h. für die Verfügbarkeit bzw. Überlebenswahrscheinlichkeit dieses Systems notwendig ist. Sie kann quantitativ durch eine Wahrscheinlichkeit als Zuverlässigkeitskenngröße beschrieben werden. Ihr komplementärer Wert stellt somit die Wahrscheinlichkeit eines menschlichen Fehlverhaltens dar.

Wahrscheinlichkeitsaussagen

Wahrscheinlichkeitsaussagen über menschliches Verhalten in Mensch/Maschine-Systemen haben mit der zunehmenden Komplexität der Anlagen, mit den hohen Kosten beim Ausfall der Anlagen und wegen des zum Teil beträchtlichen Gefährdungspotentials dieser Anlagen eine wachsende Bedeutung erlangt. Im Rahmen systemanalytischer Untersuchungen von Kernkraftwerken wurden erstmals in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400⁵⁾ in größerem Umfang quantitative Aussagen zur Wahrscheinlichkeit menschlicher Fehlhandlungen getroffen.

Menschliche Fehlhandlungen im Rahmen von Zuverlässigkeitsanalysen für deutsche Kern-

kraftwerke wurden von der GRS erstmalig in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke⁶⁾ berücksichtigt. Im Anschluß daran wurden sie auch bei weiteren Zuverlässigkeitsuntersuchungen und im Rahmen der Risikoorientierten Studie zum SNR-300⁷⁾ mit einbezogen. Bisher wurden dabei nur solche Handlungen des Personals berücksichtigt, die entweder aufgrund schriftlicher Anweisung explizit gefordert waren oder aufgrund eindeutiger Meldungen durchzuführen sind („geplante Handlungen“). In der Phase B der deutschen Risikostudie ist eine Erweiterung auch auf sogenannte ungeplante Handmaßnahmen vorgesehen. Darüber hinaus sind künftige Vorhaben auf diesem Gebiet auf eine bessere Anpassung der Methoden und Daten an die spezifischen Gegebenheiten deutscher Kernkraftwerksanlagen gerichtet.

Der Verbesserung der Datenbasis gelten derzeit auch Vorhaben in den USA und Europa, die von der CEC (Commission of the European Communities) getragen werden. Als erster Schritt auf diesem Wege wurde von der Arbeitsgruppe „CSNI-Group (Committee on the Safety of Nuclear Installations) of Experts on Human Error Data and Assessment“ ein Klassifikationsschema zur Erfassung menschlicher Fehlhandlungen entwickelt, das der künftigen Datenerfassung und -analyse zugrunde liegen soll⁸⁾.

Analytische Behandlung des menschlichen Fehlverhaltens

Grundlage der Bewertung menschlichen Fehlverhaltens in der Systemanalyse kerntechnischer Anlagen ist, die für den untersuchten Ereignisablauf wesentlichen Handlungen des Personals zu identifizieren und zu analysieren. Die Vorgehensweise entspricht dabei weitgehend den in der Ergonomie üblichen Aufgabenanalysen. Mit den Mitteln der Systemanalyse werden zunächst alle im betrachteten Ereignisablauf wesentlichen Handlungen nach dem Zeitpunkt ihrer Anforderung und der für ihre Ausführung zur Verfügung stehenden Zeit erfaßt. Darüber hinaus werden die Aufgabenstellung für diese Handlung, die benötigten bzw.

⁵⁾ Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Hrsg.: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)/mbH
GRS-51 (Oktober 1982) ISBN 3-923875-00-2

⁶⁾ Report EUR 7444 EN
Hrsg. Commission of the European Communities,
Luxemburg, 1981

vorhandenen Informationen zur Durchführung dieser Handlung sowie Korrekturmöglichkeiten bei unterlassener oder fehlerhafter Ausführung analysiert. Weiterhin werden sonstige, für die menschliche Zuverlässigkeit relevante Einflußgrößen, wie zum Beispiel Kenntnisstand, ergonomisch günstige oder nachteilige Gestaltung des Arbeitsplatzes, der Arbeitsmittel und der Arbeitsumwelt, erfaßt. Anhand dieser Aufgabenanalyse werden dann quantitative Zuverlässigkeitskenngrößen (in der Regel Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung) aus vorhandenen Datensammlungen zugeordnet. Liegen für komplexe Handlungsabläufe keine Daten vor, müssen sie so weit in Einzelschritte aufgliedert werden, bis für diese Einzelhandlungen ausreichendes Datenmaterial vorliegt. Mit Hilfe der Fehlerbaummethode wird der Einfluß der erfaßten menschlichen Fehlhandlungen den betroffenen Systemen und Komponenten zugeordnet.

Wichtig für die Bewertung ist es, mögliche Abhängigkeiten menschlicher Handlungen zu berücksichtigen. Diese Abhängigkeiten können sowohl zwischen Handlungen mehrerer Personen als auch bei aufeinanderfolgenden Handlungen derselben Person (z. B. hoher Streß) gegeben sein. Derartige Abhängigkeiten können mit den gegenwärtig bekannten Modellen noch nicht befriedigend erfaßt werden. Ihre Verbesserung ist neben der Verbesserung der Datenbasis ein Ziel künftiger Arbeiten auf diesem Gebiet.

Zusammenfassung und Aspekte künftiger Tätigkeit

In den vergangenen Jahren lag der Schwerpunkt der Bemühungen zur Verringerung des Restrisikos von Kernkraftwerken im wesentlichen bei einer Optimierung der technischen Systeme. Untersuchungen der GRS und anderer Institutionen haben aber den großen Einfluß des Faktors Mensch auf die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken aufgezeigt.

Im Sinne eines ausgewogenen Sicherheitskonzeptes kommt daher der Verringerung des Restrisikobeitrages des Faktors Mensch durch eine ergonomisch optimale Gestaltung des Mensch/Maschine-Systems Kernkraftwerk eine wesentliche Rolle zu.

Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit und Ergonomie gehören zur Lösung der aufgezeigten Fragestellungen eng zusammen. Dabei dient die Erfassung und Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit in der Systemanalyse sowohl zur Identifikation möglicher Problembe-reiche als auch zur Verifizierung durchgeführter Problemlösungen. Die Ergonomie stellt die zur Problemlösung geeigneten Erkenntnisse und Methoden zur Verfügung.

Als Schwerpunkte künftiger Aktivitäten der GRS auf den Gebieten Ergonomie und menschliche Zuverlässigkeit lassen sich nennen:

- ergonomisch optimale Gestaltung der Leitstände unter Einbeziehung fortschrittlicher leittechnischer Systeme,
- ergonomisch optimale Gestaltung der Arbeitshilfsmittel,
- ergonomisch optimale Gestaltung der Instandhaltungsvorgänge,
- Verbesserung der Datenbasis zur Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit,
- Verbesserung der Methoden zur Analyse und Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit und
- Erweiterung der Analyse auf ungeplante Handmaßnahmen.

Durch diese Aktivitäten wird es möglich sein, den bereits hohen Stand der Sicherheit kerntechnischer Anlagen weiter zu verbessern.

G. Reichart

7.1 Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR-300

Im Rahmen der „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“¹⁾ (SNR-Studie) ergab sich, daß Kernzerstörungsunfälle trotz ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit das Risiko einer solchen Anlage wegen des Schadensausmaßes maßgebend mitbestimmen. Ein Kernzerstörungsunfall kann durch verschiedene Einleitungsereignisse bei gleichzeitigem Versagen der Schnellabschaltung, z. B. dem unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall, aber auch bei abgeschaltetem Reaktor durch einen Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme ausgelöst werden. Die Unfallfolgen hängen dann im wesentlichen von der freiwerdenden mechanischen Energie sowie von der Funktionsfähigkeit der das Schadensausmaß begrenzenden aktiven und passiven Sicherheitseinrichtungen ab. Anhand zweier Beispiele sollen für den SNR-300 typische Aspekte, die mit der Störfallanalyse und Unfallanalyse verbunden sind, dargestellt werden.

Versagen der Nachwärmeabfuhrsysteme

Bei allen Störungen in der Anlage, die zu einem Ansprechen von Reaktorschutzgrenzwerten führen, werden durch das Reaktorschutzsystem die Reaktorschneellabschaltung ausgelöst und die Primär- und Sekundärpumpen abgeschaltet. Die Nachzerfallsleistung wird dann über die Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt.

Der SNR-300 verfügt über zwei diversitäre Nachwärmeabfuhrsysteme: das strangspezifische Nachwärmeabfuhrsystem und das Tauchkühlsystem (Bild 7.1). Ersteres besteht aus drei Parallelsträngen, von denen jeder die Nachzerfallsleistung allein abführen kann. Die Wärme in den Natriumkreisläufen wird darüber hinaus im Naturumlauf abtransportiert. Das Tauchkühlsystem besteht aus sechs einzelnen, geschlossenen Natriumkreisläufen, von denen je drei einem Luftkühler mit Gebläse zugeordnet sind. Für den Fall, daß der Zwangsumlauf in den Natriumkreisläufen ausfällt, kann die Nachzerfallsleistung im Naturumlauf transportiert werden.

Steuerung, Regelung und Energieversorgung sind entsprechend einer 2 x 100%-Redundanz

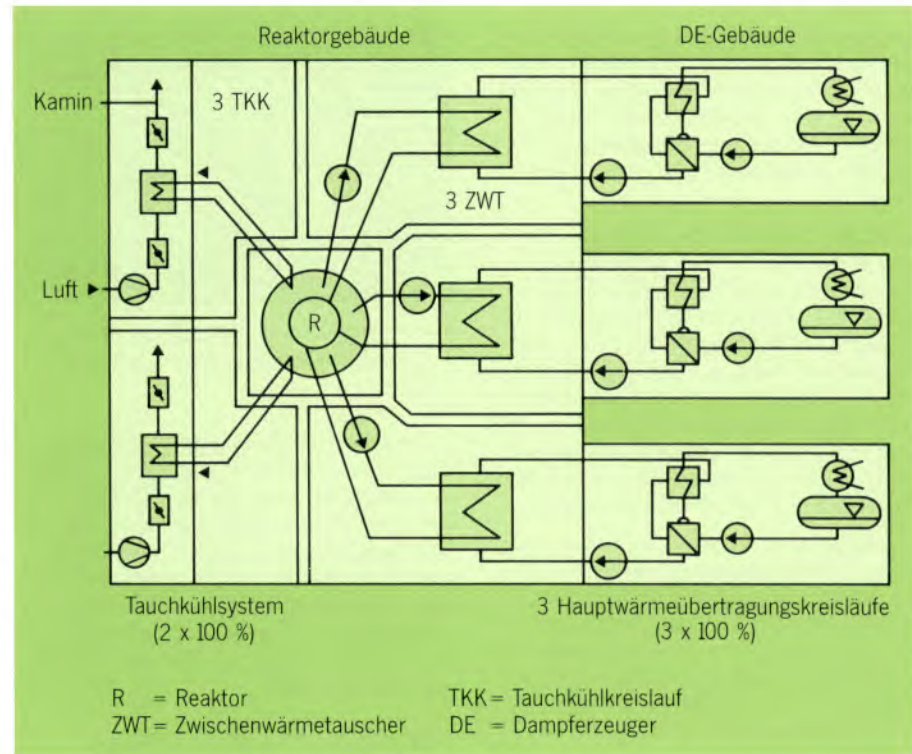


Bild 7.1: Nachwärmeabfuhrsysteme des SNR-300

aufgebaut. Die Rückkühlung kann auch luftseitig im Naturzug erfolgen. Hierfür müssen jeweils zwei Klappen (Drallregler und Einfrierschutzklappen) im Kaminsystem betätigt werden. Somit stehen für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung fünf 100%-Redundanzen zur Verfügung. Durch den geringen Systemdruck und die konstruktive Gestaltung der Primärkreisläufe werden die Leckmengen bei Kühlmittelverlusten derart begrenzt, daß der Reaktorkern mit Natrium bedeckt bleibt. Die Nachzerfallsleistung kann dann über die intakten Hauptkühlkreisläufe oder das Tauchkühlsystem abgeführt werden.

Der Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme führt nicht zwangsläufig zu einer Kernzerstörung, da die im Kern erzeugte Nachzerfallsleistung im Naturumlauf in die Primär- und Sekundärkreisläufe des Hauptkühlsystems transportiert werden kann. Demzufolge steht die große Wärmekapazität dieser Kreisläufe zur Begrenzung des Temperaturanstieges zur Verfügung.

Versuche zum Nachweis des Naturumlaufes sind in verschiedenen Prototypanlagen durchgeführt worden, so z. B. im EBR-II und FFTF (USA), Phénix (Frankreich) und PFR (Großbritannien). Die Versuche zeigen, daß nach dem Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen der Naturumlauf ohne Verzögerung einsetzt.

Untersuchungen mit dem Anlagendynamik-Rechenprogramm SSC-GRS, mit dem die SNR-300-Gesamtanlage nachgebildet wurde, bestätigen, daß sich in den Natrium-Hauptkühlkreisläufen Naturumlauf einstellt. Durch die Nachwirkung der auslaufenden Hauptkühlmittelpumpen, die vor Beginn der Störung betrieben wurden, wird die Entwicklung des Naturumlaufes begünstigt.

¹⁾ Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Hrsg. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
GRS-51 (Oktober 1982), ISBN 3-923875-00-2

Neben der hohen Wärmekapazität trägt die Wärmeabfuhr über die Oberflächen der Kühlmittelumschließung durch Wärmedämmverluste zur Begrenzung des Temperaturanstieges bei. In Bild 7.2 ist der Verlauf der mittleren Natriumtemperatur in den Hauptkühlkreisläufen dargestellt (Klappen der Luftkühler geschlossen).

Daraus kann entnommen werden, daß – für den Fall mit geschlossenen Luftkühlerklappen – nach ca. 60 Stunden die Wärmedämmverluste die entstehende Nachzerfallsleistung aufwiegen; die Natriumtemperaturen steigen nicht mehr an. Dabei ist unterstellt, daß nach dem Ausfall der fünf Nachwärmeabfuhrredundanzen jegliche Maßnahmen unterbleiben. Die Wärmedämmverluste verteilen sich folgendermaßen: 43 % im Primärkreislauf, 42 % im Sekundärkreislauf und 15 % im Tauchkühlsystem.

Gegenüber dieser „passiven“ Nachwärmeabfuhr durch Wärmedämmverluste können die auftretenden Temperaturen erheblich reduziert werden, wenn die Luftklappen an den Natrium/Luft-Kühlern des Tauchkühlsystems geöffnet werden, weil dann im Kaminsystem Naturzug einsetzt. Das Öffnen der Luftklappen ist durch eine einfache und übersichtliche Handmaßnahme möglich. Die Bewegung der Klappenwellen bzw. der Drallregler kann bei der Betätigung sowohl direkt als auch an vorhandenen Stellungsanzeigen beobachtet werden. In Bild 7.2 ist der mittlere Natriumtemperaturverlauf dargestellt, wie er sich ergibt, wenn die Klappen der Luftkühler und die Drallregler nach 5 Stunden geöffnet werden.

Die im Genehmigungsverfahren untersuchten Störfallbelastungen bei vergleichbarem Temperaturniveau führen im Reaktortank, in den Rohrleitungen und an anderen Komponenten der Nachwärmeabfuhrsysteme zu Beanspruchungen, die innerhalb der zulässigen Grenzen liegen. Folgeschaden an den Komponenten sind daher nicht zu erwarten.

Die zulässige Zeit, bis zu der Maßnahmen ergriffen werden müssen, beträgt demnach mindestens 5 Stunden. Da die in Bild 7.2 dargestellten Temperaturverläufe auf pessimistischen Annahmen basieren, ist jedoch zu erwarten, daß diese Zeit erheblich größer ist. Im Grenzfall ist die Möglichkeit erkennbar, aufzuzeigen, daß selbst ohne Gegenmaßnahmen eine Kernzerstörung praktisch auszuschließen ist.

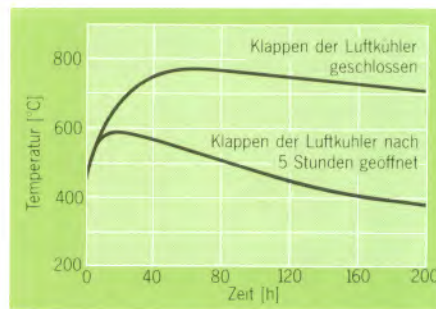


Bild 7.2: Mittlere Temperatur der Na-Kreisläufe (Pessimistische Werte für Wärmedämmverluste)

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß der SNR-300 beim Ausfall aller Nachwärmeabfuhrsysteme ein sehr trages Temperaturverhalten aufweist. Somit verbleiben große Zeiträume, um durch einfache Handmaßnahmen die Temperaturen auf zulässige Werte zu begrenzen. Im Gegensatz zum Druckwasserreaktor tragen daher beim SNR-300 Ausfälle in den Nachwärmeabfuhrsystemen nicht wesentlich zum Risiko bei.

Vorgänge im Containment nach einer Kernzerstörung

Wie auch bei anderen Reaktoren soll das Containment des SNR-300 die Rückhaltung der Spaltprodukte selbst bei Verlust der Integrität der Kühlmittelumschließung gewährleisten. Bild 7.3 zeigt das Containment des SNR-300. Der Primärkreislauf ist wegen der chemischen Reaktionsfähigkeit des Kühlmittels Natrium von dem mit Stickstoff inertisierten inneren Containment umschlossen, das mit einem gasdichten Stahl liner ausgekleidet ist. Dieser Liner hat die Aufgabe, sowohl Leckagen nach außen zu verhindern als auch sicherzustellen, daß aus dem Beton infolge thermischer Belastung ausgetriebenes Wasser nicht ins innere Containment gelangt.

Das innere Containment ist mit einer Reihe von Sicherheitseinrichtungen und Eigenschaften versehen. Die wichtigsten sind:

- das Dampfdruckentlastungssystem, welches das aus dem Beton durch Aufheizen austretende Wasser kondensiert,
- die Bodenkühleinrichtung mit der Natriumauffangwanne zum Auffangen und Kühlen der Kernschmelze,

- der Stickstoffnaturumlauf, der die in der Reaktorzone freiwerdende Wärme auf andere Räume des inneren Containments verteilt.

Die zweite Schale des Containmentsystems bildet das äußere Containment. Es wird bei Störfällen mit Verlust der Integrität der Kühlmittelumschließung durch das Reaktorschuttsystem gegenüber der Umgebung mit redundanten Lüftungsclappen abgeschlossen. Im äußeren Containment sind Kühlsysteme vorgesehen, die ihre Funktion auch bei einem Unfall erfüllen können.

Das gesamte Containmentgebäude ist im Abstand von 60 cm mit einer gasdichten Stahlblechhülle umgeben. Der Raum dazwischen wird bei einem Störfall von dem Reventingssystem auf 3 mbar Unterdruck gehalten, wobei Leckagen in den Spalt aus dem Containment und von der Außenatmosphäre in das äußere Containment zurückgespeist werden. So kann über einen längeren Zeitraum eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung unterbunden werden.

Im Rahmen der SNR-Studie sind acht unterschiedliche Unfallabläufe im Containment untersucht worden. Zur Veranschaulichung des Containmentverhaltens soll ein Fall aufgezeigt werden, in dem mehrere Sicherheitseinrichtungen versagen.

Angenommen wird ein „nicht beherrschter Notstromfall“, bei dem es zum Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme kommt. Weiterhin soll die „passive“ Nachwärmeabfuhr nicht gelingen, so daß Kühlmittel und Strukturen aufgeheizt werden. Unterstellt man bei einer nachfolgenden Kernzerstörung, daß mechanische Energie freigesetzt wird, so ist damit zu rechnen, daß der Reaktortank seine Integrität verliert und auf den Doppeltank fällt. Dadurch kann das Kühlsystem der Bodenkühleinrichtung sowie die Natriumauffangwanne beschädigt werden. Das dann in die Reaktorzone auslaufende Natrium blockiert die Rückstromkanäle, so daß der Stickstoffnaturumlauf unterbunden wird. Diese Situation tritt frühestens zwei Tage nach Störfallbeginn ein. Als Folge des nicht beherrschten Notstromfalles werden alle aktiven Sicherheitssysteme im Containment als ausgefallen betrachtet.

Das Containment kann als isoliert angenommen werden, da der Containmentabschluß bei Verlust der Energie automatisch ohne aktive

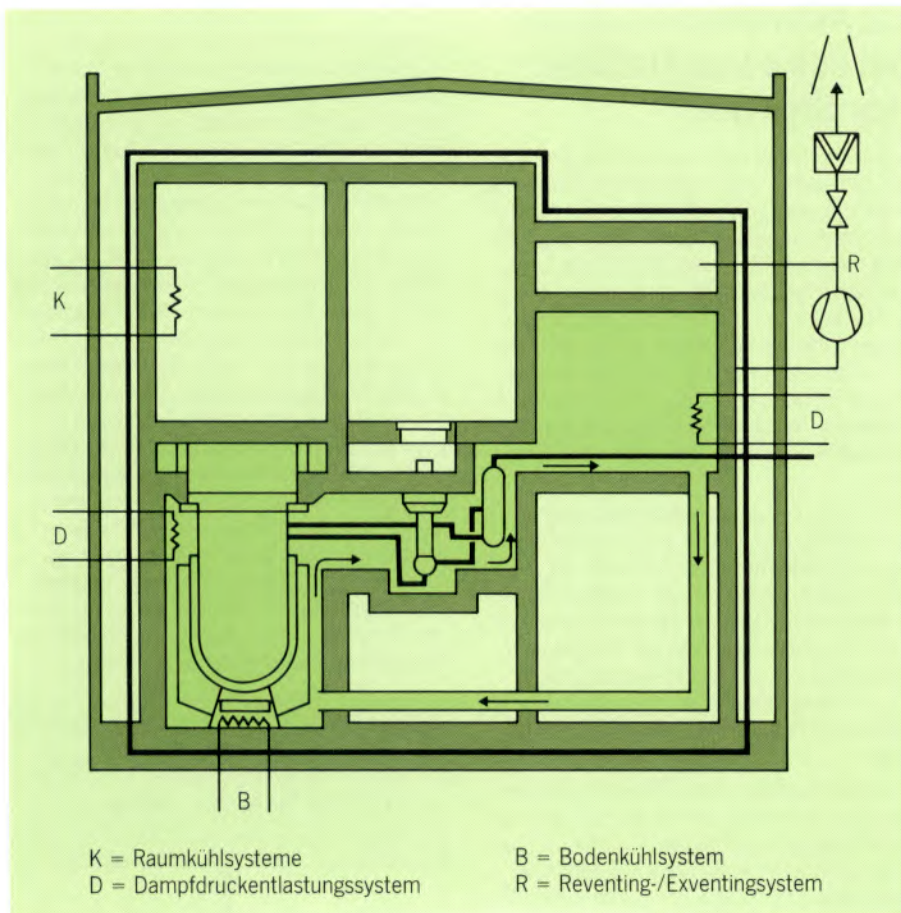


Bild 7.3: Containmentsystem

Maßnahmen erfolgt. Das Reventing- und Exventingssystem steht jedoch nicht zur Verfügung. Im betrachteten Fall wurde also vorausgesetzt, daß alle Sicherheitseinrichtungen bis auf den Containmentabschluß versagen.

Nachdem Natrium in das Containment gelangt, werden durch exotherme chemische Reaktionen zusätzlich zur Nachzerfallsleistung noch erhebliche Energiemengen im inneren Containment freigesetzt. Als erstes ist dabei die Natrium/Wasserdampf-Reaktion zu betrachten. Durch die thermische Belastung des Betons der Reaktorzone (biologischer Schild und Wände) wird Wasser aus dem Beton ausgetrieben. Es wird dabei im wesentlichen in drei Phasen freigesetzt, die mehr oder weniger stark mit der Bindung des Wassers im Betongefüge ge-

koppelt sind: freies Porenwasser, physikalisch gebundenes und chemisch gebundenes Wasser. Insgesamt können aus einem Kubikmeter Beton etwa 175 kg Wasser entweichen bei einer Temperatur von 450°C. Das Wasser gelangt nun über den wegen des sich aufbauenden Dampfdruckes defekten Bodenliners in die Natriumlache der Reaktorzone. Aus der chemischen Reaktion mit Natrium entstehen Natriumoxid und freier Wasserstoff. Dabei wird eine Energie von 171 MJ/kMol H_2O frei.

Ebenfalls von Bedeutung ist der chemische Angriff des Bodenbetons der Reaktorzone durch Natrium. Dabei finden exotherme Reaktionen zwischen Natrium und Siliziumoxid bzw. den im Beton enthaltenen Metalloxiden statt. Die Reaktionsgeschwindigkeiten sowie die ma-

ximale Eindringtiefe der Reaktionsfront und die freiwerdende Energie hängen von der verwendeten Betonsorte ab.

Aus den zur Verfügung stehenden Versuchen läßt sich für den im SNR-300 verwendeten silikatischen Beton nicht eindeutig die Ausbildung einer Schutzschicht aus Reaktionsprodukten und damit eine Begrenzung der Eindringtiefe ableiten. Daher wurde ein fortschreitendes Eindringen der Reaktionsfront mit einer Geschwindigkeit von etwa 1,3 cm/h angesetzt, sobald der Liner großflächig durch Ausfall der Bodenkühleinrichtung versagt.

Im Verlauf des Unfalles werden über 15 t Wasser frei und reagieren mit Natrium. Dies führt zu einem Energieeintrag von ca. 146 GJ. Demgegenüber ist der Anteil bei der Natrium/Beton-Wechselwirkung mit ca. 23 GJ gering. Bild 7.4 zeigt die verschiedenen Anteile freigesetzter Energie. Bei der Nachzerfallsleistung ist berücksichtigt, daß Reaktortankversagen nach frühestens 2 Tagen zu erwarten ist. Aus dem Bild ist ersichtlich, daß aus den Reaktionsmöglichkeiten des Natriums ein erheblicher Energieeintrag resultiert.

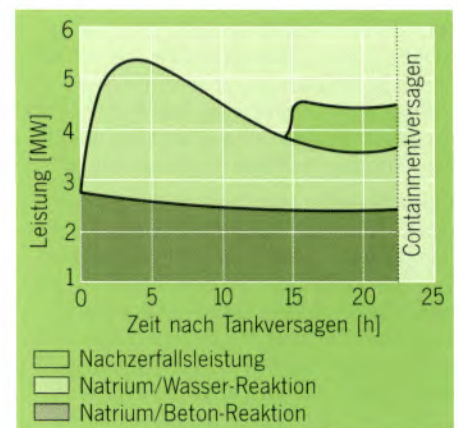


Bild 7.4: Ausfall der Nachwärmeabfuhr; Energieerzeugung im Containment

In Bild 7.5 ist der Druckverlauf im Containment dargestellt. Er ist repräsentativ für die Freisetzungskategorie, in die der „nicht beherrschte Notstromfall“ im Rahmen der SNR-Studie eingeordnet wurde. Das Bild zeigt, daß der Druck sich zeitlich nur geringfügig ändert. Durch die Wärmezufuhr resultiert ein langsamer Druckaufbau im inneren und wegen der Leckage

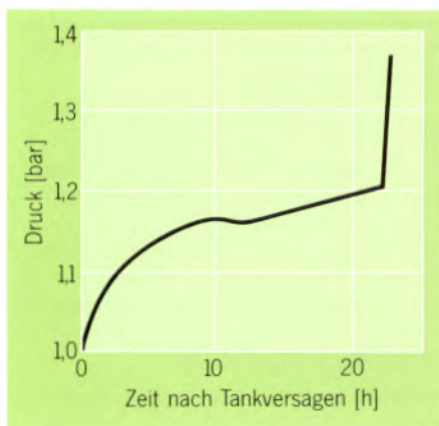


Bild 7.5: Ausfall der Nachwärmeabfuhr; Druckverlauf im Containment

auch im äußeren Containment. Durch Leckagen gelangt Wasserstoff aus dem inneren ins äußere Containment und vermischt sich dort mit der Luft. Im Laufe der Zeit baut sich dabei eine Wasserstoffkonzentration auf, die jenseits der Zündgrenzen, jedoch nicht der Detonationsgrenzen liegen kann. Gleichzeitig bilden sich im inneren Containment durch Sieden der Natriumlache Natriumaerosole, die etwa 22 Stunden nach Tankversagen über das sich öffnende Sicherheitsventil ins äußere Containment gelangen. Dort reagiert das Natrium stark exotherm mit dem Luftsauerstoff und sorgt für eine Zündung des Wasserstoff/Luft-Gemisches.

Obwohl eine Detonation ausgeschlossen werden kann, ist der Druckanstieg infolge Deflagration dennoch so stark, daß die Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet ist. Mit einem Reaktortankversagen ist frühestens 3 Tage nach Störfallbeginn zu rechnen. Dies verdeutlicht das hohe Maß an Rückhaltefähigkeit des Containmentsystems, auch wenn alle Sicherheitseinrichtungen bis auf den Containmentabschluß als nicht funktionsfähig postuliert werden.

P. Bogorinski und A. Scharfe

7.2 Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR-300

Wie gelangen bei schweren Unfällen des SNR-300 radioaktive Stoffe vom Ort der Entstehung in die Umgebung? Diese Frage kann realistisch nicht anhand eines einfachen, geradlinigen Modells beantwortet werden. Die Antwort erfordert daher einen größeren Aufwand an Analyse. Dabei wird das Freisetzungs- und Transportverhalten der Aktivität innerhalb der Reaktorcontainments mit Hilfe von Modellen und Programmsystemen untersucht, die die Wechselwirkung zwischen thermodynamischen und aerosolphysikalischen Parametern beschreiben.

Im Rahmen der „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“¹⁾ wurde die obige Frage für ein ganzes Spektrum von Unfallabläufen untersucht. Davon bildeten letztlich insgesamt zehn Unfallszenarien (acht mit Kernzerstörung, zwei für die Brennelementlager) die Grundlage für die Festlegung von Freisetzungskategorien, d. h. von wahrscheinlichkeitsbehafteten Quellstärken der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.

Charakteristisch ist in allen Fällen mit Kernzerlegung die Aufteilung der Freisetzung aus dem Reaktorkern in zwei Phasen. Zunächst werden quasi spontan als Folge der Kernzerstörung radioaktive Stoffe entsprechend ihrer Flüchtigkeit freigesetzt. Der Teil, der vom Kühlmittel (Natrium) zurückgehalten wird, gelangt in der zweiten Phase verzögert in die Atmosphäre des Containmentsystems. Hierbei ist die Verdampfung bzw. Verbrennung des Natriums die zeitbestimmende Einflußgröße.

Die Rückhaltung im Containmentsystem hängt entscheidend von der Konzentration und der Verweilzeit der radioaktiven Stoffe in der Containmentatmosphäre ab. Je länger ihr Einschluß sichergestellt wird, um so mehr Zeit verbleibt für die luftgetragenen radioaktiven Stoffe zur Ablagerung, und je höher ihre Konzentration ist, desto rascher vollzieht sich die Ablagerung. Dieser Prozeß wurde in der Studie durch Computerprogramme beschrieben, die seit etlichen Jahren hierfür erprobt sind und sich bewährt haben.

Bild 7.6 zeigt schematisch für eines der betrachteten Unfallszenarien die Kopplung der

eingesetzten Rechenprogramme. Der zeitliche Verlauf der unfallbedingten luftgetragenen Konzentration radioaktiver Stoffe im Containment und deren Freisetzung in die Umgebung wurden mit einer modifizierten Version des Rechenprogramms CORRAL II berechnet. Der ursprünglichen Version von CORRAL liegt ein vereinfachtes aerosolphysikalisches Modell zugrunde, das aus LWR-typischen Experimenten abgeleitet worden ist. Bei den im Rahmen der SNR-Studie untersuchten Unfallabläufen haben jedoch Aerosolprozesse, d. h. Aerosolbildungs- und -ablagerungsmechanismen – insbesondere in Verbindung mit Natriumaerosolen –, eine große Bedeutung. Zur Beschreibung des Aerosolverhaltens wurde daher das Rechenprogramm PARDISEKO IIIb eingesetzt, das unter expliziter Berücksichtigung der verschiedenen Abbauprozesse und der Partikelgrößenverteilung die Dynamik des Aerosolsystems erheblich besser erfaßt als das einfachere Ablagerungsmodell im CORRAL-II-Pogramm. Neben dem Ablagerungsverhalten für Aerosole und der Menge der in die Containmentatmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe erfordert

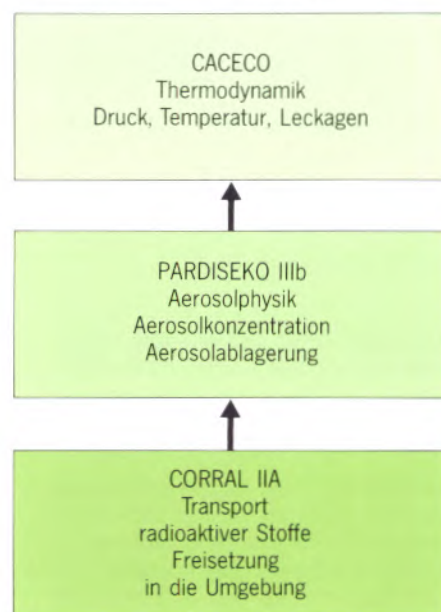


Bild 7.6: Beispiel für die Verknüpfung der eingesetzten Rechenprogramme

¹⁾ Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Hrsg. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
GRS-51 (Oktober 1982). ISBN 3-923875-00-2

CORRAL noch thermodynamische Eingabedaten, wie z. B. Überströmraten (Leckagen) zwischen den Compartments oder Drücke und Temperaturen in den Compartments. Diese Daten wurden mit einem Thermodynamikprogramm, wie CACECO, bestimmt.

Wie die Analyse zeigt, ergibt sich in allen Fällen, bei denen die Kernzerstörung nicht zum unmittelbaren Versagen des Reaktortanks führt, eine Einschlußzeit des Containmentsystems von knapp einem bis zu mehreren Tagen. Dies setzt voraus, daß kein unabhängiges Versagen des Containmentabschlusses unterstellt wird. Unter diesen Randbedingungen führt die relativ lange Verweilzeit zu entsprechend hohen Rückhalteeffekten.

Tabelle 7.1 demonstriert das anhand eines Rechenfalls, bei dem eine Kernzerstörung mit Ausfall der Energieversorgung und defekter Bodenkühleinrichtung unterstellt wurde. Wie daraus zu erkennen ist, werden – mit Ausnahme der Edelgase – über 95 % der in die Containmentatmosphäre freigesetzten Radionuklide in der Anlage zurückgehalten. Konkret bedeutet das, daß, bezogen auf das Kerninventar, beispielsweise 3,8 % des Jods, aber nur 0,06 % des Brennstoffs (Uran, Plutonium) in die Umgebung gelangen.

Diese Aussage deckt sogar die überwiegende Zahl der Fälle ab, bei denen zusätzlich ein unabhängiges Versagen des Containmentabschlusses unterstellt wurde. Darin kommt die vorteilhafte Wirkung des mehrschaligen Containmentsystems besonders deutlich zum Ausdruck.

Geht man davon aus, daß die freigesetzte mechanische Energie bei der Kernzerstörung unmittelbar zum Versagen des Reaktortanks führt, so ist ein Versagen der Reaktorzellenabdeckung und damit eine Aktivitätsfreisetzung direkt ins äußere Containment zu erwarten. In diesem Fall wird ein Versagen des Containmentsystems bereits nach fünf Minuten unterstellt. Wegen der Höhe der hierfür erforderlichen Energie kommt es zu einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Containmentatmosphäre. Die dadurch bewirkte hohe Konzentration luftgetragener radioaktiver Stoffe sorgt für eine rasche Ablagerung, so daß trotz der kurzen Verweilzeit über 80 % der in die Containmentatmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Anlage zurückgehalten werden.

Nuklidgruppe	Freisetzung ins innere Containment	Freisetzung in die Umgebung	Rückhaltefaktor
	(a)	(b)	(a)/(b)
Edelgase	100 %	100 %	1
Jod	100 %	3,8 %	26
davon organisch	1 %	1 %	1
Cäsium	100 %	0,26 %	385
Antimon/Tellur	100 %	2,4 %	42
Strontium/Barium	1 %	0,06 %	17
sonstige Spaltprodukte und Brennstoff	1 %	0,06 %	17

Tabelle 7.1: Vergleich der Freisetzung innerhalb der Anlage und in die Umgebung für einen beispielhaften Rechenfall

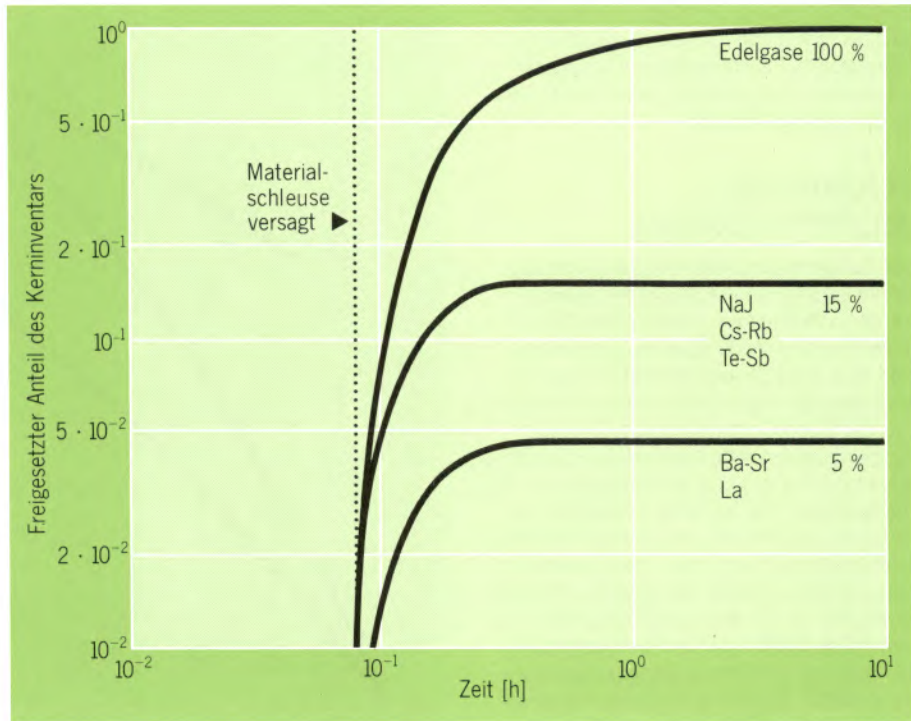


Bild 7.7: In die Umgebung freigesetzter Anteil des Kerninventars beim Überschreiten der Auslegungsgrenze des Tanks

Bild 7.7 gibt den zeitlichen Verlauf der Freisetzung in die Umgebung für diesen Fall wieder. Daraus ist zu erkennen, daß sich bereits nach einigen Minuten ein Abflachen der Freisetzungskurve, d. h. ein Abklingen der Freisetzung ergibt. Insgesamt zeigen diese Ergebnisse, daß

selbst bei extremen Annahmen über Unfallablauf und Aktivitätsfreisetzung beim SNR-300 ein hohes Maß an Rückhaltung gewährleistet ist.

R. Martens und W. Müller

7.3 Bewertung der neuen thermohydraulischen Analysemethode THAM für Siedewasserreaktoren

Zur Auslegung und Betriebsverfolgung von Siedewasserreaktoren ist beabsichtigt, eine neue thermohydraulische Analysemethode (THAM) einzuführen. Um den erforderlichen Aufwand bei der Einführung zu verringern, wurde zwischen den betroffenen Technischen Überwachungs-Vereinen, der GRS, den Betreibern sowie der Kraftwerk Union eine zentrale Prüfung der allgemeinen Grundlagen dieser Methode in der GRS vereinbart. Damit kann die Begutachtung bei Einführung der Analysemethode für eine spezielle Reaktoranlage mit Schwerpunkt auf die besonderen Eigenschaften dieser Anlage durchgeführt werden.

Beschreibung der Problemstellung

Das Ziel der thermohydraulischen Auslegung ist eine ausreichende Kühlung der Brennelemente im Reaktorkern, um die Integrität des Hüllrohres als Aktivitätsbarriere zu gewährleisten. Eine ausreichende Wärmeübertragung am Brennstab ist vorhanden, wenn ein entsprechender Sicherheitsabstand zum Siedeübergang eingehalten wird. Der Siedeübergang wird derzeit durch eine kritische Wärmestromdichte charakterisiert. Die bisherige Kenngröße, das Verhältnis von kritischer und tatsächlicher Wärmestromdichte, wird als minimale Sicherheit gegen kritische Heizflächenbelastung (MSKHB) bezeichnet. In der thermohydraulischen Analysemethode THAM wird als neue Kenngröße der minimale Abstand zur Siedeübergangsleistung (MASL) eingeführt. Die Siedeübergangsleistung ist diejenige Leistung des Brennelementes, bei der Siedeübergang eintritt. Sie ist abhängig von den geometrischen Verhältnissen (Durchmesser und Abstand der Brennstäbe, Abstandshalter), der lokalen Leistungsverteilung sowie den fluiddynamischen Randbedingungen (Druck, Massenstrom, Eintrittsenthalpie).

Diese Siedeübergangsleistung wurde in Experimenten der General Electric am ATLAS-Ver-

suchsstand gemessen. Davon ausgehend wurde die XL-Korrelation aufgestellt, die in Abhängigkeit von der Siedelänge im Brennelement die kritische Qualität beschreibt. Die kritische Qualität ist so definiert, daß im Brennelement Siedeübergang eintritt, wenn die Leistung des Bündels so groß ist, daß die lokale Qualität des Kühlmittels die kritische Qualität erreicht. Eine dem Abstand zur Siedeübergangsleistung gleichwertige Größe ist der thermische Sicherheitsabstand, das Verhältnis der Qualitätsänderungen, die sich bei Siedeübergangsleistung und bei tatsächlicher Bündelleistung ergeben. Beide neuen Kenngrößen sind in Bild 7.8 dargestellt.

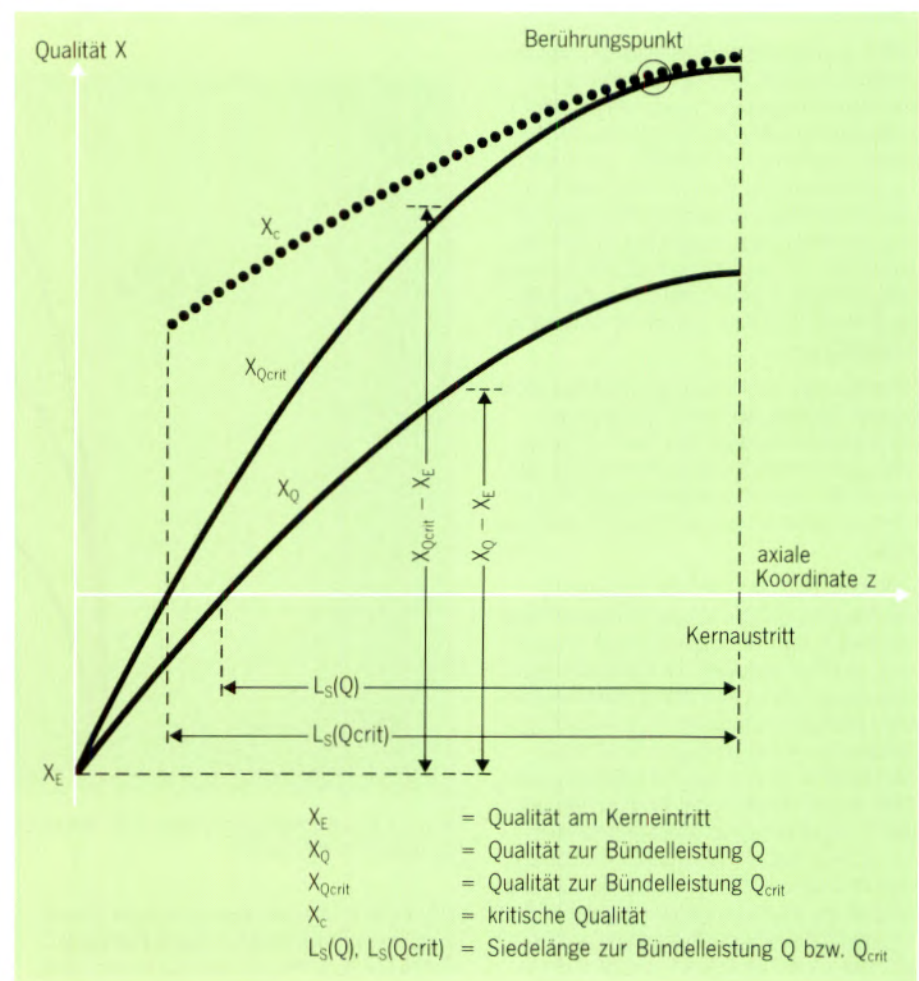


Bild 7.8: Zusammenhang zwischen minimalem Abstand zur Siedeübergangsleistung und thermischem Sicherheitsabstand

Die durchgeführte Prüfung bezog sich auf folgende Punkte:

- Bewertung der durchgeführten Versuche,
- Bestimmung der Koeffizienten der neuen XL-Korrelation aus den zugrunde liegenden Messungen,
- Darstellung der XL-Korrelation und der Abhängigkeit von ihren Parametern,
- Überprüfung der Genauigkeit der Korrelation,
- Vergleich dieser Korrelation mit den bisher verwendeten MSKHB-Korrelationen,
- Überprüfung der vorgesehenen Grenzwerte in der neuen Auslegungsmethode,
- vorläufige Ergebnisse zur Berücksichtigung von Transienten.

Die Prüfung umfaßte alle allgemeinen Grundlagen der Analyseverfahren, die ohne Berücksichtigung spezieller Anlageneigenschaften bewertet werden können.

Darstellung der durchgeführten Versuche

Grundlage für die Aufstellung der XL-Korrelation sind die am ATLAS-Versuchsstand gewonnenen Ergebnisse. Am Versuchsstand werden die Wärmeübertragungsverhältnisse durch elektrisch beheizte Stäbe simuliert. Die Siedeübergangsleistung eines Brennelementes wird für bestimmte fluiddynamische Randbedingungen dadurch bestimmt, daß die zugeführte Leistung so lange erhöht wird, bis an einem Heizstab Siedeübergang eintritt. Der mit dem Siedeübergang verbundene Temperatursprung wird durch Thermoelemente festgestellt.

Der Vergleich zwischen gemessener und berechneter Siedeübergangsleistung ist für das 8×8 -Brennelement durchgeführt worden. Von allen aufgezeichneten Versuchspunkten wurden 200 ausgewählt und nachgerechnet. Für diese 200 Versuchspunkte zeigt Bild 7.9 die berechnete und die gemessene Siedeübergangsleistung. Die Mehrzahl der Punkte liegt unterhalb der Diagonalen, das heißt, die mit der Korrelation berechnete Siedeübergangsleistung ist in der Mehrzahl der Fälle geringfügig kleiner als die gemessene.

Die genaue statistische Analyse für das Berechnungs/Messungs-Verhältnis als Maß für die Übereinstimmung von Korrelation und zugrunde liegenden Meßergebnissen ergibt einen

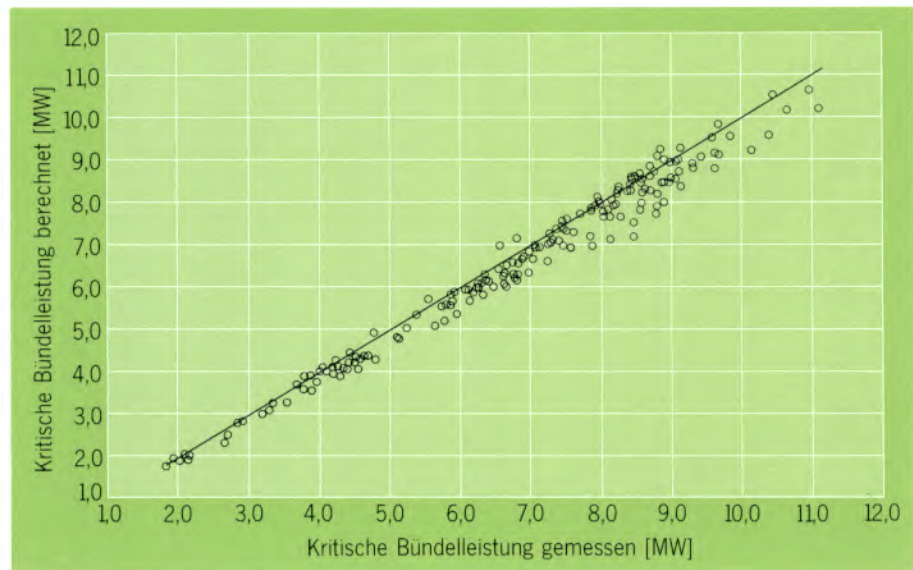


Bild 7.9: Vergleich von berechneter und gemessener kritischer Bündelleistung

Mittelwert von 0,967 und eine Standardabweichung von 0,0383. Diese Werte stimmen gut mit den von der Kraftwerk Union ermittelten Werten überein.

Aus dieser Analyse bestimmt sich auch der Grenzwert des 95/95-Kriteriums. Dieser Wert begrenzt mit einer Aussagesicherheit von 95 % die 95 %-Quantile der Versuchspunkte.

Der Vergleich der vorliegenden Versuchsergebnisse mit der daraus abgeleiteten Korrelation für eine ausreichend große Anzahl von Meßpunkten bestätigt eine gute Übereinstimmung im gesamten Gültigkeitsbereich der Korrelation.

Festlegung eines Grenzwertes

Für die Kernausslegung muß ein Grenzwert für den minimalen Abstand zur Siedeübergangsleistung gefunden werden, der folgende Punkte abdeckt:

- statistische Fehler, z. B. Unsicherheiten in der Korrelation sowie Unsicherheiten bei der Messung der Betriebsparameter,
- systematische Abweichungen, z. B. zulässige Abweichungen vom Normalzustand ohne Eingriff von Begrenzungen oder Sicherheitssystemen,

- die sich bei Transienten ergebende Verringerung des minimalen Abstandes zur Siedeübergangsleistung.

Die statistischen Fehler werden in einer Fehlerrechnung, die alle Einflüsse enthält, einer Toleranzanalyse, berücksichtigt. In der Toleranzanalyse wird für Kernzustände mit vorgegebenem Wert des minimalen Abstandes zur Siedeübergangsleistung in der Nähe von 1 die Anzahl der Brennstäbe berechnet, die gegen Siedeübergang geschützt sind.

Um die sich bei Transienten ergebende Verringerung des minimalen Abstandes zu bestimmen, wurden ausgewählte Transienten analysiert. Hierbei wird auch der zeitliche Verlauf der beiden Kenngrößen MSKHB und MASL für den Siedeübergang verglichen. Die Ergebnisse für die Transiente, Ausfall der Hauptwärmesenke, mit unterschiedlichen Annahmen über die Anregung zur Reaktorschnellabschaltung sind in Bild 7.10 dargestellt. Beide Kenngrößen zeigen einen ähnlichen Verlauf und auch für die verschiedenen Varianten der Transiente die gleiche Abhängigkeit.

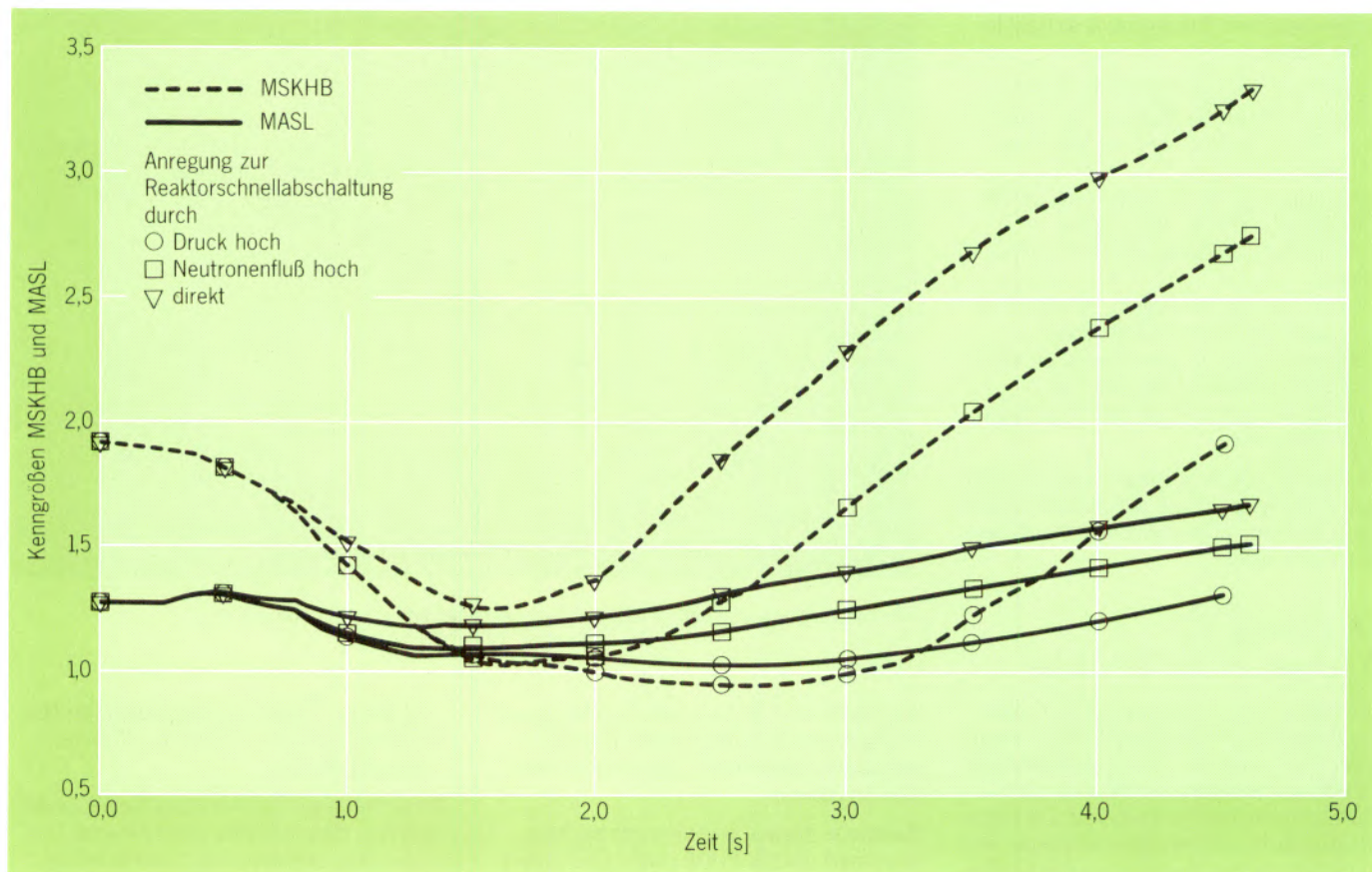


Bild 7.10: Zeitlicher Verlauf der Kenngrößen MSKHB und MASL bei Ausfall der Hauptwärmesenke

Die geschilderten Ergebnisse dienen als Beispiel für die neue thermohydraulische Analyse-methode und zur Bestimmung der Größenord-nung des thermischen Sicherheitsabstandes für Transienten.

Bewertung der thermohydrau-lischen Analyse-methode

Zur zusammenfassenden Bewertung sind fol-gende Einzelpunkte hervorzuheben:

- Die experimentelle Datenbasis beruht auf einer vollständigen Nachbildung des Brenn-elementes einschließlich Abstandshalter. Es sind deshalb keine Annahmen zur Übertrag-barkeit auf konstruktive Verhältnisse im Re-aktor erforderlich.

- Die Aufstellung der Korrelation erfolgte nach allgemeinen Verfahren der Approxima-tionstheorie, so daß eine gute Übereinstim-mung zwischen den mit der Korrelation be-rechneten Werten und den Meßergebnissen erzielt wird.

- Die eigenen Ergebnisse zur statistischen Analyse, also Mittelwert, Standardabwei-chung und 95/95-Grenzwert, stimmen gut mit den Angaben der Kraftwerk Union überein.

- Das Vorgehen in der Toleranzanalyse zur Berechnung eines Grenzwertes unter Einbe-ziehung der statistischen Unsicherheiten von Korrelation und Betriebsparametern ist methodisch korrekt.

- Die Berechnung von ausgewählten Transien-ten zeigt, daß ein ausreichender Abstand zum Siedeübergang vorgegeben werden kann.

Aufgrund der positiven Bewertung und der Vorteile der zugrunde liegenden experimen-tellen Datenbasis wird die Einführung der neuen Analyse-methode befürwortet.

S. Langenbuch und K. D. Schmidt

8.1 Wiederkehrende Prüfungen in Kernkraftwerken

Aufgabenstellung

Wiederkehrende Prüfungen (WKP) tragen wesentlich zur Beurteilung und Erhaltung des auslegungsgemäßen Zustandes aller Systeme und Komponenten des Sicherheitssystems von Kernkraftwerken bei. Daher werden WKP von Betreibern, Sachverständigen und Behörden von Beginn des nuklearen Betriebes aller deutschen Kernkraftwerke an mit großem fachlichen und organisatorischen Einsatz geplant und durchgeführt. Dazu wurden kerntechnische Regeln und BMI-Richtlinien erarbeitet.

Da für viele Systeme und Komponenten des Sicherheitssystems die WKP bisher den einzigen Anforderungsfall darstellen, ist es sehr wichtig, die vorliegenden Erfahrungen auszuwerten im Hinblick auf die Zuverlässigkeit der zugehörigen Komponenten für den auslegungsgemäßen Einsatz. Weder die Kenntnisse aus WKP noch die Erfahrungen mit dem System zur Durchführung von WKP wurden bisher übergreifend für alle Kernkraftwerke der Bundesrepublik ausgewertet.

Der Bundesminister des Innern (BMI) hat daher die GRS beauftragt, bei sämtlichen deutschen Kernkraftwerken eine Untersuchung mit folgenden Zielsetzungen durchzuführen:

● Bestandsaufnahme

- Wirksamkeit der Umsetzung von Forderungen des Genehmigungsverfahrens und von RSK-Empfehlungen zu WKP in die Prüfpraxis unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten,
- Bewertung der WKP hinsichtlich vollständiger Prüfungsdurchführung, Einhaltung von Prüfvorgaben (zeitlich und sachlich) sowie der inhaltlichen Richtigkeit zur Erreichung des Prüfzieles,
- Erfassung und Bewertung der bei WKP aufgetretenen Befunde sowie der bei der Prüfungsdurchführung aufgetretenen Strahlenbelastung des Personals.

● Anlagenübergreifende Empfehlungen

- bewertende Aussage zum praktizierten System der WKP-Durchführung,

- erforderliche inhaltliche Verbesserungen der Prüfungsdurchführung für wichtige Komponenten des Sicherheitssystems,
- Grundlagenerarbeitung für einen Standardprüfplan mit dem Ziel einer Vereinheitlichung der Prüfungsdurchführung zur Harmonisierung des Sicherheitsstandards in allen Anlagen.

Vorgehensweise und Bewertungsmaßstäbe

Um die WKP-Untersuchungen in den einzelnen Anlagen und für die anlagenübergreifende Auswertung vergleichen zu können, wurde für die Erfassung und Bewertung ein einheitlicher „Arbeitsrahmen“ entwickelt und angewandt. Dieser umfaßt die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten. Die untersuchten WKP stellen eine Stichprobe von etwa 20 % aller Prüfungen in den jeweiligen Anlagen dar.

Der Betrachtungszeitraum für die Bewertung der Durchführung verschiedener WKP wurde in Abhängigkeit vom Prüfintervall gewählt. Danach werden in der Regel für wöchentliche Prüfungen ein halbes Jahr, für monatliche bis 6monatliche Prüfungen zwei Jahre und für jährliche und mehrjährige Prüfungen die jeweils letzten zwei Prüfintervalle betrachtet.

Zur Beurteilung der Regelmäßigkeit der durchgeführten WKP wurden die vorgegebenen Prüfintervalle herangezogen. Dazu wurden die in Tabelle 8.1 dargestellten Toleranzen von der GRS entwickelt und angewandt, die auch den betrieblichen Belangen Rechnung tragen. Diese Toleranzen wurden inzwischen in einigen

Prüfintervalle	Toleranzen
1wöchentlich	± 2 Tage
2wöchentlich	± 4 Tage
1monatlich	± 8 Tage
6wöchentlich	± 10 Tage
2monatlich	± 12 Tage
3monatlich	± 16 Tage
6monatlich	± 1 Monat
1jährlich	± 2 Monate
2jährlich	± 4 Monate
4jährlich	± 6 Monate
8jährlich	± 6 Monate

Tabelle 8.1: GRS-Modell der zulässigen Toleranzen für Prüfintervalle bei Wiederkehrenden Prüfungen

Kernkraftwerken angeordnet und haben in KTA-Regelentwürfen Eingang gefunden.

Die sachliche Richtigkeit der durchgeführten WKP wurde durch Vergleich der Prüfungsdurchführung mit den Vorgaben des Prüfhandbuchs, insbesondere der Prüfanweisungen, beurteilt. Relevante Abweichungen von diesen Vorgaben wurden als sachlich falsch eingestuft.

Die Bewertung der inhaltlichen Richtigkeit erfolgte unter den Aspekten, inwieweit die Prüfungsdurchführung geeignet ist, das Prüfziel zu erreichen. Dabei wurden die sicherheitstechnischen Aufgaben des Systems oder der Komponente, die für eine Prüfung vertretbaren betrieblichen Belastungen sowie der heutige Stand der prüftechnischen Möglichkeiten berücksichtigt.

Ergebnisse der bisherigen Untersuchungen

Die Bestandsaufnahme wurde bisher für die Anlagen Kernkraftwerk Obrigheim (KWO), Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR), Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN), Kernkraftwerk Isar (KKI), Kernkraftwerk Unterweser (KKU), Kernkraftwerk Stade (KKS) und Kernkraftwerk Biblis, Block A (KWB-A) durchgeführt. Die Untersuchungen zum Kernkraftwerk Philippsburg (KKP-1) laufen derzeit, ebenso wie erste anlagenübergreifende Auswertungen für Druckwasserreaktor-Anlagen und die Erstellung von Grundlagen für einen Standardprüfplan. Die restlichen Siedewasserreaktoren der Kernkraftwerke Würgassen (KWW) und Brunsbüttel (KKB) sollen nach deren Umrüstungsphasen, frühestens ab Ende 1983, untersucht werden, der Block B des Kernkraftwerks Biblis (KWB-B) etwa zwei Jahre nach Block A, d.h. 1984.

Im folgenden werden einige Ergebnisse der bisherigen Untersuchungen aufgeführt. Verbesserungsvorschläge zu den Prüfinhalten und Aussagen zum Komponentenverhalten aus den WKP-Erfahrungen werden in einem zukünftigen anlagenübergreifenden Vergleich vertieft behandelt.

Anforderungen zu WKP aus dem Genehmigungsverfahren sind in allen untersuchten Anlagen bis auf Einzelfälle vollständig erfüllt. Die Umsetzung von RSK-Empfehlungen zu WKP ist

zum großen Teil auch gegeben. Eine vollständige Umsetzung ist hier nicht ohne weiteres vorauszusetzen, da diese Empfehlungen erst nach Prüfung ihrer Relevanz und konkreter Durchführungsarbeit für die einzelnen Anlagen durch die Landesbehörden angeordnet werden.

Alle Anlagen verfügen über organisatorische und personelle Einrichtungen zur Planung, Durchführung und Bewertung von WKP. Dabei zeigten sich jedoch relativ große Unterschiede. Für einige Anlagen gibt es einen übersichtlich systembezogen aufgebauten Rahmenprüfplan, klare Prüfvorgaben, zentrale Planung, Verfolgung und Archivierung der Prufdokumentation sowie getrennte Verantwortlichkeiten für Prüfungsdurchführung und Ergebnisbewertung. Sie erfüllen damit weitgehend die einschlägigen BMI-Richtlinien und KTA-Regeln. Andere Anlagen haben ein mehr oder weniger geeignetes Prüfsystem, jedoch erfolgt auch hier bereits eine Anpassung an die obengenannte, empfehlenswerte Prüfpraxis.

Die Vollständigkeit der Prüfungsdurchführung als Mittelwert der betrachteten Einzelprüfungen in den einzelnen Anlagen lag zwischen 79 % und 97 %. Die größeren Abweichungen erklären sich in einigen Anlagen aus der unterschiedlichen Beurteilung bei der Vorgabe von Prüfungen z. B. während längerer Stillstandszeiten der Anlagen. Hier sollte klargestellt werden, daß für Systeme, die auch in den Revisionszeiten funktionsfähig bleiben müssen (wie z. B. Notstromversorgung, ND-Einspeisung, soweit sie mit der Lagerbecken-Kühlung vermascht sind, Abluft- und Abwassersysteme, einige Reaktorschuttsignalketten sowie die Brandschutz- und Strahlenschutzinstrumentierung), der Funktionsnachweis durch WKP auch in diesen Zeiten zu erbringen ist. In anderen Fällen entstanden Unterbrechungen in der Prüfungsdurchführung durch Versäumnisse in der Verfolgung der WKP.

Bei der Beurteilung der Regelmäßigkeit der Prüfungsdurchführung ergab sich eine weitgehende Übereinstimmung zwischen dem angeführten GRS-Zeitmodell und der Prüfpraxis in den einzelnen Anlagen. Zeitliche Abweichungen traten zwischen 5 % und 14 % als Mittelwert der untersuchten Einzelprüfungen in den einzelnen Anlagen auf. Dabei ist festzustellen, daß die Prüfungen durch die Betreiber alleine meist nur wenig, die im Beisein der Sachverständigen dagegen oft stark von den zeitlichen Vor-

gaben abweichen, was durch rechtzeitige Planung sicher verbessert werden kann.

Die sachliche Richtigkeit der Prüfungsdurchführung war in den meisten Fällen gegeben. Abweichungen zwischen den Prüfvorgaben und den tatsächlichen Prüfabläufen lagen im Mittel aller Anlagen bei 4 % mit Schwankungen über die einzelnen Anlagen zwischen 1 % und 13 %. Die Abweichungen waren zurückzuführen auf nicht durchgeführte Prüfschritte oder die Eintragung wichtiger Meßwerte, was durch eine ergonomischere Gestaltung der Prüfanweisungen und Prüfprotokolle verbessert werden kann. Daneben wurden technisch begründete Abweichungen von den Prüfvorgaben festgestellt. Diese sollten durch ein zügiges Änderungsverfahren entsprechenden Eingang in die Prüfvorgaben finden.

Befunde treten praktisch bei allen geprüften Systemen und Komponenten auf. Hier liegt der Mittelwert über alle Anlagen bei etwa 8 % mit Schwankungen in den einzelnen Anlagen von 2 % bis 17 %. Sie reichen von registrierpflichtigen, unzulässigen Anzeigen bei der zerstörungsfreien Prüfung von Primärkreis-komponenten, die entweder ausgeschliffen oder nach Überprüfung belassen werden konnten, über häufige Abweichungen mancher Bauteile vom spezifizierten Auslegungszustand bis hin zu Funktionsausfällen von Bauteilen und Komponenten. Diese Befunde liefern ein wertvolles Datenmaterial zur anlagenübergreifenden Bewertung der Zuverlässigkeit von Komponenten und zur Überprüfung der vorgegebenen Prüfintervalle, gemessen an den praktischen Erfahrungen.

Im Zuge der Untersuchungen wurde auch die inhaltliche Angemessenheit der Prüfvorgaben im Hinblick auf das Erreichen des Prüfzieles betrachtet und in Einzelfällen Empfehlungen hierzu ausgesprochen. Ein Beispiel sind die Armaturen gegen Drucküberschreitung des Primär- und Sekundärkreislaufes. Hier wird, ergänzend zu den reinen Funktionsprüfungen, der Einsatz schreibenden Gerätes zur Messung der Totzeiten, der Ventilbewegungen und des Steuerdruckverlaufs empfohlen, um im Vergleich mit dem Neuzustand oder früheren Messungen Abweichungen im Ventilverhalten möglichst frühzeitig erkennen und gegebenenfalls beseitigen zu können. Solche Messungen sollten an ausgewählten Armaturen auch am Ende des jährlichen Betriebszyklus beim Abfahren erfolgen, um mögliche Veränderungen im Ver-

halten der Armatur über den Betriebszyklus feststellen zu können.

Ein anderes Beispiel sind die Innenbesichtigungen von Komponenten. Hier zeigen die aufgetretenen Befunde, daß es gerechtfertigt erscheint, Innenbesichtigungen an wichtigen Komponenten verstärkt durchzuführen, um Veränderungen durch Korrosion, Freißpuren und Anrisse rechtzeitig beseitigen zu können.

Ein weiteres Beispiel sind die bisher üblichen Gängigkeitsprüfungen von Armaturen. Dabei wird es für sinnvoll gehalten, bei sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen den Motorstrom und die Spannung während des Verfahrens aufzuzeichnen, um rechtzeitig unzulässige Veränderungen des Reibverhaltens erkennen zu können.

Darüber hinaus wurden für eine Reihe von Prüfungen Verbesserungen im Prüfablauf angeregt, die zu einer Erhöhung der Sicherheit, aber auch der Praktikabilität des Prüfablaufes beitragen können.

Des weiteren ergeben sich bei der Betrachtung der Prüfinhalte teilweise deutliche Unterschiede zwischen den Forderungen der kerntechnischen Regelwerke und der derzeitigen Prüfungsdurchführung, wie z. B. bei den zerstörungsfreien Prüfungen wichtiger Komponenten des Primärkreislaufes, den Funktionsprüfungen und Kalibrierungen der Aktivitätsmeßstellen und Signalketten des Reaktorschuttsystems sowie den Prüfungen des Sicherheitsbehälters und seiner Durchführungen. Hier sollte eine zügige und ständige Anpassung vorgenommen werden.

Die Strahlenbelastung des Personals wird in allen Anlagen personenbezogen erfaßt. Eine systematische Zuordnung der Personendosis zu einzelnen Tätigkeiten, hier Prüfungen, ist bisher nur in wenigen Anlagen gegeben. Eine regelmäßige tätigkeits- und personenbezogene Strahlenbelastung in ausreichendem Detail ist aber erforderlich, um die Prüfungen mit Strahlenbelastung optimal vorzubereiten und die Wirkung verbesserter Prüfmethode(n) (z. B. mittels fernbedienter, mechanisierter Prüfeinrichtungen) erkennen und bewerten zu können, um dadurch der Minimierungsforderung der Strahlenschutzverordnung nachzukommen. Zur Reduzierung der Strahlenbelastung des Prüfpersonals werden generell mechanisierte Prüfabläufe bei der Reaktordruckbehälter-Prüfung (Bild 8.1) und der Dampferzeuger-Heizrohrprü-

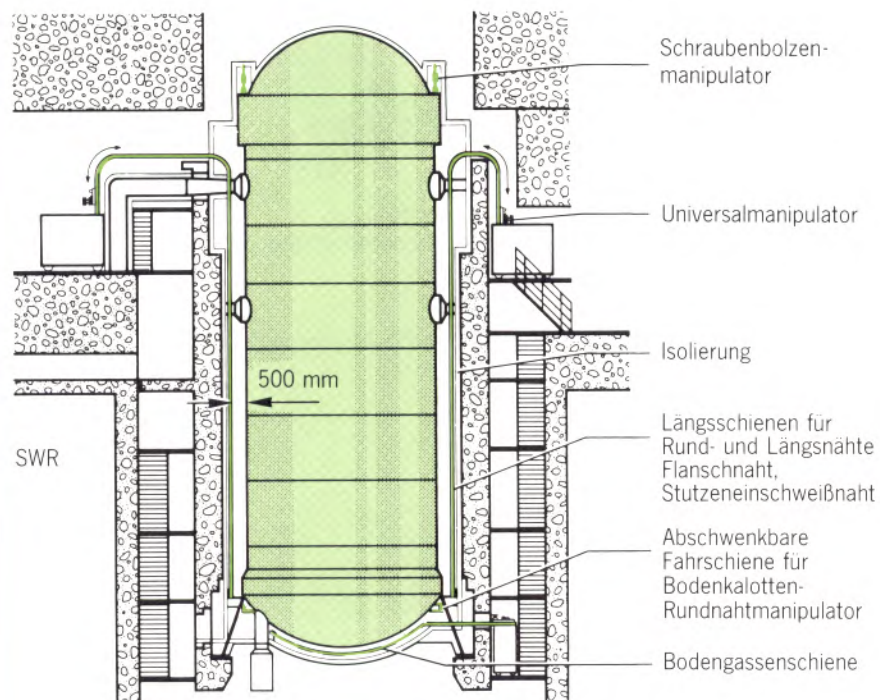
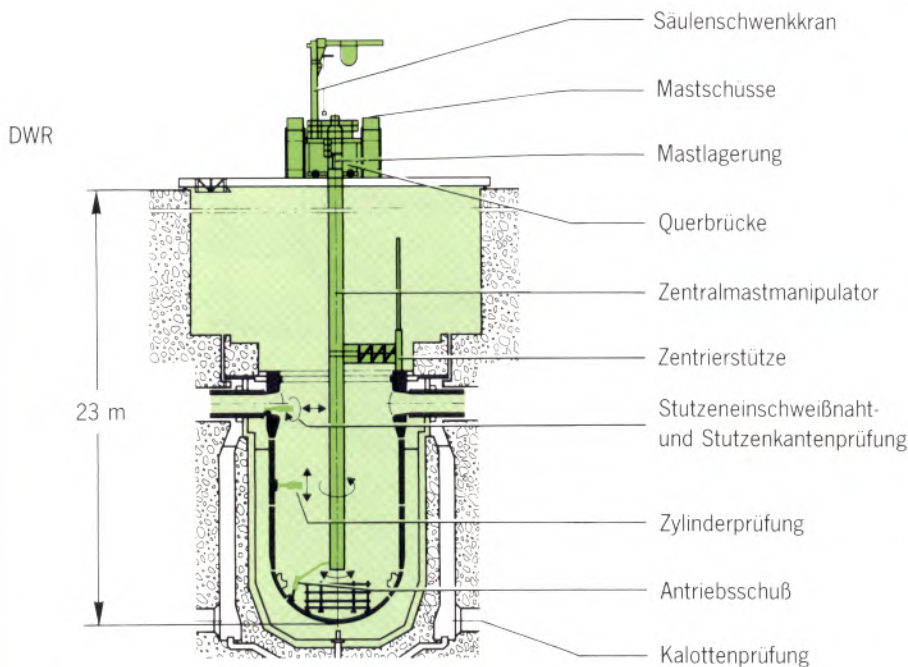


Bild 8.1: Reaktordruckbehälter-Ultraschall-Prüfung (Bild: KWU)

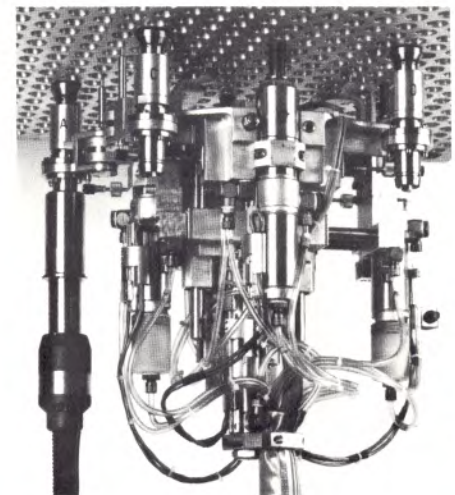


Bild 8.2: Dampferzeuger-Service: Wirbelstromprüfung und Reparaturpositioniereinrichtung „Finger Walker“ (Photos: KWU)

fung (Bild 8.2) eingesetzt. In einzelnen Anlagen werden auch mechanisierte Prüfungen an Rundnähten der Hauptkühlmittelpumpen und -leitungen durchgeführt. Damit wird sowohl eine gute Reproduzierbarkeit, objektiviertere Aufzeichnung, rechnergestützte Auswertung und vor allem eine Reduzierung der Strahlenbelastung des Prüfpersonals ermöglicht. Da aus heutiger Sicht die Komponenten des Primärkreislaufes grundsätzlich fernbedient, mechanisiert mit Ultraschall prüfbar sind (Bild 8.3), sollte dieser Weg verstärkt besritten werden.

WS-Prüfung = Wirbelstromprüfung
 US-Prüfung = Ultraschallprüfung

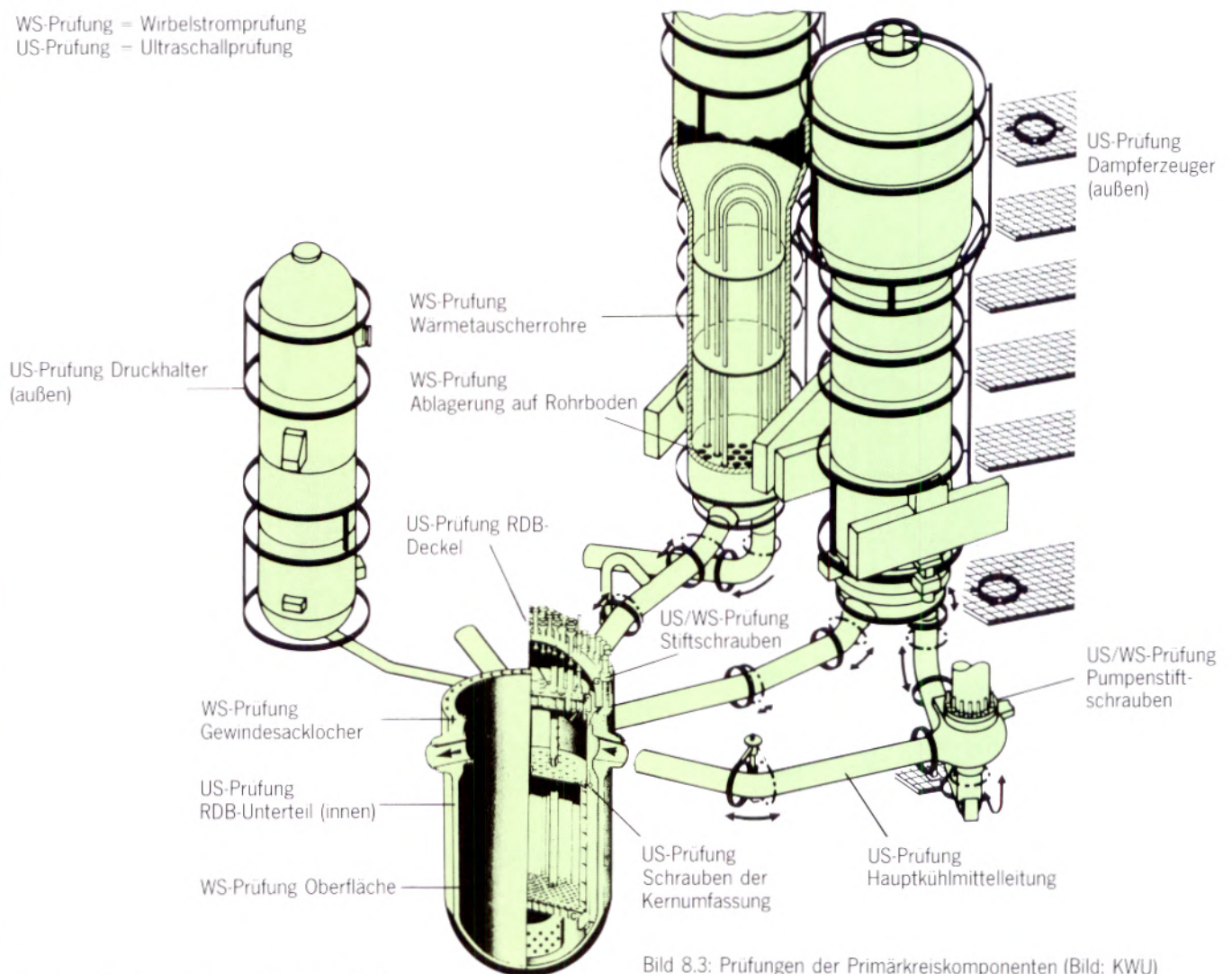


Bild 8.3: Prüfungen der Primärkreislaufkomponenten (Bild: KWU)

Zusammenfassend ist festzustellen, daß WKP ein erprobtes und leistungsfähiges Instrument der Sicherheitsvorsorge sind. Wenn man bedenkt, daß etwa die Hälfte aller bei der GRS gemeldeten Vorkommnisse bei WKP aufgetreten sind, wird die Wichtigkeit regelmäßiger, aussagefähiger Prüfungen im Hinblick auf die Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems offensichtlich. Die Sicherstellung der Aussagefähigkeit von WKP und deren Verbesserung, soweit sicherheitstechnisch erforderlich, ist ein wesentlicher Beitrag zum gesicherten Kernkraftwerksbetrieb.

8.2 Anlagensicherung von kerntechnischen Einrichtungen

Kerntechnische Einrichtungen werden auf der Grundlage des Atomgesetzes und weiterer Verordnungen, Regeln und Richtlinien gegen eine Vielzahl von möglichen und zum Teil sehr unwahrscheinlichen Störfällen bzw. störfallauslösenden Ereignissen in der Weise ausgelegt, daß ihr Auftreten verhindert bzw. beherrscht wird.

Laut Atomgesetz kann eine Genehmigung u. a. nur dann erteilt werden, wenn auch der erforderliche Schutz gegen „Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter“ gewährleistet ist. Solche Einwirkungsversuche, manchmal als Sabotage bezeichnet, müssen also bei der Auslegung kerntechnischer Einrichtungen berücksichtigt werden. Alle mit diesem Thema zusammenhängenden Fragen werden unter dem Begriff „Anlagensicherung“ zusammengefaßt.

Zum Genehmigungsantrag erarbeitet der Antragsteller – das ist der zukünftige Betreiber bzw. der Hersteller der Einrichtung – Unterlagen, die den Nachweis der erforderlichen Maßnahmen u. a. zur Anlagensicherung enthalten, und legt diese der Genehmigungsbehörde vor. Die GRS nimmt dazu als Gutachterorganisation im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren

im Auftrag der Genehmigungsbehörden die Überprüfung der vorgesehenen Maßnahmen vor. Sie gibt in Form von Stellungnahmen und Gutachten Empfehlungen, ob diese ausreichend bemessen oder an welchen Stellen Ergänzungen erforderlich sind. Dieser Begutachtung wird das Gefährdungspotential der jeweiligen Einrichtung sowie das dafür erforderliche Sicherungsniveau zugrunde gelegt. Dabei orientieren sich die Gutachter an nationalen Kriterien, wie sie von den zuständigen Gremien niedergelegt sind, und an internationalen Empfehlungen. Durch Beteiligung an den Genehmigungsverfahren und durch Grundsatzuntersuchungen liegen darüber hinaus ausreichende Erfahrungen auf diesem Gebiet vor.

Zusätzlich zu den Aufgaben im Genehmigungsverfahren verfolgt die GRS im Auftrag des Bundesministers des Innern die Entwicklung auf diesem Gebiet sowohl im nationalen als auch im internationalen Bereich. So führt sie Grundsatzstudien durch, z. B. zum Gefährdungspotential von kerntechnischen Anlagen und über die Möglichkeit der Beherrschung von verschiedenen Bedrohungsformen.

Neben diesen Arbeiten regt die GRS Untersuchungen zu baulich-technischen Maßnahmen an und ist bei deren Ausführung und der Festlegung von Randbedingungen beteiligt. So sind z. B. in der Vergangenheit Untersuchungen zur Widerstandsfähigkeit von Bauelementen, wie spezielle Wandaufbauten und Sondertüren,

auch unter Anwendung extremer Hilfsmittel, wie spezieller Sprengladungen, durchgeführt worden (Bild 8.4).

Zu Detektierungsanlagen laufen Dauertests, um unter unterschiedlichen Witterungsbedingungen im Langzeitbetrieb die Funktionsfähigkeit von Detektierungssystemen zu ermitteln.

Zu Zaunsystemen wurden Überwindungsversuche durchgeführt (Bild 8.5).

Diese Arbeiten und die daraus resultierenden Erkenntnisse fließen nach entsprechender Beratung wiederum in zu berücksichtigende Kriterien und somit in die zu planenden Maßnahmen ein.

Gefährdungspotential

Das Gefährdungspotential kerntechnischer Einrichtungen wird nach zwei verschiedenen Gesichtspunkten beurteilt: zum einen nach der Möglichkeit, den in kerntechnischen Einrichtungen verwendeten Kernbrennstoff zu entwenden und z. B. zum Bau von nuklearen Sprengsätzen bzw. zu Erpressungszwecken zu mißbrauchen, zum anderen nach der Möglichkeit, durch eine Beeinträchtigung bestimmter Systeme einer Anlage Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu bewirken. Je nach Anlage kann einer der beiden Gesichtspunkte dominieren oder aber beide Gesichtspunkte sind in gleicher Weise von Bedeutung.

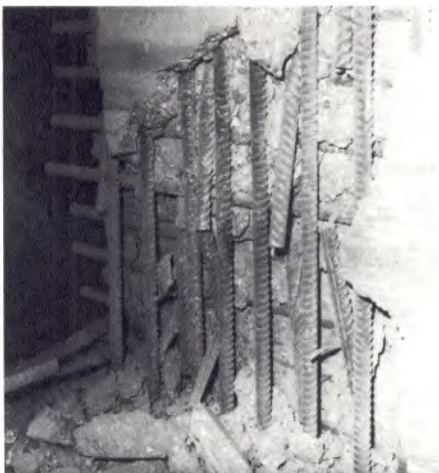


Bild 8.4: Widerstandsfähigkeit einer Wand bei Detonation einer Sprengladung



Bild 8.5: Überwindungsversuch an einer Zaunanlage

Bei der Beurteilung der Höhe des Gefährdungspotentials wird dann analysiert, inwieweit und wie erfolgversprechend bei einem Sabotageanschlag die Möglichkeit zu einer solchen Freisetzung oder Entwendung ist. Diese Analyse führt dann zu der Einstufung der betreffenden Anlage in eine der drei international vorgesehenen Kategorien von Gefährdungsklassen (Tabelle 8.2) bzw. bei niedrig angereichertem Material, wie es in Brennelementfabriken in größeren Mengen gehandhabt und gelagert wird, in eine in der Bundesrepublik Deutschland zusätzlich eingeführte Kategorie (S).

Der Kategorie I mit den höchsten Anforderungen sind beispielsweise kommerzielle Kernkraftwerke und Wiederaufarbeitungsanlagen zugeordnet, der Kategorie II mit geringeren Anforderungen in der Regel je nach Leistung Forschungsreaktoren und der Kategorie III mit geringen Anforderungen Labore und Institute mit kleinen Umgangsmengen an Kernbrennstoffen.

Bei Kernkraftwerken ist der Gesichtspunkt der Freisetzung radioaktiver Stoffe maßgebend; eine Entwendung von Kernbrennstoff ist aufgrund der physikalisch-technischen Beschaffenheit höchst unwahrscheinlich.

Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist bei der Konzeption heutiger Kernkraftwerke nur auf indirektem Weg möglich, da die Radioaktivität führenden Leitungen und Behälter einem direkten Zugriff entzogen sind, d. h. Täter müßten auf bestimmte Anlagenteile einwirken, um Störfälle auszulösen und zusätzlich die zu deren Beherrschung erforderlichen Systeme zerstören.

Sicherungsmaßnahmen

Im folgenden soll am Beispiel von Kernkraftwerken auf die Sicherungsmaßnahmen eingegangen werden, wobei sich jedoch wegen der Wirksamkeit solcher Maßnahmen eine zu detaillierte Darstellung verbietet.

Aus Gründen der Anlagensicherheit besitzen Kernkraftwerke eine Fülle von Einrichtungen und Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen. Das sind z. B. Reaktorschutzsystem, automatisch wirkende Sicherheitssysteme, Strangtrennung, räumliche Trennung.

In Verbindung mit den baulichen Maßnahmen (mit weit über das sonst übliche Maß hinausgehenden Wandstärken), die insbesondere gegen

Material	Form	Kategorie		
		I	II	III
Plutonium	unbestrahlt	über 2 kg	0,5 bis 2 kg	unter 0,5 kg
Uran - 235	unbestrahlt			
	– angereichert auf über 20% ²³⁵ U	über 5 kg	1 bis 5 kg	unter 1 kg
	– angereichert auf 10 – 20% ²³⁵ U	–	über 10 kg	unter 10 kg
	– angereichert auf bis zu 10% ²³⁵ U	–	–	über 10 kg
Uran - 233	unbestrahlt	über 2 kg	0,5 bis 2 kg	unter 0,5 kg

Tabelle 8.2: Kategorisierung von Kernmaterialien

Flugzeugabsturz und Explosionen getroffen werden, bilden sie ein gewisses Potential, das bei der Planung und Beurteilung eines ausreichenden Sicherungsniveaus gegen Einwirkungen Dritter herangezogen werden kann.

Zusätzlich zu diesen bereits aus anderen Gründen konzipierten Maßnahmen werden zur Ausfüllung des allgemeinen Schutz- und Sicherungskonzeptes, das aus dem Zusammenwirken betreiberseitiger präventiver Maßnahmen und den Maßnahmen der Polizei im akuten Gefahrenfall besteht, die folgenden Vorkehrungen getroffen:

- Umschließung des Geländes mit einer qualitativ hochwertigen Zaunanlage,
- technische Detektierungsanlage im Bereich dieser Umschließung zur Erkennung unbefugten Eindringens in die Anlage,
- Sicherung des Geländes gegen einen Anschlag unter Verwendung von Fahrzeugen (natürliche Hindernisse wie Flüsse, Acker oder bauliche Maßnahmen wie Boscungen, Gräben, Fahrzeugschleusen),
- Zuordnung von wichtigen Systemen zu Bereichen, die entweder bereits durch andere Anforderungen oder aber aufgrund der Sabotagesicherung mit Barrieren umgeben werden,
- Zugangskontrollen sowohl beim Betreten des Geländes als auch zu wichtigen Bereichen; dazu gehören Identifikation, Gepäckkontrolle und Kontrolle auf mitgeführte Gegenstände sowie die Dokumentation der Personsbewegung,
- mehrfach an verschiedenen Orten der Anlage gesichert vorhandene unterschiedliche Kommunikationssysteme, um sowohl eine

Unterrichtung des Personals untereinander als auch im Gefahrenfall der Polizei zu ermöglichen,

- Beleuchtung der Umschließung und eines gewissen Bereichs des Vorfeldes sowie des gesamten Geländes, wobei die Beleuchtungsstärke unterschiedlich dem jeweiligen Bereich und auch der Gefahrenlage angepaßt sind.
- Die ergänzende überwachende Funktion übernimmt in dem Gesamtsystem der genannten Maßnahmen ein Sicherheitsdienst, der dann in einem Sabotagefall die Aufgabe hat, zusammen mit Alarmanlagen, Kommunikationsmitteln, Barrieren sowie entsprechender Ausbildung und Ausrüstung bis zum Eintreffen der Polizei die Sicherheit der Anlage zu gewährleisten.

Bei der Beurteilung dieser Maßnahmen werden sowohl Anschläge Fremder von außerhalb der Anlage als auch Anschläge im Inneren einer Anlage (z. B. durch Besucher, Mitarbeiter von Fremdfirmen, aber auch durch Betriebsangehörige) betrachtet.

Alle vorgenannten Maßnahmen zusammen mit den von der Polizei am Standort kerntechnischer Einrichtungen zusätzlich getroffenen Maßnahmen lassen die Wahrscheinlichkeit eines erfolgreichen Anschlages auf solche Anlagen gering erscheinen. Das zeigt auch die bisherige Erfahrung, wonach es auf der ganzen Welt noch keinen wirksamen Anschlag auf eine in Betrieb befindliche kerntechnische Einrichtung gegeben hat.

Abteilung Betriebsverhalten

8.3 Abschätzung des Bruchverhaltens rißbehafteter Strukturen

Ein wesentliches Teilgebiet der strukturmekanischen Aufgaben der GRS ist die Bewertung des Bruchverhaltens maschinentechnischer Komponenten in der Kerntechnik. Dies schließt neben den Arbeiten der Begutachtung im Auftrag der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden auch die Weiterentwicklung und die Verifikation fortgeschrittener Berechnungsmethoden mit ein.

Im Rahmen eines Forschungs- und Entwicklungsvorhabens, in dem Verfahren zur Beschreibung des Bruchverhaltens von Behältern und Rohrleitungen erarbeitet und ausgetestet werden, wird sowohl der Weg über detaillierte Analysen mit Hilfe von Finite-Elemente-Programmen als auch die Möglichkeit für ingenieurmäßige Abschätzungen verfolgt. Das Ziel hierbei ist, Methoden zu entwickeln, die das Bruchverhalten der Komponenten in kerntechnischen Anlagen vorauszusagen gestatten. Über ein noch recht neues zukunftsreiches Näherungsverfahren wird im folgenden berichtet.

In den letzten Jahren wurde in den USA im Auftrag des Electric Power Research Institute (EPRI) von General Electric (GE) ein Bruchmechanik-Handbuch zur ingenieurmäßigen Abschätzung des Bruchverhaltens rißbehafteter Strukturen erarbeitet.¹⁾ Basierend auf umfangreichen Finite-Elemente-Detailanalysen und einer breiten Palette von Versuchen wurde eine Reihe von Näherungsgleichungen abgeleitet, die im Zusammenhang mit einem dazugehörigen Tabellenwerk die Abschätzung des Rißverhaltens in speziellen, zweidimensional beschreibbaren Strukturen erlauben. Das Schwergewicht dieser Näherungsverfahren liegt auf den Aussagen für elastisch-plastisches Werkstoffverhalten. Für zylindrische Bauteile sind zur Zeit die beiden folgenden Anwendungsfälle als standardisierte Lösungen tabelliert:

- Zylinder mit langer innenliegender Oberflächenkerbe in Richtung der Zylinderachse und
- Zylinder mit innenliegender Oberflächenkerbe in Umfangsrichtung des Zylinders.

In Bild 8.6 ist das Grundkonzept des Bruchmechanik-Handbuchs schematisch dargestellt. Aus den geometrischen Abmessungen a , b , R_i und R_o des zu untersuchenden Bauteils und aus dem Exponenten n des Spannungs-Dehnungsverlaufs, der das mechanisch-technologische Werkstoffverhalten beschreibt, leiten sich tabellierte Funktionswerte h ab.

Gemeinsam mit diesen Funktionswerten, den Geometrieangaben a/b und R_i/R_o für das Bauteil und der Größe der Bauteilbelastung p führen die durch die Ramberg-Osgood-Funktion dargestellten Werkstoffeigenschaften zu den Näherungsgleichungen der elastisch-plastischen Bruchmechanik. In ihnen werden die rein elastischen Anteile J_E mit den plastischen J_P summiert. In der Summengleichung für das J-Integral

$$J_{EP} = J_E + J_P,$$

das im wesentlichen die in der Struktur gespeicherte Energie darstellt, die aufgrund der Bauteileigenschaften und der Bauteilbelastungen das Rißwachstum vorantreibt, wird über die bekannte Bezeichnung aus der linear elastischen Bruchmechanik der J_E -Wert aus dem Spannungsintensitätsfaktor K_I vor der Rißspitze und aus der Werkstoffsteifigkeit E' errechnet

$$J_E = K_I^2/E'.$$

Für den plastischen Anteil J_P wird im Bruchmechanik-Handbuch die direkte Proportionalität zur $n+1$ -ten Potenz der aufgetragenen Bauteilbelastung p/p_0 genutzt

$$J_P = \alpha \sigma_0 \varepsilon_0 h_{(a/b, R_i/R_o, n)} (p/p_0)^{n+1}$$

wobei der Exponent für die Belastung aus dem verwendeten Werkstoffgesetz abgeleitet ist. Im einzelnen sind d , n , σ_0 , ε_0 in der Werkstoffbeschreibung nach Ramberg-Osgood und $c = b-a$ als die Breite des Restligaments vor der Rißspitze definiert. Der Funktionswert h gibt die Ergebnisse der umfangreichen Finite-Elemente-Analysen wieder, auf die sich die Handbuchnäherungen stützen, und p_0 steht für die Grenz- bzw. Kollapslast des Bauteils, die dann erreicht ist, wenn das Restligament unter der Voraussetzung idealplastischen Werkstoffverhaltens voll durchplastifiziert ist.

Über das J-Integral hinaus sind im Bruchmechanik-Handbuch auch die Näherungsgleichungen für die Rißöffnung und für die Verschiebung der Lastangriffsstelle angegeben. Mit Hilfe der Bestimmungsgleichung für J_{EP} wird dann

eine Kurvenschar für konstante Bauteilbelastungen errechnet, die den Verlauf des elastisch-plastischen J-Integrals in Abhängigkeit von der Rißtiefe darstellt (Bild 8.6, links unten). Diese Kurvenschar gibt für eine fest vorgegebene Bauteilgeometrie und -belastungsart und für ein mit der Ramberg-Osgood-Funktion beschriebenes Werkstoffverhalten die auf die unmittelbare Rißspitzenumgebung bezogene Energie wieder, die, in Abhängigkeit von der Rißlänge, durch die Höhe der aufgetragenen Bauteilbelastung für ein mögliches Rißwachstum zur Verfügung steht.

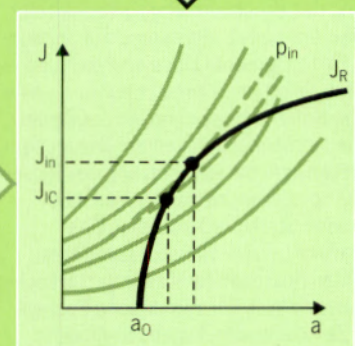
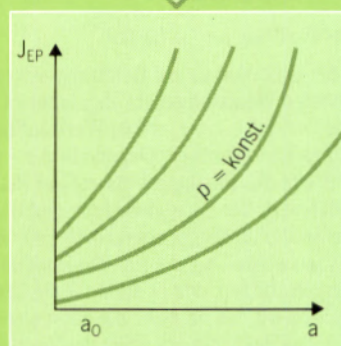
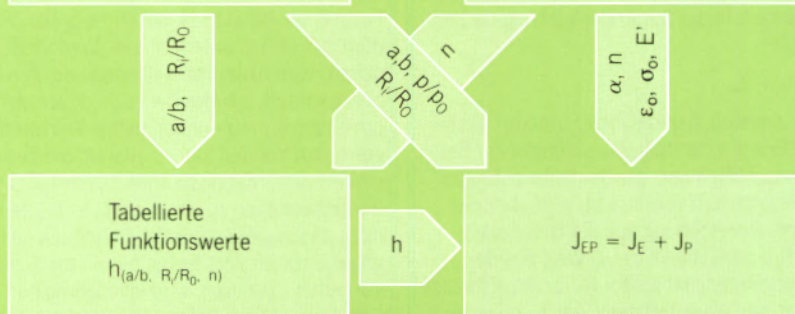
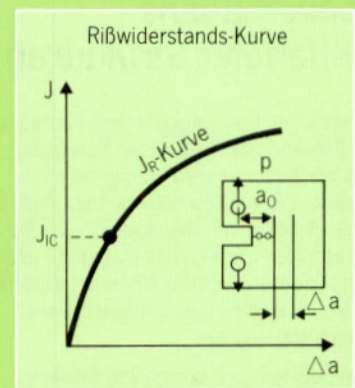
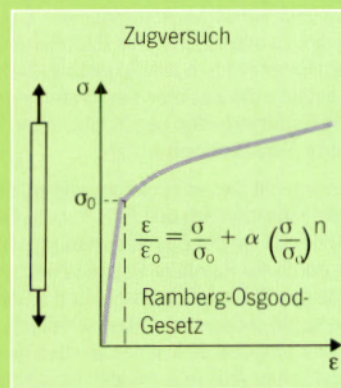
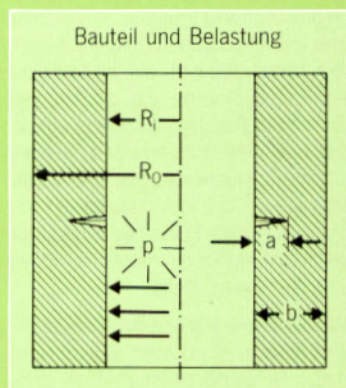
Die Widerstandszähigkeit des Werkstoffs gegen stabiles Rißwachstum leitet sich im wesentlichen aus der Werkstoffzähigkeit ab und wird in Form einer Rißwiderstandskurve J_R dargestellt (Bild 8.6, rechts unten). Diese „Werkstoffeigenschaft“ wird experimentell an genormten Proben ermittelt. Inwieweit es sich dabei wirklich um eine geometrieunabhängige Werkstoffeigenschaft handelt, die es erlaubt, die gewonnenen Probenergebnisse ohne Korrektur auf das Bauteilverhalten zu übertragen, ist heute noch nicht abschließend geklärt. Da jedoch keine abgesicherten Vorschläge für ein modifiziertes Vorgehen existieren, wird im allgemeinen – und das nicht nur bei der Verwendung des Bruchmechanik-Handbuchs – die so gewonnene J_R -Kurve auch für Bauteile verwendet.

Nach einem von der American Society for Testing and Materials (ASTM) erarbeiteten Verfahren²⁾ wird aus dem J_R -Kursenverlauf der J-Wert bestimmt und mit J_C benannt, bei dessen Erreichen in der Probe bzw. im Bauteil das stabile Rißwachstum beginnt.

Aus der Überlagerung der im Bauteil gespeicherten Rißwachstumsenergie in Form der Kurvenschar J_{EP} und der Rißwiderstandskurve können die Bauteilbelastungen abgelesen werden, die zum Beginn des stabilen, nur durch Laststeigerung weiter fortschreitenden und zum Beginn des instabilen Rißwachstums führen. Dabei orientiert sich die Lage der J_R -Kurve

¹⁾ Kumar, V., M. D. German and C. F. Shih: An Engineering Approach for Elastic-Plastic Fracture Analysis. General Electric Company, NP-1931. Research Project 1237-1, Topical Report, July 1981

²⁾ Annual Book of ASTM Standards, Part 10, E 813. Hrsg: American Society for Testing and Materials, Philadelphia, Pa. 1982



Rißeinleitung $J_{\text{Bauteil}} = J_{IC}$

Rißinstabilität $\left(\frac{dJ}{da} \right)_{\text{Bauteil}} \geq \left(\frac{dJ}{da} \right)_{\text{Werkstoff}}$

im gemeinsamen Achsensystem an der Anfangsrißlänge a_0 auf der Abszisse und am J_{IC} -Wert auf der Ordinate. Der Schnittpunkt der Kurvenschar $J_{(a)}$ mit der J_R -Kurve in dem Punkt, der dem J_{IC} -Wert zugeordnet ist, bestimmt die Bauteilbelastung, die zur Einleitung des stabilen Rißwachstums führt.

Der J-Wert für den Beginn des instabilen Rißwachstums, J_{in} , und die dazugehörige Bauteilbelastung p_{in} ergeben sich aus dem gemeinsamen Tangentenpunkt mit gleicher Steigung für die Kurvenschar $J_{(a)}$ und die J_R -Kurve, d. h. für die Bedingung

$$(dJ/da)_{Bauteil} \geq (dJ/da)_{Werkstoff}$$

Oberhalb dieses Punktes führt die im Bauteil gespeicherte Energie zum instabilen Rißwachstum. Die Bedingungen, die zu einem sich daraus anschließenden Rißstopp führen können, werden im Handbuch nicht behandelt.

Nach diesem Verfahren können mit Hilfe des Bruchmechanik-Handbuchs für spezielle rißbehaftete Strukturen, deren wesentliche Eigenschaften und Randbedingungen sich auf eine gemeinsame zweidimensionale Problembeschreibung reduzieren lassen, die Bauteilbelastungen abgeschätzt werden, die zum stabilen und zum instabilen Rißwachstum führen. Darüber hinaus ist eine Angabe über die Größe der stabilen Rißerweiterung möglich.

In Bild 8.7 ist das Ergebnis einer Abschätzung mit dem Handbuch für eine Compact-Tension-(CT)-Probe der Breite 36 mm aus dem Werkstoff 22 NiMoCr 37 (Sonderschmelze) dargestellt. Der Versuch wurde bei einer Temperatur von 300 °C von der Staatlichen Materialprüfungsanstalt (MPA) in Stuttgart durchgeführt und ergab für diesen, auf der Grenze zwischen sprödem und zähem Materialverhalten liegenden Werkstoff eine maximale Versuchslast von etwa 95 kN bzw. 2600 N/mm. Diese Versagenslast der Probe ist in erster Näherung mit dem Beginn des instabilen Rißwachstums gleichzusetzen, das mit dem Handbuch für den Grenzfall des ebenen Spannungszustands auf 2300 N/mm abgeschätzt wurde. Für die Annahme eines ebenen Dehnungszustands in der Probe ergab die Handbuchabschätzung ein p_{in} von etwa 3000 N/mm.

Ein Vergleich dieser Rechenergebnisse mit dem Experiment zeigt, daß unter Verwendung der Mittelwerte aus dem Streuband der mechanisch-technologischen Werkstoffeigen-

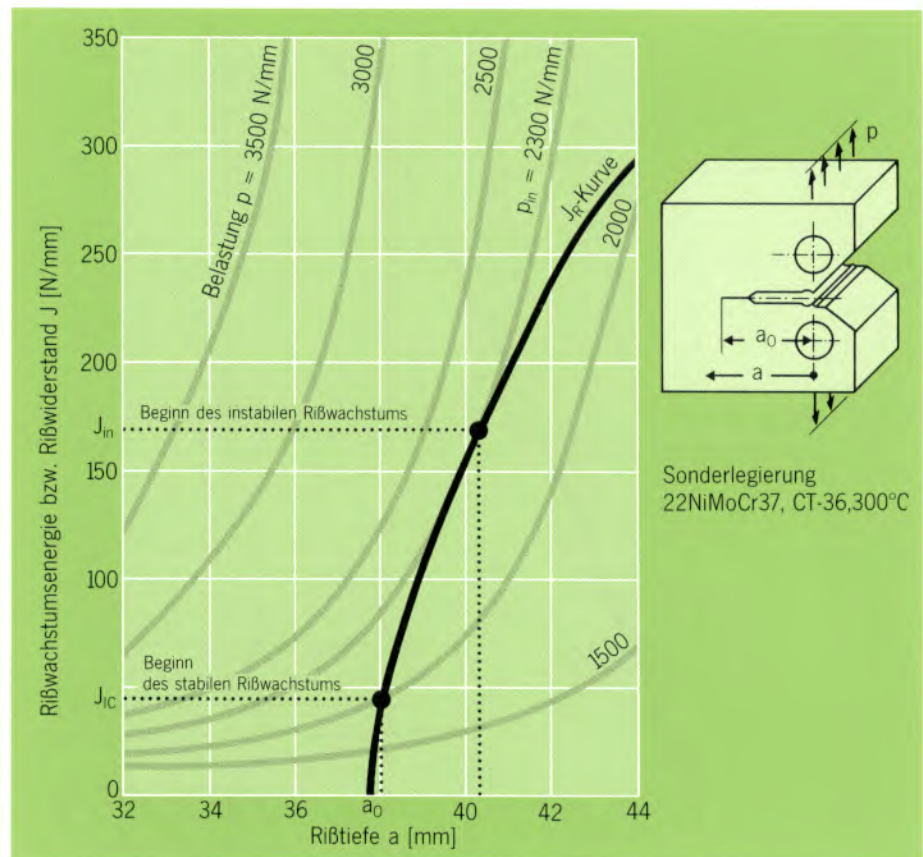


Bild 8.7: Abschätzung des Rißverhaltens in einer CT-Probe (ebener Spannungszustand)

schaften und der unteren Einhüllenden für die experimentell gewonnenen bruchmechanischen Werkstoffkennwerte J_{IC} , einschließlich des sich daran anschließenden J_R -Verlaufs, die Handbuchabschätzungen für die beiden Grenzfälle des ebenen Spannungs- und des ebenen Dehnungszustands das dreidimensionale Probenverhalten recht gut eingrenzen.

Bild 8.8 gibt das Ergebnis der Handbuchabschätzung für das Bruchverhalten eines Versuchsbehälters der MPA (BVS 030) mit Innendruckbelastung wieder. Dieser langgestreckte Zylinder mit außenliegender Längskerbe, aus dem gleichen Werkstoff wie die CT-Probe und ebenfalls bei einer Versuchstemperatur von 300 °C untersucht, versagte im Experiment bei einer Höchstlast von etwa 130 bar. Mit Hilfe des Bruchmechanik-Handbuchs wurden der Beginn des stabilen Rißwachstums mit 90 bar

und der Beginn des instabilen Rißwachstums, der auch in diesem Fall in erster Näherung mit der maximalen Versuchsbelastung gleichzusetzen ist, mit etwa 135 bar abgeschätzt. Wie für die CT-Probe wurden auch für die Behälterrechnung die Mittelwertdaten der mechanisch-technologischen Werkstoffeigenschaften und für die bruchmechanische Rißwiderstandskurve einschließlich des J_{IC} -Wertes die untere Streubandeinhüllende der Versuchsdaten verwendet.

Der Grund für die gute Übereinstimmung der Ergebnisse von Handbuchanalyse und Behälterexperiment liegt trotz der großen Streubreiten der Eingangsparameter, aus denen die Werte für die Rechnung ausgewählt wurden, und der Gleichbehandlung von Innen- und Außenkerbe mit dem Handbuch unter anderem auch darin, daß das Versagen des Behälters im

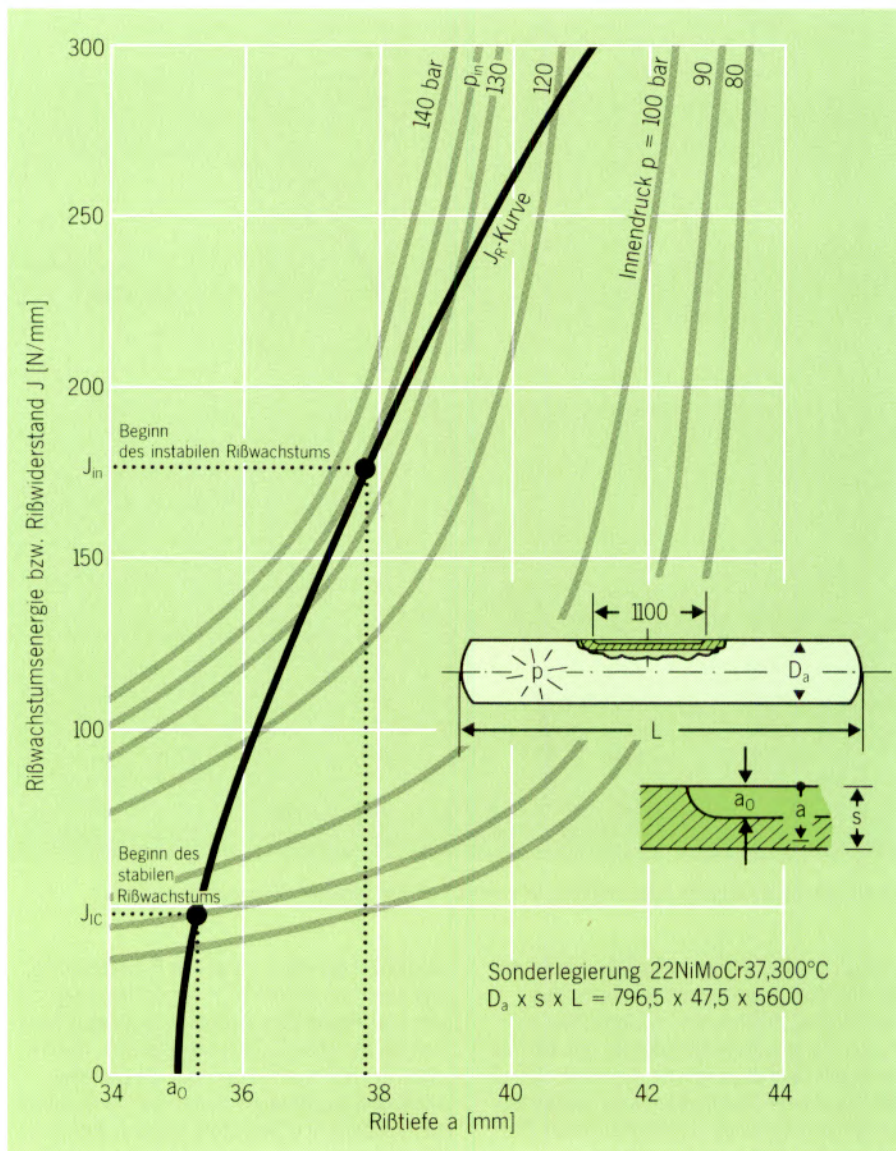


Bild 8.8: Abschätzung des Rißverhaltens in einem Versuchsbehälter (BVS 030)

wesentlichen von der Grenztraglastfähigkeit des Restligaments gesteuert wird. Die auf der Basis des linear elastisch-idealplastischen Werkstoffverhaltens ermittelte Kollapslast für das Restligament vor der Rißspitze liegt praktisch auch bei 135 bar.

Weitere Abschätzungen für andere, bei der MPA durchgeführte Behälterexperimente werden zeigen, wie gut die Handbuchanalysen für gekerbte Behälter aus duktilerem Werkstoff sind, bei denen sich die Kollapslast deutlich von der Belastung unterscheidet, die zum Beginn des instabilen Rißwachstums führt.

Die Summe unserer bisherigen Erfahrungen mit dem Bruchmechanik-Handbuch zeigt, daß dem Ingenieur hier ein Analysewerkzeug an die Hand gegeben ist, mit dessen Hilfe zufriedenstellende Abschätzungen für spezielle Problemstellungen des Bruchverhaltens von rißbehafteten Strukturen möglich sind.

D. Azodi und M. Glahn

Der Bereich Forschungsbetreuung

9

Der Bereich Forschungsbetreuung (FB) hat im Jahre 1982 seine Arbeiten für die im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) und des Bundesministers des Innern (BMI) durchgeführten Forschungsvorhaben zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen und zum Strahlenschutz fortgesetzt. Seine Aufgabe dabei ist, Vorhaben von der fachlichen Beurteilung des Antrages oder Angebotes über die Sicherstellung einer fachgerechten Abwicklung unter Einhaltung von Zeit- und Kostenrahmen bis zur sicherheitstechnischen Bewertung ihrer Ergebnisse zu begleiten. Neben diesen Arbeiten für die im Berichtsjahr laufenden Vorhaben lag ein zusätzlicher Schwerpunkt in der fachlichen Weiterentwicklung des BMFT-Programms zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren (LWR), die den jüngsten Entwicklungen der Risikodiskussion im In- und Ausland folgt. Den BMI unterstützte der Bereich beratend und organisatorisch bei der Lösung von grundsätzlichen Problemen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Als Projektträger für das Programm Forschung zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren (LWR-Programm) des BMFT hat der Bereich Forschungsbetreuung im Berichtsjahr 101 Vorhaben mit Gesamtkosten von 230,7 Mio. DM fachlich und administrativ, darüber hinaus 59 Vorhaben mit Gesamtkosten von 90,2 Mio. DM projektbegleitend nur fachlich betreut. Neben der Sicherstellung einer termin- und kostengerechten Abwicklung ist es dabei wichtigste Aufgabe der FB, in Gesprächen und Diskussionen mit Auftragnehmern und anderen Sachverständigen die Übereinstimmung der Vorhabensziele mit den im LWR-Programm niedergelegten Gesamtzielen sicherzustellen und gegebenenfalls neuen Entwicklungen der Forschung durch Anpassung oder Ergänzung zu entsprechen. Der Beitrag der FB zu den Vorhaben endet mit einer abschließenden Wertung der Ergebnisse im Hinblick auf ihren Beitrag zur Reaktorsicherheit.

2. Tagung Reaktorsicherheitsforschung

Zur Darstellung neuerer Forschungsergebnisse und -tendenzen in der Öffentlichkeit richtete im Mai 1982 die FB im Auftrage des BMFT die zweite Tagung „Reaktorsicherheitsforschung“

aus, auf der neue Ergebnisse aus den Sachbereichen „Mensch/Maschine-Wechselwirkung“, „Betriebssicherheit“, „Störfallabläufe“ und „Risiko“ nicht nur von Mitarbeitern der GRS, sondern auch von anderen Forschungsinstituten und der Industrie vorgestellt wurden. Von der FB gelieferte Beiträge zu ihrem Projektvorschlag „Zusammenspiel zwischen Mensch und Maschine im Hinblick auf die Minimierung von Störfallrisiken“ und zu „Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von Risikostudien als Beitrag zur Prioritätensetzung in der Reaktorsicherheitsforschung“ hatten zum Ziel, die Diskussion zu diesen Themen zu eröffnen.

Spezielle Transienten

Für den Problemkreis „spezielle Transienten“ wurde ein Vorschlag zum weiteren Vorgehen erarbeitet. Entsprechend dem Beratungsergebnis eines Expertengremiums sieht er schwerpunktmäßig die Ertüchtigung von Modellen und Codes zur Beschreibung von Einzelphänomenen und des Verhaltens der Gesamtanlage vor. In einem ersten Schritt sollen Sensitivitätsstudien den Einfluß von Unsicherheiten in den Modellen auf sicherheitstechnisch relevante Parameter ermitteln. Erst wenn auf ihrer Basis eine ausreichende Aussagegenauigkeit nicht zu erreichen ist, sind in einem zweiten Schritt gezielt Experimente geplant.

Aerosolverhalten im Containment bei hypothetischen Störfällen mit Kernschmelzen

Beim Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) wurde ein Rechencode (NAUA) zur Beschreibung der Aerosolablagerung im Containment nach einem Kernschmelzunfall entwickelt und an kleineren Experimenten verifiziert. Seine Ergebnisse deuten darauf hin, daß nach Versagen des Containments mit erheblich geringeren Freisetzungen zu rechnen ist, als in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A, für die Freisetzungskategorie (FK) 6 angenommen worden war, was eine erhebliche Verringerung der Unfallfolgen bedeuten würde. Unter Mitarbeit der FB wurden Experimente geplant und eingeleitet, die dieses natürliche Rückhaltevermögen des Containments auch im Großmaßstab nachweisen sollen. Die Untersuchungen werden in dem Modell-Containment (600 m³ Volumen, Geometrie ähnlich Biblis) des Battelle-Instituts durchgeführt. Weitere Partner des Vorhabens, das 1985 abge-

schlossen sein wird (Mittelbedarf ca. 10 Mio. DM), sind das Schweizer Institut EIR (Aerosolmeßtechnik), die Kraftwerk Union (KWU) (Aerosolgeneratoren) und das KfK (Analyse).

Betriebssicherheit

Aus den Projekten „Qualitätssicherung“ (QS), „Komponentensicherheit“ (KS), „Behälterversagen“ (BV), „Mensch/Maschine“ (MM) sowie „Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung“ (SS) des Sachbereichs Betriebssicherheit können die folgenden Themen besonders herausgehoben werden:

Im Projekt „QS“ wurde das Schwergewicht der Untersuchungen auf die innenoberflächennahen Zonen der Primärkreis Komponenten bzw. auf dünnwandige Bauteile gelegt, da diese Bereiche durch Betriebsbeanspruchungen (thermische Gradienten, Versprödung) am stärksten belastet werden. Dementsprechend wurden vor allem Verfahren untersucht (z. B. Wirbelstrom, Oberflächenwellen), die auf oberflächennahe Zonen ausgerichtet sind. Sie wurden im Labor erfolgreich getestet und werden in einem zweiten Schritt unter realen Bedingungen (HDR, PISC II, GB) erprobt.

Ein weiterer Schwerpunkt lag bei Analyseverfahren zur Fehlerbeschreibung. Die Fortentwicklung der Meßwertaufnehmer hat es hier ermöglicht, erfolgreiche Interpretationsverfahren auf der Grundlage von Laufzeitmessungen weiterzuentwickeln.

In den Projekten „KS“ und „BV“ konnte der Sicherheitsabstand von Komponenten der druckführenden Umschließung gegen unzulässig hohe Verformungen bzw. gegen Bruch quantifiziert werden. Die vorwiegend experimentellen Ergebnisse aus dem Projekt „BV“ haben die Festlegungen des Konzeptes „Basis-sicherheit“ bestätigt.

Dies trug dazu bei, daß die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) die Bruchpostulate für die Hauptstränge der Speisewasser- und Frischdampfleitungen von Druckwasserreaktor-(DWR-)Anlagen neu formulieren konnte. Sie hält es daher nicht mehr für sinnvoll, in den genannten Rohrleitungen große Brüche mit dem Querschnitt 2F zu unterstellen.

Im Projekt „KS“ konnte im Rahmen der Heißdampfreaktor-(HDR-)Versuche gezeigt werden, daß selbst bei großen Rohrbrüchen (2F-Bruch, NW 450) mit schlagartigem Ventilschließen

und daraus folgenden hohen plastischen Verformungen noch eine ausreichende Tragfähigkeit für das übrige Rohr existiert. Diese Ergebnisse werden bereits in der Praxis berücksichtigt. Ein weiteres Ergebnis der HDR-Versuche belegt, daß die Beanspruchung des Sicherheitsbehälters bei einem Kühlmittelverluststorfal neben dem Druckaufbau entscheidend durch lokale und globale Temperaturgradienten in der Stahlschale beeinflusst wird. Ihr Anteil überwiegt teilweise den Innendruckanteil.

Schwerpunkte der Arbeiten auf dem Gebiet Mensch/Maschine lagen bei der Erfassung der Arbeitsumstände und möglicher Störgrößen, die die Kommunikation und die Handlungen des Wartepersonals beeinflussen können, sowie auf dem Gebiet der Informationsaufbereitung im Sinne einer Informationsverdichtung und -bewertung und bei Fehlerfrüherkennungsmöglichkeiten.

Das internationale 2D/3D-Projekt

Im Rahmen der Projekträgerschaft des BMFT hat die Forschungsbetreuung die deutsche Projektleitung für das internationale 2D/3D-Projekt. Gemeinsam mit dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) und der United States National Regulatory Commission (USNRC) werden die mehrdimensionalen Stromungsvorgänge im Primärsystem des DWR nach einem Kühlmittelverlust unter Berücksichtigung unterschiedlicher Notkühlkonzepte untersucht. Auf der Basis von Großexperimenten, die in Japan und in der Bundesrepublik durchgeführt werden, finanziert die USNRC die Entwicklung und Verifikation des Rechenprogramms TRAC. Darüber hinaus beinhaltet der USNRC-Beitrag die Entwicklung fortschrittlicher Meßverfahren für Zweiphasenströmungen und die Bereitstellung der Instrumente für die Versuchsanlagen in Japan und in der Bundesrepublik Deutschland.

In der „Upper Plenum Test Facility“ (UPTF), dem deutschen Beitrag zum 2D/3D-Projekt, werden die Stromungsvorgänge im oberen Plenum und Ringraum des Primärkreises untersucht, die Vorgänge im integralen System und im Kern sind Untersuchungsziele der japanischen Testanlagen. Der Schwerpunkt des deutschen Interesses an den Versuchsergebnissen liegt auf dem Nachweis der Wirksamkeit des Notkühlsystems mit kombinierter Einspeisung, das in den deutschen KWU-Reaktoren Anwendung findet.

Im Jahre 1982 hat die KWU mit der Errichtung der Versuchsanlage UPTF auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim (GKM) begonnen. Bis zum Jahresende waren nahezu alle größeren Komponenten bestellt, und beim Gebäude konnte ein wesentlicher Baufortschritt verzeichnet werden. Die Fertigstellung der Anlage und der Beginn der auf 2 Jahre angesetzten Versuchsphase sind für Mitte 1985 vorgesehen.

Über die Abwicklung der Vorhaben für den deutschen 2D/3D-Beitrag hinaus, der neben den Aufträgen an die KWU und das GKM für die UPTF-Errichtung auch Vorhaben beim Battelle-Institut, der Babcock-Brown Boveri Reaktor GmbH (BBR) und der GRS beinhaltet, führt die Forschungsbetreuung auch die Koordination des Projektes mit den internationalen Vertragspartnern JAERI und USNRC durch. Als wesentliche Aktivitäten im Berichtsjahr sind hier die Erstellung einer Gesamtprogrammbeschreibung, die Spezifikation und Auswertung von wichtigen, beim Los Alamos National Laboratory durchzuführenden Analysen für die Auslegung und den Betrieb der UPTF, die Erstellung einer Versuchsmatrix und die laufende Abstimmung von Schnittstellenfragen bezüglich der aus den USA zu liefernden Meßinstrumente und Geräte hervorzuheben.

Wie bereits 1981 waren, wegen Kürzungen der Mittel bei der USNRC, zusätzliche Verhandlungen über eine Reduzierung des amerikanischen Beitrages zur Instrumentierung und für analytische Arbeiten zu führen.

Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit erhält besondere Bedeutung in Zeiten knapper Geldmittel. Es geht um gründliche Abstimmung der Aktivitäten zum allseitigen Nutzen. In diesem Sinne wirkte die Forschungsbetreuung mit bei der Ausführung bestehender und Gestaltung neuer Verträge des BMFT zur Zusammenarbeit mit ausländischen Partnern in der Reaktorsicherheitsforschung und beim Erarbeiten neuer Vorstellungen in internationalen Gremien.

Dabei ergaben sich die folgenden Aktivitäten:

● Frankreich

Beim weiteren Ausbau der vertraglichen Basis für die deutsch-französische Zusammenarbeit hat die FB durch fachliche und organisatorische Mitarbeit am Koordinatorengespräch und an dessen Vorbereitung mitge-

wirkt. Deutsch-französische Fachtagungen wurden vorbereitet und durchgeführt.

● Großbritannien

Die laufende Zusammenarbeit mit United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA) zum Lastfall Flugzeugabsturz wurde 1982 erfolgreich zu Ende geführt, so daß sich aufgrund der Vergleiche zwischen den kleinstmaßstäblichen Vorversuchen in Winfrith und den Versuchen in Meppen/Ems eine sinnvolle Versuchsführung ermöglichen ließ.

● Japan

Um die bestehende Zusammenarbeit auf die beteiligte Industrieforschung auszudehnen, war eine weitere gründliche Abstimmung notwendig. Ein in Japan für den Herbst 1982 ursprünglich vorgesehenes deutsch-japanisches Seminar wurde im Interesse noch breiterer Nutzung auf das Frühjahr 1983 verschoben.

● USA

Die Zusammenarbeit gemäß der NRC-BMFT-Vereinbarung in Form von Diskussionen, schriftlichem Informationsaustausch, Abstimmungen und Expertengesprächen wurde von der Forschungsbetreuung koordiniert und unterstützt. Eine ähnliche Zusammenarbeit besteht mit dem Electric Power Research Institute (EPRI). Die im Kernkraftwerk TMI-2 laufenden Arbeiten und die weitere Planung, z. B. zur Entnahme des Reaktorkerns, wurden verfolgt, die Informationen aufbereitet und mit dem BMFT unter dem Gesichtspunkt einer optimalen Beteiligung der deutschen Seite diskutiert.

● In Finnland und Portugal trug die FB bei zu Seminaren über das Thema Reaktorsicherheit. Dabei gab es Gelegenheit, den Stand der deutschen Sicherheitsforschung und die Implementierung ihrer Ergebnisse in Genehmigung und Auslegung darzustellen.

● Internationale Organisationen

Die Mitarbeit deutscher Experten in mehr als 20 Arbeitsgruppen und Tagungen der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD), der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) und anderer internationaler Organisationen wurde koordinierend betreut und für die Teilnahme deutscher Delegierter in Sitzungen der zuständigen Leitungsgremien ausgewertet. Insbesondere wurden die deutschen Delegationen im beratenden Programmausschuß Reaktorsicherheitsforschung für das Forschungszentrum Ispra der Europäischen

Gemeinschaft (EG), dessen Vorsitz in diesem Jahr der Leiter des Bereiches Forschungsbetreuung innehatte, im Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD und in der Arbeitsgruppe 2 der KEG aktiv unterstützt. In den genannten Ausschüssen der EG erforderten die dort geplanten neuen Programme besonders intensive Mitwirkung bei der fachlichen Erarbeitung der deutschen Beteiligungsinteressen. Die Forschungsbetreuung war darüber hinaus an der Vorbereitung und Teilnahme wichtiger Tagungen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) zu Themen der „Reaktorsicherheitsforschung“ beratend beteiligt.

Projektbegleitung zu Untersuchungen und Studien im Auftrag des BMI

Im Berichtsjahr wurde die Projektbegleitung zu den Problemkreisen „Qualitätssicherung“ und „Kernschmelzen“ fortgesetzt. Einen Schwerpunkt bildet dabei das Programm „Maßnahmen zur Verminderung der Folgen schwerer Unfälle“. 1982 wurden einige neue Vorhaben initiiert. Das Programm zeigte als bisher wesentliches Ergebnis, daß eine gemeinsame Notwendigkeit beim Einsatz aller diskutierten Maßnahmen die Wasserstoffbeseitigung ist. Untersuchungen dazu sind angelaufen.

Parallel dazu wurden bei der GRS vergleichende Analysen der Unfallabläufe mit und ohne den untersuchten Vorkehrungen durchgeführt. Zusammen mit noch geplanten Bewertungen werden sie zur Beurteilung der einzelnen Maßnahmen dienen. Als wichtigste zu untersuchende Ansätze erwiesen sich weiterhin Containment-Außenbesprühung, Containment-Venting und Methoden zur Wasserstoffbehandlung.

Auf dem Gebiet „Dokumentation“ wurde das von der Forschungsbetreuung entwickelte EDV-gestützte Informations- und Dokumentationssystem (luD-System) mit Zugriffsmöglichkeiten auf fremde Datenbanken um weitere Datenbanken zur Speicherung von Informationen zu Fragen der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes ausgebaut. Das System bietet die Möglichkeit des On-line-Zugriffs sowohl auf Datenbanken, die auf IBM/AMDAHL-Rechnern bei der GRS, als auch auf Datenbanken, die auf Siemens-Rechnern externer Stellen – GMD in Birlinghoven, Bundestagsverwaltung in Bonn und FIZ in Karlsruhe – implementiert sind. Ferner sind Voraussetzungen dafür geschaffen worden, künftig auch durch EURONET verbundene Datenbanken zu nutzen. Das neue luD-System erlaubt insbesondere den schnellen Zugriff auf Parlamentsmaterialien zu kerntechnischen Themen.

In der Abschlußphase des Studienprojektes „Unterirdische Bauweise“ wurden die insgesamt 23 im Rahmen dieses Projektes erstellten Studien zusammenfassend ausgewertet. Dabei wurde insbesondere auch auf noch offene Fragen bezüglich der Bewertung der unterirdischen Bauweise von Kernkraftwerken hingewiesen.

Im Rahmen der Arbeiten zur „Risikostrategie“ wird untersucht, inwieweit Möglichkeiten und Voraussetzungen gegeben sind, probabilistische Methoden und Risikokonzepte bei der Sicherheitsbeurteilung für kerntechnische Anlagen und bei der Konkretisierung der erforderlichen Schadensvorsorge einzusetzen. Dazu wurden international diskutierte oder verfolgte Ansätze daraufhin untersucht, ob und inwieweit die Vorgabe probabilistischer Auslegung und qualitativer oder quantitativer Sicherheitsziele und Schadensbegrenzungskriterien geeignet ist, die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen zu verbessern und die sachliche Legitimation sicherheitspolitischer Entscheidungen zu erhöhen.

Des weiteren wurden Untersuchungen zu der umstrittenen Frage vorbereitet und betreut, ob und inwieweit es möglich ist, eine Begrenzung des Ausmaßes möglicher Schäden, unabhängig von Eintrittswahrscheinlichkeiten, als sicherheitstechnische Anforderung an die Auslegung von Kernkraftwerken zu verwenden.

Strahlenschutz

Ein wesentliches Arbeitsergebnis, das weite Verbreitung fand, war die Herausgabe des Strahlenschutz-Forschungsberichts 1981 auf der Grundlage der Berichte der einzelnen Forschungsstellen, der ersten umfassenden Dokumentation über die Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des BMI auf dem Gebiet des Strahlenschutzes. Für ein geplantes vertiefendes Symposium über diese Vorhaben wurde in Form von Themenvorschlägen die Vorarbeit aufgenommen. Parallel erfolgten Analyse, Dokumentation und Bilanzierung der laufenden und geplanten Vorhaben nach den verschiedenen fachlichen Gesichtspunkten zu Vergleichs- und Beratungszwecken, ausgedehnt auf die Forschung der Europäischen Gemeinschaft (jeweils EDV-gestützt).

Weiterhin wurden der Entwurf eines zusammenfassenden Strahlenschutz-Forschungsberichts 1980 fertiggestellt und wichtige Veröffentlichungen und Tagungsberichte ausgewertet.

Im Bereich Geschäftsstellen sind im Laufe des Jahres 1982 einige organisatorische Änderungen eingetreten. Die Arbeitseinheit Wiederaufarbeitung wurde aufgelöst. Die von ihr bisher wahrgenommenen Aufgaben werden vom Bereich Projektbetreuung in Zusammenarbeit mit den Fachbereichen der GRS weitergeführt. Die Geschäftsstelle der Sachverständigenkommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufes (SSB) wurde in den Bereich Geschäftsstellen eingegliedert.

10.1 RSK-Geschäftsstelle

Die RSK-Geschäftsstelle hat generell die Aufgabe, die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) bei ihrer Beratungstätigkeit für den Bundesminister des Innern (BMI) im Rahmen der Zweckmäßigkeitsaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen und den BMI bei der Auswertung und Umsetzung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen. Im einzelnen werden die Aufgaben wie folgt umrissen:

- Vorbereitung und technische Abwicklung aller Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse,
- Zusammenstellung aller für die Beratung der RSK wesentlichen Informationen in konzentrierter Form,
- Erarbeitung weiterer und gezielter Informationen und Detailanalysen zu bestimmten Grundsatzfragen,
- Darstellung wichtiger Entscheidungsprobleme, Entscheidungsgrundlagen, möglicher Entscheidungsalternativen und begründeter Entscheidungsvorschläge,
- 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),
- Umsetzung des Standes von Wissenschaft und Technik in Entwurfsvorlagen bei der Erstellung bzw. Fortschreibung von Sicherheitsanforderungen und RSK-Leitlinien,
- Auswertung der Beratungen und Anfertigung von Ergebnisprotokollen der Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse sowie zur Veröffentlichung geeigneter Zusammenstellungen aller Beschlüsse mit Begründung,

- Zusammenstellung von Übersichten nach Projekten bzw. Sachgebieten geordneter Empfehlungen und Verfolgung ihrer Erfüllung.

Das Jahr 1982 war das 2. Jahr einer 2jährigen Berufungsperiode der RSK (siehe Jahresbericht 1981). Nach Anhörung der RSK bestätigte der Bundesminister des Innern den Leiter des Instituts für Reaktorentwicklung des Kernforschungszentrums Karlsruhe und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktortechnik der Universität Karlsruhe, Prof. Dr. Dieter Smidt, im Amt des Vorsitzenden und den Leiter des Instituts für Reaktorwerkstoffe der Kernforschungsanlage Jülich und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktorwerkstoffe und Brennelemente der RWTH Aachen, Prof. Dr. Hubertus Nickel, im Amt des stellvertretenden Vorsitzenden.

Ergebnisse

Tabelle 10.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahre

1982. Zum Vergleich sind auch die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden – wie bisher – im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 10.2).

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen der bestehenden Verträge über Zusammenarbeit und Erfahrungsaustausch haben im Jahre 1982 Delegationen aus Vertretern des BMI und der RSK Gespräche in Frankreich und in den USA geführt:

- im März in Paris mit Vertretern der französischen Groupe Permanent Usines (GPU) und in La Hague mit Vertretern der GPU, der Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA) sowie der Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA). Gegenstand der Gespräche waren Sicherheitsfragen bei der Wiederaufarbei-

Ausschuß	Zahl der Sitzungen	
	1981	1982
Leichtwasserreaktoren	9	8
Natriumgekühlte Reaktoren	4	2
Hochtemperaturreaktoren	1	2
Druckführende Komponenten	8	9
Notkühlung	0	1
Spaltproduktückhaltung	2	2
Elektrische Einrichtungen	6	5
Bautechnik	2	1
Reaktorbetrieb	6	6
Standortfragen	4	2
Brennstoffverarbeitung und -lagerung	3	2
Wiederaufarbeitung	3	3
Endlagerung	5	4
Sicherheitsforschung	2	2
Ad-hoc-Ausschuß Sonderfragen	2	–
Gemeinsamer Ausschuß RSK/SSK zu § 28 Abs. 3 StrlSchV	5	2
Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit	4	–
Sonstige RSK-Veranstaltungen	22	19
RSK-Sitzungen	10	10
Insgesamt:	98	80

Tabelle 10.1: Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung lfd. Nr. Datum		Bundesanzeiger lfd. Nr. Datum	
DWR allgemein	RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe	169	14.10.81	Beilage Nr. 19/82 zu Nr. 69	14. 4.82
Biblis-C	Standort und Sicherheitskonzept	169	14.10.81	100	2. 6.82
KKI-2	Standort und Sicherheitskonzept	169	14.10.81	100	2. 6.82
DWR allgemein	Konzept der KWU-Druckwasserreaktoren (Konvoi-Anlagen) Klärung der Frage der Konzeptrelevanz einer Wartenluft- filterung	170	11.11.81	100	2. 6.82
KKE	Standort und Sicherheitskonzept	170	11.11.81	100	2. 6.82
GKN-2	Standort und Sicherheitskonzept	176	19. 5.82	170	14. 9.82
SNR-300	Kernkraftwerk Kalkar Beratungsergebnisse der RSK zur 5. Teilerrichtungs- genehmigung	177	23. 6.82	211	11.11.82
Endlagerung allgemein	Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk	178	15. 9.82	2	5. 1.83
KKB	Kernkraftwerk Brunsbüttel Bruchpostulate für Rohrleitungen innerhalb des Sicher- heitsbehälters bis zur ersten äußeren Absperrarmatur	179	13.10.82	50	12. 3.83
DWR allgemein	Bruchpostulate für die Frischdampf- und Speisewasser- leitungen von KWU-Druckwasserreaktoren bis zur 1. äußeren Absperrarmatur	180	10.11.82	50	12. 3.83
KKK	Kernkraftwerk Krümmel Restpunkte zur Inbetriebnahme und Empfehlung zur Inbetriebnahme	180	10.11.82	50	12. 3.83
THTR-300	Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop Empfehlung zur Inbetriebnahme (Nullenergieversuche, 1. Teilbetriebsgenehmigung)	181	15.12.82	50	12. 3.83
THTR-300	Prototyp Kernkraftwerk Hamm-Uentrop Sicherheitssystem-Leittechnik	181	15.12.82	50	12. 3.83

Tabelle 10.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1982 und im Bundesanzeiger veröffentlichte Empfehlungen



Bild 10.1: Delegationen des ACRS, des BMI und der RSK bei einer Besprechung in Washington. Von links nach rechts:
Vordere Reihe: D. Smidt, H. Nickel, A. Birkhofer, M. Fischer, K. Kußmaul, F. Mayinger, K. Gast, N. Vogt
Hintere Reihe: R. F. Fraley, P. Shewmon, A. Jahns, D. A. Ward, J. J. Ray, J. Ebersole, C. Siess, D. Moeller

tung von Reaktorbrennelementen sowie bei der Behandlung und Endlagerung der dabei anfallenden radioaktiven Abfälle;

- im Oktober mit dem Vorsitzenden der Nuclear Regulatory Commission (NRC) sowie weiteren Mitgliedern der NRC und des Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS) in Washington. Bei diesen Gesprächen wurden Fragen des Standes der Sicherheitstechnik bei Kernkraftwerken behandelt, Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) ausgetauscht und das Vorgehen auf dem Gebiet der Entsorgung in beiden Ländern und Möglichkeiten einer engeren Zusammenarbeit auf diesem Gebiet erörtert.

Bild 10.1 zeigt die Delegation des ACRS, des BMI und der RSK bei einer ihrer Besprechungen in Washington.

Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV

Zur Verabschiedung der Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV wird wie folgt vorgegangen:

- Der BMI veröffentlicht nach Abstimmung mit den Ländern der TUV-Leitstelle Kerntechnik sowie der SSK und der RSK die nach § 28 Abs. 3 StrlSchV zu erstellende Leitlinie ein-

schließlich der Liste der Störfälle, die der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde zu legen sind.

- RSK/SSK empfehlen, die von ihnen in den bisherigen Beratungen erarbeiteten Rechenannahmen und Parameter der Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle zugrunde zu legen.

Der BMI legte bei der Erarbeitung der Störfallliste Wert darauf, daß in ihr alle Störfälle enthalten sind, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik die Auslegung der Anlage gegen Störfälle bestimmen müssen. Diesem Anspruch auf Vollständigkeit werde dann Genüge geleistet, wenn alle nicht genannten Störfälle

- sowohl hinsichtlich ihrer radiologischen Auswirkungen durch einen der genannten Störfälle abgedeckt sind,
- als auch keine baulichen oder technischen Maßnahmen notwendig machen, die nicht aufgrund der genannten Störfälle ohnehin erforderlich sind.

In Zusammenarbeit mit der Leitstelle Kerntechnik bei der VdTUV erstellte der RSK-Ausschuß „Leichtwasserreaktoren“ daraufhin eine Liste der Ereignisse, die die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken mit

Druckwasserreaktoren bestimmen: Betriebsstörungen und Störfälle sowie Ereignisabläufe, gegen die Maßnahmen der Risikominderung erforderlich sind. Darüber hinaus werden solche Ereignisse aufgeführt, deren Auftreten durch konstruktive Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen ist.

Die RSK hat dem BMI empfohlen, die Forderung zu stellen, daß für die repräsentativen Ereignisabläufe die Einhaltung der Störfallplanungsrichtwerte nach § 28 Abs. 3 StrlSchV durch eine Analyse nachzuweisen ist. Dies sind Ereignisabläufe, gegen die anlagentechnische Schadensvorsorge getroffen werden muß, und die bezüglich ihrer radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung relevant sind. Sie sind in dem Sinne repräsentativ, daß sie in ihren radiologischen Auswirkungen eine Klasse ähnlich ablaufender Ereignisse abdecken.

Des weiteren sollte der BMI auf die RSK-Auflistung verweisen, in der alle die sicherheitstechnische Auslegung bestimmenden Ereignisse vollständig enthalten sind.

Zur Festlegung der anlagentechnischen und radioökologischen Rechenannahmen und Parameter werden Anfang 1983 die abschließenden Beratungen in dem gemeinsamen Ausschuß von RSK und SSK erwartet.

Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) von Kernkraftwerken

In manchen Ländern wird heute die Frage gestellt, inwieweit mit den bisherigen Anlagenkonzepten die zum Schutz der Bevölkerung getroffene Vorsorge auch gegen äußerst unwahrscheinliche Ereignisabläufe, die sogenannten Reaktorunfälle, getroffen ist.

Um diese Frage zu beantworten, ist zunächst ein Maßstab erforderlich, der das in probabilistischen Risikoanalysen aufgezeigte Risiko zu bewerten gestattet, also eine „Meßlatte“ für den sicherheitstechnischen Vergleich der Ereignisse aus dem Normalbetrieb, aus (beherrschten) Störfällen und aus Unfällen. In der Fachwelt wird insbesondere diskutiert, ob auf probabilistische Überlegungen gegründete Risikogrenzwerte eingeführt werden können. Weiterhin wird diskutiert, ob und inwieweit derartige Risikogrenzwerte in Ergänzung zur bisherigen (deterministischen) Auslegungs- und Beurteilungspraxis herangezogen werden können.

Die RSK wies schon frühzeitig auf diesen Fragenkreis hin und schlug dem BMI vor, einen den deutschen Verhältnissen angemessenen Konzeptvorschlag erarbeiten zu lassen.

Der BMI beauftragte im Mai 1982 die GRS mit der Durchführung der Arbeiten. Die fachliche Koordination liegt bei der RSK-Geschäftsstelle. Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF), Neuherberg, sind an dem Projekt beteiligt.

Erste Arbeitsergebnisse wurden dem BMI in einem 1. Zwischenbericht (Juli 1982) vorgelegt. Die Fachöffentlichkeit wurde auf dem International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, 29.8. – 2.9.1982 („Considerations on a Proposed Rationale for Quantification of Safety Goals“, A. Birkhofer und A. Jahns) und auf dem 6. GRS-Fachgespräch, Köln, 3./4. November 1982 („Überlegungen zu Risikogrenzwerten [Safety Goals] von Kernkraftwerken“, P. A. Gottschalk und A. Jahns) informiert.

Die GRS orientierte ihre Überlegungen schwerpunktmäßig an folgenden Zielen:

- Schutz einer Einzelperson in der Umgebung der Anlage,

- Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Anlage,
- rationale Festlegung der Risikogrenzwerte durch direkten Bezug auf die Strahlenschutzverordnung.

In diesem Zusammenhang wurden Rechnungen im KfK mit einer modifizierten Version des Unfallfolgenmodells UFOMOD/B3-DOS durchgeführt, die direkt die Strahlenbelastungen einer Referenzperson in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage bei unfallbedingten Freisetzungen erkennen lassen.

Die RSK nahm auf ihrer 180. Sitzung (10.11.82) die bisher erzielten Arbeitsergebnisse zustimmend zur Kenntnis. Sie empfahl, das Konzept weiter auszubauen und zügig abzuschließen. Ohne schon abschließend Stellung genommen zu haben, vertrat die RSK folgende Auffassung:

Sie sieht den Nutzen in diesen und ähnlichen Überlegungen, die derzeit unter dem Schlagwort „Safety Goals“ diskutiert werden, darin, daß ein Maßstab entwickelt wird, um unter Verwendung probabilistischer Betrachtungen Einzelereignisse oder Ereignisabläufe speziell unter dem Aspekt der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts zu bewerten. Primärer Zweck dieser Überlegungen sollte es nicht sein, Fragen der Akzeptanz zu beeinflussen oder zu lösen.

Grundsätzlich hält die RSK einen Ansatz für zweckmäßig, Wahrscheinlichkeit und Ausmaß einer etwaigen Dosisbelastung (Äquivalentfolgedosis) in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage als wesentliches Beurteilungskriterium zu wählen. Aufgrund des derzeitigen Kenntnisstandes befürwortet sie weiterhin den Versuch, als Maßstab und Richtschnur bei der quantitativen Formulierung von probabilistischen Sicherheitszielen den in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosiswert für den bestimmungsgemäßen Betrieb zu verwenden. Ein derartiges Bewertungskonzept soll die bewährten Beurteilungsgrundsätze nicht ersetzen und nicht dazu führen, daß in jedem Einzelfall Zuverlässigkeitsuntersuchungen oder weitergehende analytische Risikountersuchungen durchgeführt werden müssen.

Leichtwasserreaktoren

Bruchpostulate für die Hauptkühlmittel-leitung sowie die Frischdampf- und Speisewasserleitung von Druckwasserreaktoren

Die RSK befaßte sich im Jahre 1982 unter anderem mit den Bruchpostulaten für die Hauptkühlmittelleitung sowie für Frischdampf- und Speisewasserleitung, die als Auslegungsgrundlage für Sicherheitseinrichtungen und als Randbedingungen für die Störfallanalysen benötigt werden.

Bisher wurde formal das größte denkbare Leck, ein schnellöffnendes Leck von der Größe des doppelten Querschnitts einer Hauptkühlmittelleitung (2 F) angenommen. Dieses Postulat war aber nicht als – etwa aus der Bruchanalyse begründbare – Auslegungsgrundlage für Sekundärmaßnahmen gegen einen realistischen Schaden an einer Großkomponente aus zähem Stahl gedacht. Losgelöst von seiner ursprünglichen Bedeutung wurde es aber für weitere Sekundärmaßnahmen herangezogen, so z. B. für die Ermittlung der hydrodynamischen Belastungen der Reaktorkernstrukturen und für die Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften.

Die RSK hielt es für erforderlich, die Auslegungspostulate wieder auf ihre ursprüngliche Bedeutung zurückzuführen, zumal der erreichte Qualitätsstand der Hauptkühlmittelleitung sowie der Speisewasser- und Frischdampfleitung bis zur ersten äußeren Absperrarmatur in den neuen Kernkraftwerken ein katastrophales Versagen im Betrieb und bei Störfällen ausschließt. Es gilt das „Leck vor Bruch“-Kriterium, das besagt, daß Wanddurchdringungen infolge Rißwachstums durch bisher nicht erwartete Betriebseinflüsse zu sicher erkennbaren Lecks führen, lange bevor kritische Rißgrößen erreicht werden können.

Die von der RSK modifizierten Bruchpostulate sehen weiterhin eine Leckgröße von 2 F als Auslegungsgrundlage für Notkühlsysteme, Sicherheitsbehälter und seine Betoneinbauten und für die Störfallfestigkeit der elektrischen Einrichtungen innerhalb des Sicherheitsbehälters vor. Für die Auslegung hinsichtlich der Reaktions- und Strahlkräfte auf Rohrleitungen, Komponenten und Gebäudeteile gilt das Auslegungspostulat von 0,1 F mit stationärer Ausströmung, für Komponenteneinbauten 0,1 F einer Öffnungszeit des Lecks von 15 ms.

Grundsätze zur Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes

Im Dezember 1981 wurde das Einzelfehlerkonzept in seiner letztgültigen Fassung im Gemeinsamen Ministerialblatt bekanntgemacht. Die Anwendung dieses Konzepts in den Genehmigungsverfahren für die Konvoi-Anlagen hat gezeigt, daß der Text Änderungs- und ergänzungsbedürftig ist. Im Auftrag des BMI überarbeitete die RSK die Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkonzeptes. Sie stellte dabei klar, daß das Einzelfehlerkonzept bei der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerkes anzuwenden ist und eine ausreichende Redundanz dieser Einrichtungen gewährleisten soll. Eine darüber hinausgehende Anwendung, um die Randbedingungen in der Störfallanalyse zu verschärfen, ist nicht sinnvoll. Weiterhin wurde verdeutlicht, inwieweit die Unterstellung des Einzelfehlers an passiven Systemen sinnvoll sein kann (Entmaschung) und unter welchen Qualitätsvoraussetzungen passive Einzelfehler ausgeschlossen werden können.

Die RSK erklärte darüber hinaus, daß sie die Unterstellung eines Einzelfehlers zusammen mit Ereignissen von sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit nicht für sinnvoll hält. Dies gilt auch für Überlagerungsfälle. Die Funktionsfähigkeit von Betriebssystemen, die nicht als kausale Folge des einleitenden Ereignisses als ausgefallen anzusehen sind, soll berücksichtigt werden können. Die RSK übergab dem BMI eine entsprechende Stellungnahme.

Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2 (GKN-2): Konzept

Im Herbst 1981 schloß die RSK ihre Beratungen zu den 1300-MW_e-Druckwasserreaktoren Biblis-C, Isar-2 und Emsland, den sogenannten Konvoi-Anlagen, mit einer Empfehlung ab. Sie besagte, daß gegen die geplante Errichtung der Anlagen unter Erfüllung bestimmter Auflagen aus der Sicht der RSK keine Bedenken bestehen. Anfang 1982 stand die Beratung über die Anlage GKN-2 an, eine weitere Konvoi-Anlage. Die RSK konnte sich dabei weitgehend auf die Beratungsergebnisse zu den übrigen Konvoi-Anlagen stützen. Im einzelnen wurden noch standortbedingte Besonderheiten von GKN-2 behandelt. Die Beratungen fanden im Mai 1982 mit einer positiven Empfehlung ihren Abschluß.

Kernkraftwerk Krümmel

Im November 1982 verabschiedete die RSK ihre Empfehlung zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Krümmel. Bei Berücksichtigung dieser Empfehlung und bei erfolgreichem Abschluß der vorbetrieblichen Funktions- und Abnahmeprüfungen hat die RSK keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes. Unter dem Vorbehalt, daß die Nullleistungs- und Leistungsversuche erfolgreich verlaufen, bestehen aus der Sicht der RSK auch keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerkes Krümmel.

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300):

5. Teilerrichtungsgenehmigung

Die RSK hat auf ihrer 177. Sitzung am 23.6.1982 eine Empfehlung zu den im Rahmen der 5. Teilerrichtungsgenehmigung (TEG) behandelten Sachgebieten verabschiedet. Die 5. TEG beinhaltet sowohl die Genehmigung sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile als auch die Behandlung systemübergreifender Themen. Im wesentlichen sind dies:

- Reaktortank und -deckel mit Einbauten,
- Primär- und Sekundär-Hauptwärmeübertragungskreisläufe,
- hypothetischer Kernzerlegungsstörfall (sogenannter Bethe-Tait-Störfall),
- Lastabtragung des Reaktortanks und der Primärkreislaufkomponenten beim hypothetischen Kernzerlegungsstörfall,
- Einwirkungen von außen,
- Nachwärmeabfuhr,
- Containmentverhalten.

Der Schwerpunkt der RSK-Beratungen lag auf der abschließenden Behandlung des hypothetischen Kernzerlegungsstörfalles (Bethe-Tait-Störfall), der aufgrund der mit ihm verbundenen Freisetzung mechanischer Energie auch für den Festigkeitsnachweis von Reaktortank und Primärsystem von zentraler Bedeutung ist. Die RSK stellt in ihrer Empfehlung fest, daß ihrerseits keine Einwände gegen die Auslegung und Errichtung der obengenannten sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile des SNR-300 bestehen.

Kernkraftwerk Hamm-Uentrop (THTR-300): Nullenergieversuche

Die RSK hat auf ihrer 181. Sitzung am 15. Dezember 1982 eine Empfehlung zur Inbetriebnahme des THTR-300 (1. Teilbetriebsgenehmigung) verabschiedet. Bereits in früheren Sitzungen hat sie Empfehlungen zur Auslegung und Errichtung ausgesprochen. Während der Inbetriebnahmephase wird der Reaktor beladen und Nullenergieversuche werden durchgeführt.

Das Inbetriebsetzungsprogramm des THTR-300 gliedert sich in 4 Teilschritte, in denen neben der Beladung des Reaktorkerns eine Vortrocknung des Primärkreises mit Stickstoff sowie Reaktivitätsmessungen unter Stickstoff und die Umstellung auf Helium durchgeführt werden. Die während der Nullenergieversuche noch durchzuführenden Restarbeiten zur Errichtung des Kraftwerks, insbesondere am Wasser/Dampf-Kreislauf, sind nach Ansicht der RSK sicherheitstechnisch nicht bedenklich. Die RSK hat insgesamt gegen den vorgesehenen ersten Teil der Inbetriebnahme des THTR-300 keine sicherheitstechnischen Bedenken.

Entsorgung

Wiederaufarbeitung

Der Schwerpunkt der Beratungen im Ausschuß Wiederaufarbeitung der RSK lag in der Erörterung des geänderten Anlagenkonzepts der Deutschen Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) für eine Wiederaufarbeitungsanlage (WA 350). Die wesentlichste Planungsänderung betrifft hierbei das Instandhaltungskonzept, basierend auf der sogenannten FEMO-Technik (Fernhantierungs-gerechte Modul-Technik). Deren Grundgedanken sind:

- Großzellenbauweise,
- Zusammenfassung von mehreren Komponenten zu Funktionsgruppen,
- fernbedient lösbare Rohrleitungsverbindungen,
- fernbedienter Kran für sämtliche Hantierungsvorgänge (Trennen, Verbinden),
- weitgehende Standardisierung von Komponenten und
- Erprobung jedes Hantierungsschrittes in „kalten“ Testständen.

Mitglieder des Ausschusses Wiederaufarbeitung haben sich über die Planungsgrundlagen und die Erfahrungen in der Anwendung dieser Technik durch Besuche der von der DWK betriebenen Teststände informiert, und der Ausschuß hat diese Kenntnisse in einem Informationsgespräch mit der DWK vertieft. In einer ersten Bewertung der neuen Planungsziele werden sicherheitstechnische Vorteile, z. B. in einer Reduzierung der Strahlenexposition des Betriebspersonals bei Instandsetzungs- und Wartungsarbeiten, gesehen; eine ganze Reihe sicherheitstechnischer Fragen kann jedoch erst bei Vorliegen der technischen Details eingehend beraten und bewertet werden. So werden mit Beginn des Jahres 1983 die für die Konzeptbegutachtung grundlegenden Fragenkomplexe in der RSK intensiv behandelt.

Endlagerung

Am 15. September 1982 verabschiedete die RSK „Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk“. In diesen Sicherheitskriterien sind folgende wesentliche Prinzipien und Gesichtspunkte festgelegt:

- Die Kriterien sind vorwiegend auf deutsche Verhältnisse der Endlagerung in Bergwerken abgestellt.
- Sie gelten für alle Kategorien von radioaktiven Abfällen.
- Bei der Endlagerung in großtechnischem Maßstab dürfen nur solche Verfahren und Methoden zum Einsatz kommen, bei denen eine Rückholbarkeit nicht erforderlich ist.
- Die Kriterien beziehen sich auf eine Art der Endlagerung radioaktiver Abfälle, die als wartungsfrei gilt, zeitlich unbefristet ist und eine sichere Beseitigung dieser Abfälle gewährleistet.
- Das Gesamtsystem soll so ausgeführt werden, daß nach Beendigung der Einlagerung, Verfüllung und Versiegelung keine weiteren Überwachungsmaßnahmen notwendig werden.
- Die Sicherheit beruht auf dem Mehrbarrierenkonzept.
- Die Kriterien sind so allgemein abgefaßt, daß sie auf verschiedene geologische Formationen anwendbar sind. Die standortspezifischen Aspekte müssen im jeweiligen Planfeststellungsverfahren durch eine Sicherheitsanalyse, die dem Gesamtsystem Geolo-

gie, Endlagerbergwerk und Abfallprodukte/Gebinde Rechnung trägt, berücksichtigt werden.

Diese Anforderungen dienen dazu, das Schutzziel zu erreichen, den Menschen und die Umwelt vor der Schädigung durch die ionisierende Strahlung der in einem Bergwerk endgelagerten radioaktiven Abfälle zu bewahren. Die RSK-Geschäftsstelle hat in erheblichem Maße an der Erarbeitung dieser Kriterien und ihrer Abstimmung mit fachlich betroffenen Behörden und Instituten mitgewirkt.

Des weiteren wurden die Störfallbetrachtungen, die im Rahmen eines Planfeststellungsverfahrens im Hinblick auf den Zufluß von Wasser oder Salzlösungen in einem Salzbergwerk anzustellen sind, weitergeführt. Die RSK stellte fest, daß während der Betriebsphase und der Stilllegung alle in den Szenarien aufgezeigten Lösungswegsamkeiten durch die vorlaufende Erkundung und die daraus resultierende Vorgehensweise bei Errichtung und Betrieb des Endlagerbergwerks äußerst unwahrscheinlich sind. Eventuelle Zuflüsse von Wasser oder Salzlösungen können durch technische Maßnahmen beherrscht werden und führen nicht zum Verlust des Endlagerbergwerks.

Nach der Stilllegung des Bergwerks gewährleistet die Funktionsfähigkeit des Mehrbarrierenkonzeptes im Endlagerbergwerk, daß die eventuellen Auswirkungen von partiell eintretenden Lösungswegsamkeiten für die Umgebung unschädlich bleiben.

Die RSK ist der Auffassung, daß durch die verfügbaren, geeigneten Maßnahmen eine radiologische Gefährdung des Personals und der Bevölkerung über den Wasserpfad ausgeschlossen werden kann.

Der Ausschuß „Endlagerung“ hat darüber hinaus im Jahr 1982 verschiedene Konzepte für eine Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen diskutiert. Dabei wurde u.a. die Verfestigung und Lagerung von mittel- und schwachradioaktiven Abfällen in untertägigen Hohlräumen (In-situ-Projekt) behandelt. Der Ausschuß stellte fest, daß diese Version der Endlagerung von mittel- und schwachradioaktiven Abfällen grundsätzlich eine erfolgversprechende Variante darstellt. Sie sollte weiter beobachtet werden und sich auf Salzlagertypen konzentrieren.

Projekt Andere Entsorgungstechniken

Nach der aus politischen Gründen erfolgten Ablehnung des Baus eines Entsorgungszentrums am Standort Gorleben haben die Regierungschefs von Bund und Ländern in einem Beschluß am 28.9.1979 zur Entsorgung der Kernkraftwerke festgelegt, daß neben der Weiterverfolgung des integrierten Entsorgungskonzeptes, das die Wiederaufarbeitung von abgebrannten Kernbrennstoffen einschließt, auch andere Entsorgungstechniken auf ihre Realisierbarkeit und sicherheitstechnische Bewertung untersucht werden sollen. Darunter wird z. B. die direkte Endlagerung von abgebrannten Brennelementen ohne Wiederaufarbeitung in zerlegtem oder unzerlegtem Zustand verstanden.

Das „Projekt Andere Entsorgungstechniken“ (PAE) im Kernforschungszentrum Karlsruhe hat ein breites Spektrum von Verfahren der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente ausgearbeitet. Die RSK hat auf ihrer 173. Sitzung am 17.2.1982 zustimmend zur Festlegung derjenigen Störfälle Stellung genommen, mit denen die radiologischen Auswirkungen möglicher Störfälle bei verschiedenen Konditionierungs- und Endlagerungskonzepten für die direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente repräsentativ ermittelt werden sollte.

Das PAE hat außer den sicherheitstechnischen Aspekten auch die technische Realisierbarkeit, die Kosten, den Aufwand für die Kernmaterialüberwachung und die Rohstoffverfügbarkeit für den Endlagerbehälter analysiert. Aufgrund dieser Analysen sowie der Ermittlung der Dosisbelastung durch den bestimmungsgemäßen Betrieb der konzipierten Anlagen wurde vom PAE ein Referenzverfahren ausgewählt, das vertieft ingenieurmäßig bearbeitet wird und anhand dessen der sicherheitsmäßige Vergleich zwischen den beiden Entsorgungswegen mit und ohne Wiederaufarbeitung durchgeführt werden soll.

Die RSK stimmt auf ihrer 177. Sitzung am 23. Juni 1982 den vom PAE ausgewählten Referenzverfahren für Konditionierung, Endlagerbehälter und Endlagerkonzept im wesentlichen zu. Bei Berücksichtigung ihrer Anmerkungen, insbesondere zur Konditionierung und zu den Endlagerbehältern, erscheint der angestrebte sicherheitstechnische Vergleich des integrierten Entsorgungskonzeptes mit den „Andere Entsorgungstechniken“ durchführbar.

10.2 SSK-Geschäftsstelle

Die Aufgaben der im Jahr 1974 vom Bundesminister des Innern (BMI) einberufenen Strahlenschutzkommission (SSK) sind bereits im Jahresbericht 1981 dargestellt worden.

Den Vorsitz der SSK führt im Berichtsjahr Prof. Dr. A. Kaul, Neuherberg; stellvertretende Vorsitzende sind Prof. Dr. D. Harder, Göttingen, und Prof. Dr. H. Schmier, Neuherberg.

Die Strahlenschutzkommission und die von ihr eingerichteten Ausschüsse und Arbeitsgruppen werden in ihrer Arbeit von der SSK-Geschäftsstelle unterstützt. Zu den Aufgaben der Geschäftsstelle gehören unter anderem:

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

Im Jahr 1982 wurden die Aufgaben der Geschäftsstelle unter der Leitung des Geschäftsführers von sechs wissenschaftlichen Mitarbeitern und drei Verwaltungskräften wahrgenommen. In Tabelle 10.3 ist die Anzahl der Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen im Jahr 1982 wiedergegeben. Zum Vergleich sind die entsprechenden Zahlen für die Jahre 1980 und 1981 mit aufgeführt.

Aus der Vielzahl der Beratungsthemen der SSK seien im folgenden einige Schwerpunkte genannt und erläutert:

● Novellierung der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)

Durch die Verabschiedung der EG-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen vom 15. 7. 1980 ist eine Anpassung des deutschen Strahlenschutzrechts an diese Richtlinie bis zum Jahr 1984 notwendig geworden. Die Diskussionen zur Novellierung der StrlSchV

Beratergruppe	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)		
	1980	1981	1982
Strahlenschutzkommission (SSK)	5 (10)	6 (11)	6 (12)
Ausschüsse bei der SSK:			
● „Strahlenschutztechnik“	3 (4)	3 (3)	4 (4)
● „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“	4 (5)	2 (2)	5 (7)
● „Medizin und Strahlenschutz“	4 (4)	5 (5)	4 (4)
● „Radioökologie“	6 (11)	8 (13)	7 (12)
● „Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen“	– –	2 (3)	4 (7)
● „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“	2 (2)	11 (17)	9 (14)
Arbeitsgruppen	31 (37)	54 (60)	52 (61)
Gemeinsame Gremien der SSK und RSK	3 (3)	5 (5)	4 (4)
Insgesamt	58 (76)	96 (119)	95 (125)

Tabelle 10.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

nahmen, wie in den Vorjahren, einen wesentlichen Raum in den Beratungen der Strahlenschutzkommission, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen ein.

● Klausurtagung der SSK am 11./12. November 1982 in Köln zum Thema „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: Unfallfolgenmodell“

Auf dieser Klausurtagung wurde von den Auftragnehmern der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“ zu folgenden Themen berichtet:

- Anlagentechnische Untersuchungen zu Unfallabläufen
Der Freisetzungsvorgang bei Unfallabläufen
- Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung
- Strahlenexposition
 - a) Podo- und biosphärische Ausbreitung
 - b) Hydrosphärische Ausbreitung
 - c) Dosis- und Schadensberechnung
- Administrative Maßnahmen (Schutz- und Gegenmaßnahmen)
- Dosis/Wirkungs- und Dosis/Risiko-Beziehungen
 - a) Strahlenfrühschäden
 - b) Strahlenspättschäden (somatische Schäden und genetische Schäden)
- Medizinische Maßnahmen

– Möglichkeiten der Ergebnisdarstellung
Von der SSK wurden die einzelnen Berichte ausführlich diskutiert und Anregungen für die Fortführung der Untersuchungen gegeben.

● Stellungnahmen der SSK zum Strahlenschutz des Betriebspersonals des Kernkraftwerkes Krümmel (KKK) und des Gemeinschaftskernkraftwerkes Neckar, Block 2 (GKN-2), sowie zum Strahlenschutz der Bevölkerung in der Umgebung dieser Kernkraftwerke

- Kernkraftwerk Krümmel (KKK):
Von der SSK wird bestätigt, daß die Errichtung der Systeme und die vorhandenen technischen Strahlenschutzeinrichtungen den Forderungen der „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge“ des Bundesministers des Innern weitgehend entsprechen. Bei Ausschöpfung der vom Betreiber beantragten Abgaben radioaktiver Stoffe mit Luft und mit dem Abwasser im bestimmungsgemäßen Betrieb werden nach Meinung der SSK die Dosisgrenzwerte des § 45 StrlSchV sicher eingehalten. Ferner hat sich die SSK überzeugt, daß

bei relevanten Störfällen die potentielle Strahlenexposition infolge Inhalation und äußerer Bestrahlung unterhalb der für die Planung neuer Anlagen geltenden Dosiswerte des § 28 Abs. 3 StrlSchV liegen. Die Stellungnahme bildet einen Teil der gemeinsamen Empfehlung der RSK/SSK zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Krummel.

– Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2 (GKN-2):

Die SSK ist überzeugt, daß beim Betrieb des GKN-2 am vorgesehenen Standort – auch unter Berücksichtigung der Vorbelastung – die im § 45 StrlSchV genannten Grenzwerte für den Normalbetrieb eingehalten werden können. Die SSK ist der Ansicht, daß die Anlage vom Konzept her so ausgelegt ist, daß bei Störfällen die Forderungen des § 28 Abs. 3 StrlSchV bei allen relevanten Belastungspfaden eingehalten werden können. Die Stellungnahme ist Bestandteil der gemeinsamen Empfehlung der RSK/SSK zum Standort und Sicherheitskonzept für das Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2.

● Empfehlung der SSK zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Wiederaufarbeitungsanlagen

In der Empfehlung der SSK zur Abtrennung von ⁸⁵Kr aus den Abgasen von Wiederaufarbeitungsanlagen vom 26. 6. 1975 sowie den Empfehlungen von RSK und SSK zur „Grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums“ vom 20. 10. 1977 wurde die anzustrebende Rückhaltung der verschiedenen Radionuklide bzw. -gruppen bei Anlagen mit einem Durchsatz von 1400 t/a vorgeschlagen. In den von RSK und SSK am 15. 2. 1978 verabschiedeten „Sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Entsorgungszentrum“ wurden Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur eventuellen weiteren Rückhaltung radioaktiver Stoffe empfohlen. Angesichts des verringerten Zubaus von Kernkraftwerken und der Planung kleinerer Anlagen zur Wiederaufarbeitung des Brennstoffes aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren bat der Bundesminister des Innern die SSK, die anzustrebende Rückhaltung bei den verschiedenen Radionukliden bzw. -gruppen entsprechend § 28 Abs. 1 und § 45 StrlSchV für Anlagen mit einem Jahresdurchsatz von

350, 700 und 1000 t neu zu prüfen und eine entsprechende Empfehlung zu erarbeiten. Die zur Erstellung der Empfehlung notwendigen Beratungen in der SSK sind weitgehend abgeschlossen und die Verabschiedung dieser Empfehlung wird voraussichtlich zu Beginn des Jahres 1983 erfolgen.

● Statistische Grundlagen zur Durchführung epidemiologischer Studien

Mit der Erarbeitung der statistischen Grundlagen zur Durchführung epidemiologischer Studien verfolgt die SSK das Ziel, eine Zusammenstellung statistischer Kriterien als Beitrag zu Entscheidungen über epidemiologische Erhebungen bei beruflich Strahlenexponierten hinsichtlich der Mortalitätsinzidenz durch maligne Tumore bereitzustellen. Mit der Verabschiedung einer Zusammenstellung wird zu Beginn des Jahres 1983 gerechnet.

● Empfehlung der SSK zum Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen

Die SSK wird in dieser Empfehlung Stellung nehmen zur Wirkung einer Strahlenexposition auf den Embryo bzw. den Fetus und auf die daraus für das postnatale Leben eventuell resultierenden Folgen hinweisen. Es wird beurteilt, ob der § 45 StrlSchV auch für das sich in utero entwickelnde Leben einen hinreichenden Schutz gewährleistet. Die Empfehlung liegt zur Zeit im Entwurf vor und wird aller Voraussicht nach zu Beginn des Jahres 1983 verabschiedet werden.

10.3 SSB-Geschäftsstelle

Die Sachverständigenkommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufes (SSB) wurde im Jahr 1975 vom Bundesminister des Innern (BMI) einberufen. Sie hat die Aufgabe, den BMI in allen Fragen der Anlagensicherung von kerntechnischen Einrichtungen und Beförderungsvorgängen mit Kernbrennstoffen zu beraten. Neben den üblichen Tätigkeiten zur Vorbereitung und technischen Abwicklung der Sitzungen gehören zu den Aufgaben der SSB-Geschäftsstelle fachliche Zuarbeiten, wie z. B. die Erarbeitung von Sitzungsunterlagen und Informationspapieren sowie die Auswertung der Sitzungsergebnisse. Dazu kommt die Unterstützung des BMI bei der Durchführung der Sitzungen der Arbeitskreise „Sicherung kerntechnischer Einrichtungen“ und „Sicherung kerntechnischer Transporte“ des Länderausschusses für Atomkernenergie. Schließlich betreut die SSB-Geschäftsstelle die Regelwerke, in denen die Anforderungen für die Sicherung kerntechnischer Einrichtungen und Beförderungsvorgänge enthalten sind. Diese Regelwerke werden hauptsächlich von den GRS-Fachabteilungen im Auftrag des BMI erstellt und von der SSB und den oben erwähnten Arbeitskreisen beraten und verabschiedet.

Im Berichtsjahr fanden 4 SSB-Sitzungen statt, auf denen Ergebnisse zu folgenden wichtigen Themen der Anlagensicherung erzielt wurden:

- Stellungnahmen zu grundsätzlichen Sicherungsproblemen bei der Genehmigung von KWU-Druckwasserreaktoren (Konvoi-Anlagen) und Einrichtungen des Brennstoffkreislaufes,
- Empfehlungen zu Sicherungsanforderungen für Beförderungsvorgänge,
- wesentliche Beiträge und Empfehlungen zu den Regelwerken.

Der KTA-Geschäftsstelle obliegt die Führung der Geschäfte des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), der „die Aufgabe hat, auf Gebieten der Kerntechnik, bei denen sich aufgrund 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 fordern“.¹⁾ In Wahrnehmung dieser Aufgabe hat die Geschäftsstelle 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses und 4 seines Präsidiums betreut. Die Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses werden durch von ihm eingesetzte Unterausschüsse vorbereitet. Es sind dies drei Unterausschüsse mit allgemeinen Aufgaben (KTA-Regelprogramm, Rechtsfragen, sicherheitstechnische Grundsatzfragen) und 15 fachgebundene Unterausschüsse. Letztere stimmen die Arbeitsergebnisse von Arbeitsgremien innerhalb und zwischen den im KTA vertretenen Gruppen ab. Sie bedienen sich dabei insbesondere bei Textfassungen, deren Verabschiedung als Regelentwurf angestrebt wird, einer Umfrage bei den KTA-Mitgliedern, um noch bestehende unterschiedliche Auffassungen in einen Text einfließen zu lassen. Die Unterausschüsse erarbeiten dann die Beschlußvorlage für den Kerntechnischen Ausschuß. Die Beschlußvorlage enthält den Wortlaut einer Regel und den Vorschlag, ihn als Regelentwurf zu verabschieden, oder, wenn ein Regelentwurf der Öffentlichkeit zur Einreichung von Änderungsvorschlägen bereits vorgelegen hatte, ihn als Regel aufzustellen.

Von der Geschäftsstelle wurden 72 Unterausschußsitzungen betreut. In dieser Phase der Regelerstellung besteht die Aufgabe der Geschäftsstelle hauptsächlich darin, die verschiedenen Stellungnahmen zu einer Textfassung eines künftigen Regelentwurfs oder Änderungsvorschläge zu einem Regelentwurf so aufzubereiten, daß sie beratungsfähig werden. Das heißt, formale Anforderungen an Inhalt, Aufbau und äußere Form sind abschließend einzuarbeiten und Beratungsergebnisse eines Unterausschusses in die Textfassung einzubringen.

Regelentwürfe werden im Auftrag des KTA von Arbeitsgremien vorbereitet, die von dem jeweiligen Auftragnehmer gebildet werden. Der KTA-Auftrag zur Vorbereitung eines Regelentwurfs wird aus sachlichen Gründen an eine bestimmte Institution vergeben. Bei vielen Regelvorhaben unterstützt die Geschäftsstelle die jewei-

gen Auftragnehmer, indem sie die Betreuung der Arbeitsgremien übernimmt. In dieser Phase liegt das Hauptgewicht der Regelarbeit darin, einen geschlossenen Text zu erarbeiten, der die sicherheitstechnischen Anforderungen zu einem Thema enthält. 175 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1982 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweckmäßig, thematische Schwerpunkte in Arbeitsgruppen, die aus Mitgliedern des Arbeitsgremiums gebildet worden sind, zu erörtern und für die Textarbeit vorzubereiten. Auch in der Endphase einer Texterstellung wird die redaktionelle Bearbeitung zweckmäßig in solchen Arbeitsgruppen vorgenommen. Schließlich sind es Arbeitsgruppen, die häufig die Zusammenhänge mit und die Abgrenzung gegenüber anderen Regelvorhaben klarstellen. So sind diese Arbeitsgruppen ein wichtiges Element bei der Regelerstellung. 84 Sitzungen von Arbeitsgruppen haben im Berichtsjahr stattgefunden.

Nachzutragen bleibt, daß gelegentlich vor Beginn einer Regelerstellung im Auftrag des KTA ein Vorbericht angefertigt wird. Das ist immer dann der Fall, wenn der Kerntechnische Ausschuß der Auffassung ist, die zur Entscheidung über Aufnahme einer Regelerstellung erforderlichen Gesichtspunkte seien noch klärungsbedürftig. Im Vorbericht wird das zu einem Thema vorhandene Grundlagenmaterial zusammengetragen, bewertet, und es werden daraus Schlüsse im Hinblick auf eine künftige Regel gezogen. Ein Arbeitsgremium erarbeitet einen Vorbericht, und ein Unterausschuß legt ihn dem Kerntechnischen Ausschuß zur Beschlußfassung vor.

Zum Jahresende 1982 umfaßte das KTA-Regelwerk:

40 Regeln²⁾,
8 Regelentwürfe³⁾,
48 Regelentwürfe in Vorbereitung,
12 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung von 12 Regeln, der Verabschiedung von 8 Regelentwürfen (2 Regelvorhaben konnten nach Verabschiedung als Regelentwurf im gleichen Jahr als Regel aufgestellt werden), der Inangriffnahme von 2 Regelvorhaben und dem Auftrag zur Anfertigung von 3 Vorberichten (Tabelle 11.1).

Neben der weiteren Vervollständigung des KTA-Regelwerks ist auf seine ständige Überarbeitung hinzuweisen. Gegenwärtig steht im

Vordergrund, die aufgestellten Regeln zu ergänzen und Lücken aufzufüllen. Anlaßlich solcher Überarbeitungen wird auch der bereits vorhandene Erfahrungsrückfluß aus der Regelanwendung in der Praxis berücksichtigt. Derartige Überarbeitungen werden als Änderungsverfahren durchgeführt, die in ihrer formalen Abwicklung denen der Regelerstellung entsprechen. Von den 40 Regeln sind 6 Regeln bereits geändert worden. Zu den 8 Regelentwürfen kommen 4 Entwürfe zur Änderung von Regeln hinzu. Schließlich laufen 11 Änderungsverfahren. Alle Regeln werden entsprechend den Forderungen der überarbeiteten Fassung der Verfahrensordnung zur Erstellung sicherheitstechnischer Regeln bis spätestens fünf Jahre nach ihrer Aufstellung auf ihre Aktualität zu überprüfen sein. Daraus werden sich künftig weitere Änderungsverfahren ergeben.

¹⁾ Bekanntmachung des BMI über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses in der Neufassung vom 1.12.1981

²⁾ Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Gereonstraße 18-32, 5000 Köln 1

Sachgebiet	Verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln	
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	KTA 1301.2	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb (Regel 6/82)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	KTA 2201.2	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 2: Baugrund (Regel 11/82)
	KTA 2207	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser (Regel 6/82)
Reaktorkern	KTA 3102.2	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen (Regelentwurf 11/82)
	KTA 3103	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren (Regelentwurf 3/82)
Kühlsysteme	KTA 3201.1	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 1: Werkstoffe (Geänderte Regel 11/82)
	KTA 3201.2	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (Änderungsentwurf 11/82)
	KTA 3201.4	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung (Regel 11/82)
	KTA 3203	Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren (Regelentwurf 11/82)
	KTA 3205.1	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreiskomponenten (Regel 6/82)
	KTA 3302	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren (Regelentwurf 11/82)
Instrumentierung und Reaktorschutz	KTA 3502	Störfallinstrumentierung (Regel 11/82)
	KTA 3503	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems (Regel 6/82)
	KTA 3507	Werksprüfungen an leittechnischen Geräten des Sicherheitssystems (Regelentwurf 11/82)
Sicherheits-einschluß	KTA 3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 1: Werkstoffe (Geänderte Regel 11/82)
	KTA 3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (Änderungsentwurf 11/82)
Aktivitätskontrolle	KTA 1502	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken (Regelentwurf 6/82)
	KTA 3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuerelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Regel 6/82)
	KTA 3604	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken (Regel 6/82)
Versorgungs- und Hilfeinrichtungen	KTA 3701.2	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken, Teil 2: Kernkraft-Mehrblockanlagen (Regel 6/82)
	KTA 3702.2	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken, Teil 2: Prüfungen (Regel 11/82)
	KTA 3902	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen (Änderungsentwurf 11/82)
	KTA 3903	Prüfungen und Betrieb von Hebezeugen in kerntechnischen Anlagen (Regel 11/82)

Tabelle 11.1: Im Jahr 1982 verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln

Nutzung von Fremddatenbanken

Im Jahr 1982 konnte in der Bibliothek ein umfassendes Know-how auf dem Gebiet der Nutzung von Fremddatenbanken gesammelt werden. Die Erfahrungen erstrecken sich auf On-line-Recherchen (Informationsvermittlung) und auf die On-line-Bibliographie (Literaturversorgung).

Mit der Inbetriebnahme der IuD-(Information und Dokumentation-)Terminals wurde der Direktzugriff auf Literatur- und Faktendatenbanken mit Millionen gespeicherter Dokumente und Daten ermöglicht. Aufgrund der fachlichen Ausrichtung der GRS bot sich zunächst das Informationssystem Karlsruhe (INKA) an. Über INKA sind die nationalen und internationalen Datenbanken folgender Fachinformationszentren (FIZ) direkt wählbar:

- FIZ Energie-Physik-Mathematik
- FIZ Geowissenschaften
- FIZ Technik
- FIZ Werkstoffe
- Informationsverbundsystem Raum und Bau

Im Rahmen der Informationsvermittlung mit den FIZ kann der Benutzer zwischen zwei Arten der On-line-Recherchen wählen:

- **Retrospektive Recherche**
Zu einem bestimmten Thema wird ein vom Benutzer vorgegebener Zeitraum abgedeckt. Beispiel: Über die Endlagerung radioaktiver Abfälle werden alle Publikationen gesucht, die zu diesem Problemkreis in den Jahren 1977 bis 1982 erschienen sind.
- **Periodischer Profildienst**
Zu einer Fragestellung werden, z.B. in monatlichen Lieferungen, Neuzugänge relevanter Datenbanken zur Verfügung gestellt. Beispiel: Jeden Monat erhält der Besteller eine Übersicht über sämtliche Publikationen, die zur Endlagerung radioaktiver Abfälle neu erschienen sind.

Das Ergebnis liefert der Rechner in Form eines Computerausdrucks (Bild 12.1). Der Ausdruck umfaßt sogenannte Dokumentationseinheiten (DE) der zitierten Literaturstellen. Die DE setzen sich zusammen aus den bibliographischen Angaben (Autor, Titel usw.) und in der Regel einer Kurzfassung des Inhalts (Abstract).

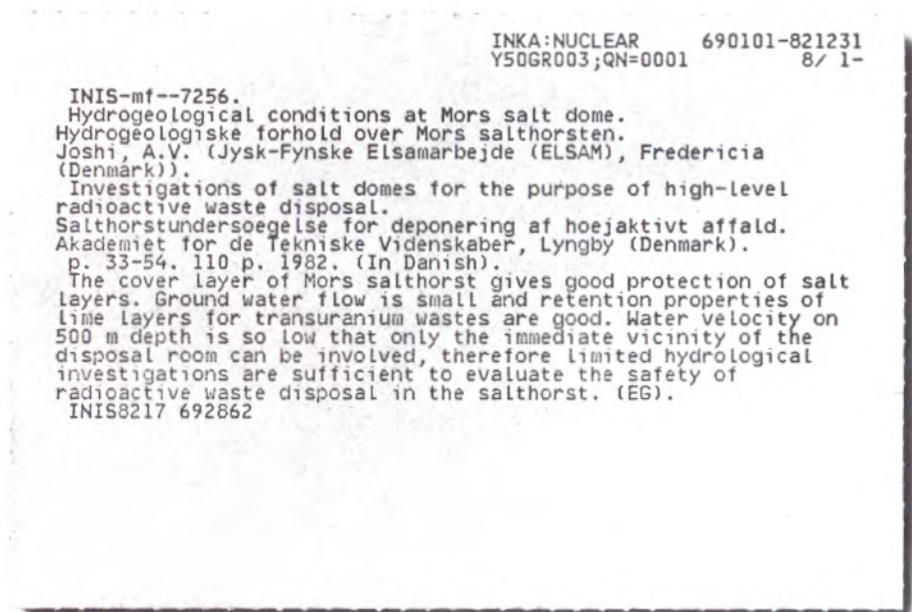


Bild 12.1: Computerausdruck einer Dokumentationseinheit aus einer On-line-Recherche in der Datenbank INKA-Nuclear

Die On-line-Recherche bietet dem Benutzer erhebliche Vorteile gegenüber der konventionellen Suche:

- Die Suchergebnisse können bei Bedarf direkt über einen Tischdrucker ausgegeben werden.
- Der Benutzer kann die Suchstrategie direkt am Bildschirm optimieren.
- Die Aktualität der Dokumente ist sehr groß, da die Datenbanken in der Regel monatlich auf den neuesten Stand gebracht werden.

Die tatsächliche Nutzung der neuen Dienstleistungen übertraf alle Erwartungen. Die Benutzer der Bibliothek machten schneller und in erheblich größerem Umfang davon Gebrauch als voraussehbar. Statt der hochgerechneten Nutzung von Fremddatenbanken in der Größenordnung von 70 Stunden belief sich der tatsächliche Bedarf auf über 360 Stunden für 1982. Allein im Betriebsteil Köln nahmen bereits in diesem ersten Jahr 38 % der Mitarbeiter die neuen Möglichkeiten in Anspruch.

Aufgrund der positiven Erfahrungen mit den On-line-Diensten ist das Angebot erweitert worden. 1983 stehen in der GRS weitere Informationssysteme zur Verfügung:

DIMDI (Deutsches Institut für medizinische Dokumentation und Information). Das Angebot umfaßt Datenbanken zu Biologie, Gesundheitswesen, Medizin, Umweltforschung usw.

DIALOG Das Informationssystem der Firma Lockheed bietet das zur Zeit wohl weltweit umfassendste Datenbankangebot. Es umfaßt ca. 150 Datenbanken aller Wissensgebiete.

Weiterhin ist geplant, die Biblio-Data (Deutsche Bibliographie) und ZDB (Zeitschriftendatenbank) im Laufe des Jahres 1983 einzuführen. Auf diese Weise kann die GRS ein weites Spektrum zur Informationsvermittlung bereitstellen.

Der On-line-Dienst entwickelte sich 1982 zum selbstverständlichen Hilfsmittel für den Sachverständigen der GRS zur Lösung seiner Aufgaben. Als zentrale Informationsvermittlungsstelle führt die Bibliothek On-line-Recherchen als Routineaufgaben durch. Damit schloß sich 1982 eine Lücke in der sogenannten „In-House“-Informationsvermittlung der GRS.

Bibliotheks-Informationssystem

Eine weitere Modernisierung der Bibliothek wurde 1982 in Angriff genommen. Dabei handelt es sich um eine Bibliotheksdatenbank der GRS. An dieses System sind zwei Hauptforderungen gestellt: Zum einen wird erwartet, daß die Verwaltungsarbeiten in den Bereichen Bestellwesen, Ausleihe, Listenerstellung usw. vereinfacht werden. Zum anderen wurde ein dialogfähiges Informations-Retrieval gefordert.

Unter den genannten Grunderwartungen ist in Zusammenarbeit mit dem Fachbereich Datenverarbeitung ein Konzept der Bibliotheksdatenbank erarbeitet worden. Nach Prüfung verschiedener Informationssysteme bot sich das Programm STAIRS (Storage and Information

Retrieval System) von IBM an, das im 4. Quartal 1982 getestet wurde. Es ergab sich, daß STAIRS in modifizierter Form die Erwartungen erfüllen kann. Daher wird im ersten Halbjahr 1983 ein Prototyp des Bibliotheks-Informationssystems mit STAIRS (BISS) eingerichtet. Das Pilotprojekt führt der Kölner Bibliotheksteil durch. Nach Abschluß des Prototyps kann das System auch in Garching übernommen werden. In der endgültigen Phase umfaßt BISS das Kölner Informationssystem mit STAIRS (KISS) und das Münchner Informationssystem mit STAIRS (MISS). Damit können sowohl in Köln wie auch in Garching die Gesamtbestände der Bibliothek abgerufen werden. Ein intensiver interner Leihverkehr wird somit ermöglicht, der für eine schnellere Bereitstellung der im Hause vorhandenen Dokumente sorgt. Bild 12.2 zeigt eine Titelaufnahme aus BISS.

Kölner Bibliotheksteil in neuen Räumen

Die wohl augenscheinlichste Neuerung konnte im Dezember 1982 durchgeführt werden. Die Bibliothek bezog neue Räume. Damit endete ein langjähriges Provisorium. Die Bestände, bisher zum Teil in Kellern untergebracht, ließen sich zentral aufstellen. Auf ca. 300 m² sind den Benutzern erheblich bessere Arbeitsbedingungen geschaffen worden (Bild 12.3).

```
FILE: HPF      CARDIN  A   GRS KOELN

STANDORT = KOE
PUBDAT   = 810301
SEITEN    = 83
SPRACHE   = DE
KONFORT   = KOELN
KONFVON   = 801030
KONFBIS   = 801031
EXEMPL    = 002
GRSID     01-GRS-20 (2.EX.)
KOERPER    Gesellschaft fuer Reaktorsicherheit.
SACHTITEL  Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken.
DESKRI     Strahlenschutz Ueberwachung Mensch-Maschine-System Backfitting
            Betriebserfahrung Qualitaetskontrolle KKW-Obrigheim,KWO
KONFVERAN  Gesellschaft fuer Reaktorsicherheit.
KONFTITEL  4. GRS-Fachgespraech.
```

Bild 12.2: Titelaufnahme des Bibliotheks-Informationssystems BISS

Diese wissenschaftliche Spezialbibliothek dient primär der Informations- und Literaturversorgung für GRS-Sachverständige. Im Sinne eines Informationsverbundes steht sie aber auch anderen Organisationen bzw. den Auftraggebern der GRS unter bestimmten Voraussetzungen zur Verfügung. Für den Schutz vertraulicher Dokumente, wie z. B. Auftragsberichte, gelten besondere Bedingungen. Ein speziell hierfür eingerichteter Verschußraum wahrt die Rechte von Auftraggebern der GRS.

Die Entwicklungen des Jahres 1982 lassen erwarten, daß künftig das Dienstleistungsangebot der Bibliothek für GRS-Mitarbeiter ebenso wie für fachverwandte Organisationen weiter optimiert werden kann.

K. A. Hopfner



Bild 12.3: Großzügige Zeitschriftenauslage und Lesebereich, Arbeitsbereich der Bibliotheksmitarbeiterinnen, Teil des Präsenzbestandes und Kompaktanlage im neuen Saal der Kölner Bibliothek (Photos: A. Koch)

Zukunftsweisende Neuerungen und kritische Bestandsaufnahme des Erreichten auf dem Gebiet der Sicherheitsgewährleistung kerntechnischer Anlagen waren immer Gegenstand unserer „Fachgespräche“. Ein Vortrag über probabilistische Methoden und Risikogrenzwerte wurde bereits beim damaligen IRS-Fachgespräch 1969 viel beachtet. Unter dem Thema Risiko stand dann auch das 1. GRS-Fachgespräch 1977, auf dem erste Ergebnisse der Forschungsarbeiten zur „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (DWR-Studie) vorgestellt wurden. Gerade in den letzten Jahren haben Risikountersuchungen als Mittel für eine quantitative Aussage über wichtige Aspekte der Sicherheit einer Anlage immer mehr an Bedeutung gewonnen, Anlaß genug, auch beim 6. GRS-Fachgespräch am 3. und 4. November 1982 im Kölner Gürzenich den „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“ darzustellen. Den einen Schwerpunkt bildete die Berichterstattung über die Ergebnisse der „Risikoorientierten Analyse zum SNR-300“, mit der sich auch drei Beiträge in diesem Jahresbericht befassen (Kapitel 2 und die Abschnitte 7.1 und 7.2). Den zweiten Schwerpunkt stellten die neuesten Entwicklungen im Rahmen der Phase B der DWR-Studie, die Diskussion der Dosis/Wirkungs-Beziehung sowie Überlegungen zu Risikogrenzwerten dar. Das Interesse der kerntechnischen Fachwelt an diesen Themen war groß (Bild 13.1). Adolf Birkhofer konnte ca. 450 in- und ausländische Gäste, u. a. auch aus dem Ostblock und den Vereinigten Staaten, zum Fachgespräch begrüßen. Einen erfreulichen Zuspruch fand die Veranstaltung auch bei den Journalisten von Presse, Funk und Fernsehen, die in vielen objektiven Artikeln und Hörfunksendungen über das Fachgespräch berichteten.

Der abendliche Festvortrag von Wolfgang Priester, Leiter des Instituts für Astrophysik und Extraterrestrische Forschung der Universität Bonn, gab den Zuhörern einen Einblick in die faszinierenden Geheimnisse der Entstehung unseres Kosmos. In 45 Minuten übernahm er die schwierige Aufgabe, ein Bild unseres ca. 10 bis 20 Milliarden Jahre alten Weltalls zu zeichnen – „Vom Urknall bis zu schwarzen Löchern“.

Beim Urknall, oder von Priester auch Urblitz genannt, bildete sich aus einem Billionen Grad heißen Feuerball in unbegreiflich schneller Folge – schon nach den ersten 100 Sekunden hatte das Weltall einen Radius von ca. 10



Bild 13.1: Empfang zum Auftakt des Fachgesprächs

Lichtjahren, also etwa die Größe des heute bekannten Großen Orion-Nebels – die heutige Materie des Weltalls.

Wie groß ist die Expansionsgeschwindigkeit der Galaxien, wie hoch ist die heutige mittlere Materiedichte im Kosmos, wo ist die Antimaterie

geblieben, haben Protonen eine unendliche Lebensdauer? Dies sind entscheidende Fragen für das Verstehen der Geschichte unseres Weltalls. Antworten konnten dank verbesserter Technologie in den letzten Jahren gefunden werden, aber die letztendliche Klärung steht zum Teil noch aus (Bild 13.2).



Bild 13.2: Zukunftsvision der Raumfahrt (Collage: W. Priester)

Anhand der Rotverschiebung der Spektrallinien extrem heller und entfernter Objekte, den Quasaren, läßt sich die Expansion des Kosmos messen. So gelang es 1982 einer australischen Astronomengruppe, den derzeitigen „Weltrekordhalter“ zu finden: ein Quasar, in einer Entfernung von rund 10 Milliarden Lichtjahren, dessen Fluchtgeschwindigkeit etwa 275 000 km/s beträgt. Nach jüngsten Messungen hat unser Weltall eine mittlere Materiedichte von 10^{-33} g/cm³. Wann und ob jedoch die Expansion des Kosmos unter weiterer Verdünnung der mittleren Materiedichte in eine Kontraktion umschlägt, ist noch unbekannt. Von entscheidender Bedeutung für viele neue große Theorien der Elementarteilchen ist das Wissen um die Lebensdauer der Protonen. Aus Experimenten ergab sich, daß sie größer sein muß als 10^{29} Jahre. Ein exakter Nachweis würde einen revolutionären Fortschritt für die Physik und die Kosmologie bedeuten.

Der zweite Tag des Fachgesprächs war, wie üblich, den Fachvorträgen vorbehalten. Otto Kellermann stimmte in seinem Einleitungsreferat auf die Thematik ein. Danach erläuterte Klaus Koberlein in einem Übersichtsvortrag Vorgehensweise und Ergebnisse der Risiko-orientierten Analyse zum SNR-300. Die drei darauffolgenden Vorträge befaßten sich mit Detailfragen aus dieser Studie.

Ziel der Analyse war es, einen Vergleich des Störfallrisikos eines modernen Druckwasserreaktors, wie es in der DWR-Studie ermittelt worden war, mit dem Störfallrisiko des SNR-300 zu ermöglichen. Die Vorgehensweise mußte daher soweit wie möglich der in der DWR-Studie entsprechen. Die Ergebnisse wiesen eine Reihe sicherheitstechnischer Vorteile des SNR-300 gegenüber einem Druckwasserreaktor auf. So führt selbst das Versagen aller Nachwärmeabfuhrsysteme aufgrund des tragen Temperaturverhaltens nicht unmittelbar zu einer Kernzerstörung, wie Achim Scharfe in seinem Beitrag über spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse veranschaulichte. Auch bei einem Leck in der Kühlmittelschließung kann ein größerer Kühlmittelverlust u. a. durch verschiedene technische Maßnahmen, wie beispielsweise Doppeltank, Auffangbehälter und Doppelaraturen, ausgeschlossen werden. Die von Reinhard Martens vorgebrachten Ergebnisse über die Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen demonstrierten die hohe Rückhaltefähigkeit von radioaktiven Stoffen

auch bei extremen Annahmen über Unfallablauf und Aktivitätsfreisetzung. Sicherheitstechnisch gegenüber dem DWR nachteilige Eigenschaften des SNR-300 – wie die chemische Reaktionsfähigkeit des Kühlmittels Natrium und die Möglichkeit einer Leistungsexkursion bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung – werden durch zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen mehr als ausgeglichen.

Über die im Rahmen der SNR-Studie durchgeführte internationale Expertenbefragung und ihre probabilistische Auswertung berichteten Eduard Hofer und Horst Löffler. Ziel dieser Befragung war es, Wahrscheinlichkeitsaussagen über wichtige Phänomene des äußerst pessimistisch angenommenen Unfallablaufs, der zu einer mechanischen Energiefreisetzung führen kann, auf eine möglichst breite Grundlage zu stellen.

Die beiden nächsten Vorträge bezogen sich auf neue Überlegungen und weiterführende Arbeiten zur DWR-Studie. Erich Oberhausen, Leiter der Abteilung für Nuklearmedizin der radiologischen Kliniken am Universitätsklinikum Homburg/Saar, schenkte dem biologisch-medizinischen Teil der Risikofrage besondere Aufmerksamkeit. Er schlug u. a. vor, das Risiko nicht durch die Anzahl der wahrscheinlichen Todesfälle auszudrücken, sondern durch den mittleren Verlust an Lebenserwartung der betroffenen Bevölkerungsgruppe. Insgesamt zielte seine Überlegung darauf ab, die Abschätzung des Strahlenrisikos stärker an der Realität zu orientieren.

Eine Zwischenbilanz der Arbeiten, die über bisherige Ergebnisse der DWR-Studie hinausführen, der sogenannten Phase B, zog Dagmar Hippe. Sie stellte erste Arbeitsergebnisse zu Störfalluntersuchungen, verbesserte Modellbeschreibungen zum Verlauf eines Kernschmelzunfalls und der damit verbundenen Freisetzung radioaktiver Stoffe vor.

Peter A. Gottschalk legte Überlegungen zu Risikogrenzwerten für Kernkraftwerke dar. Er setzte für die bereits international unter dem Schlagwort „Safety Goals“ diskutierten Entwürfe und Dokumente aus den Vereinigten Staaten einen neuen Ausgangspunkt: die Risikogrenzwerte an das aus der deutschen Strahlenschutzverordnung bekannte 30-mrem-Konzept anzubinden. Schwerpunkt des Konzepts ist der Vorschlag, das Individualrisiko, resultierend aus dem Gesamtspektrum der Ereignisse, d. h. vom

Normalbetrieb über Störfälle bis hin zu hypothetischen Reaktorunfällen, zu begrenzen.

Alle Beiträge und Diskussionen werden, wie immer, in einem Tagungsbericht (GRS-52) veröffentlicht. Auch in unserer schnelllebigen Zeit werden die darin enthaltenen Erkenntnisse beim 7. GRS-Fachgespräch am 27. und 28. Oktober 1983 in München keineswegs Nostalgie sein.

H. May

IAEA-Symposium „Nuclear Power Plant Control and Instrumentation“

14

Mit diesem Symposium vom 11. – 15. Oktober 1982 in München setzte die International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien, eine Reihe von Veranstaltungen fort, die ausschließlich dem Fachgebiet der Instrumentierung und Regelung von Kernkraftwerken gewidmet ist. Wie die vorausgehenden Symposien 1973 in Prag und 1978 in Cannes fanden auch diesmal die Vorträge ein äußerst positives Echo. 250 Fachleute aus 31 Ländern hatten Gelegenheit, die für sie aktuellen Themen ausführlich zu diskutieren, wozu die Räumlichkeiten im Europäischen Patentamt ausgezeichnete Möglichkeiten boten.

Für die fachliche Ausrichtung der Veranstaltung zeichnete die bei der IAEA seit langem bestehende Internationale Arbeitsgruppe für Instrumentierung und Regelung von Kernkraftwerken mit ihrem derzeitigen Vorsitzenden Dr. W. Bastl (GRS) verantwortlich. Die örtliche Organisation des Symposiums war der GRS übertragen. Durch den großen Einsatz der Mitarbeiter aus den Fachabteilungen und der Verwaltung wurde für einen reibungslosen Ablauf der Veranstaltung gesorgt und ein Umfeld geschaffen, in dem sich alle Teilnehmer wohl fühlten (Bild 14.1). Das beweisen nicht zuletzt die vielen anerkennenden Zuschriften, die inzwischen bei der GRS eingegangen sind.



Bild 14.1: Prof. Seminov, IAEA (rechts) und Dr. Losch, BMFT (Mitte) im Gespräch mit Dr. Bastl, GRS (links). Im Hintergrund J. Dumm, GRS

Neben den fruchtbaren Diskussionen während der Tagung selbst boten sich für die Teilnehmer weitere Gelegenheiten des Austauschs und des Kennenlernens der Forschungs- und

Entwicklungsarbeiten für leittechnische Einrichtungen der anderen Staaten und Institutionen. Zwei solche Anlässe waren der von der IAEA gegebene Empfang in der Abteilung Kraftanlagen des Deutschen Museums und der im Antiquarium der Residenz München, zu dem die Bayerische Staatsregierung, vertreten durch den Staatsminister für Wirtschaft und Verkehr Anton Jaumann, eingeladen hatte.

Das Symposium war in sechs Sitzungen gegliedert mit den jeweiligen Schwerpunkten

- Erfahrungen mit leittechnischen Einrichtungen in Kernkraftwerken,
- fortschrittliche Systeme zur Operator-Unterstützung,
- Schutzsysteme,
- Regelungs- und Steuerungssysteme,
- Meßtechniken,
- Zuverlässigkeit, Qualifizierung und Instandhaltbarkeit.

Von der Anzahl der Vorträge her wurden die beiden ersten Themenkreise am stärksten repräsentiert. Insgesamt sind in 49 Vorträgen neue Forschungs- und Entwicklungsergebnisse oder gewonnene Erfahrungen zu den oben genannten Themen vorgestellt worden.

Obwohl es schwierig ist, in einer kurzen Zusammenfassung der wichtigsten Ergebnisse den einzelnen Beiträgen nur einigermaßen gerecht zu werden, könnte man sie wie folgt bewerten:

- Weltweit wird versucht, die Schichtmannschaft bei ihren sehr komplexen Aufgaben während des Betriebes und bei Störungen durch moderne Systeme zu unterstützen, die häufig als Informationsmedium Farb-sichtgeräte benutzen. Viele dieser Systeme haben einen Entwicklungsstand erreicht, der ihre praktische Erprobung in einem Kernkraftwerk rechtfertigt.
- Die Bemühungen um die Analyse der Aufgaben der Schichtmannschaft werden verstärkt und sind notwendige Voraussetzung zur Entwicklung moderner Operator-Unterstützungssysteme.
- Ebenso konzentrieren sich zunehmend Aktivitäten auf die Entwicklung von Kompakt-, Funktions- und solchen Simulatoren, die die Warte möglichst naturgetreu wiedergeben (Fullscope-Simulatoren). Dies führt zu erheblichen Auswirkungen für die Aus- und Weiterbildungsprogramme der Schichtmannschaft.

- Bei den Steuerungs- und Regelungssystemen sowie auch bei Schutzsystemen zeigt sich ein deutlicher Trend zum verstärkten Einsatz von Prozeßrechnern und verteilten Mikroprozessorsystemen. Ebenso gibt es Bestrebungen, Prozeßrechner für die Widerkehrenden Prüfungen der genannten Systeme einzusetzen.
- Aufgrund dieser Tendenzen müssen auch Methoden entwickelt werden, um solche Rechensysteme – insbesondere für den Einsatz in Schutzsystemen – zu qualifizieren. Erfahrungen verschiedener Länder zeigen, daß dies beim heutigen Stand der Technik möglich ist.
- Durch die schnelle Entwicklung auf dem gesamten Gebiet der Leittechnik ist zu erwarten, daß über die Lebensdauer eines Kernkraftwerkes hinweg Teile oder ganze Systeme der Leittechnik ausgetauscht werden müssen. Erfahrungen mit solchen Nach- und Umrüstaktionen wurden vorgestellt.
- Es gibt bemerkenswerte Fortschritte auf dem Gebiet neuer Kernüberwachungsverfahren, die eine genauere kontinuierliche Überwachung erlauben.

Es wäre erfreulich, wenn der Leser durch diese kurze Übersicht zur Lektüre der Vorträge angeregt wird, die als Symposium Proceedings von der IAEA, Wien, herausgegeben werden. Als Fazit des Symposiums kann gesagt werden, daß bei der raschen Entwicklung auf dem Gebiet der Leittechnik der internationale Austausch von Erfahrungen, wie er z. B. auf solchen Tagungen stattfindet, forciert werden sollte, um Parallelentwicklungen zu vermeiden oder besser zu koordinieren und zu allgemein anerkannten Richtlinien, z. B. zur Qualifizierung von Software, zu kommen.

W.-E. Buttner

Ausbildung von GRS-Mitarbeitern

Mit dem Beginn des Jahres 1981 hatte die Stabsstelle Ausbildung in der GRS ihre Arbeit aufgenommen. Sie ist zuständig für die Einweisung und Weiterbildung aller GRS-Mitarbeiter, wobei ihre Aufgaben im Aufbau und in der Durchführung eigener Ausbildungsveranstaltungen, Kolloquien, Seminare und Exkursionen zu kerntechnischen Anlagen (Bild 15.1), in der Vermittlung von Fremdveranstaltungen, in der veranstaltungs- und personenbezogenen Dokumentation und in der Harmonisierung der Ausbildung über die TÜV-Leitstelle liegen. Während das Jahr 1981 vorwiegend für die Entwicklung von Konzepten, den Aufbau von Seminaren und die Durchführung erster Veranstaltungen genutzt wurde, kann 1982 für die Ausbildung in der GRS als Jahr der Etablierung und Konsolidierung angesehen werden. Alle Seminare, die fester Bestandteil des technisch-wissenschaftlichen Einweisungsprogramms sind, wurden inzwischen in einem ersten Durchgang abgewikelt. Dabei setzte sich die Erkenntnis durch, daß eine systematische und vielseitige Ausbildung zum eigenen Nutzen und der Qualität der GRS-Arbeit insgesamt förderlich ist.

Technisch-wissenschaftliche Ausbildung

Die Ausbildung von Sachverständigen in der GRS erfolgt wie bei den Technischen Überwachungs-Vereinen (TUV) nach einer gemeinsamen Richtlinie. Diese Richtlinie sieht drei Arten von Seminaren vor, an denen teilzunehmen für jeden einzuweisenden technisch-wissenschaftlichen Mitarbeiter obligatorisch ist: das sogenannte G-Seminar, in dem in zehn Grundthemen allgemeine Kenntnisse vermittelt werden, das sogenannte GK-Seminar, in dem in dreizehn Grundthemen Kenntnisse zur Kerntechnik vermittelt werden, und die sechs sogenannten K-Seminare, die fachbezogene Kerntechnik-Themen behandeln. Jeder Einzuweisende muß mindestens zwei K-Seminare absolvieren, von denen das Seminar „Strahlenschutz und Standort“ obligatorisch ist.

Im Berichtsjahr wurden zwei knapp einwöchige G-Seminare und – erstmalig – zwei knapp zweiwöchige GK-Seminare, jeweils in den Betriebsteilen Köln und Garching, sowie in Köln das K-Seminar zum Thema „Strahlenschutz und Standort“ durchgeführt. Daneben fanden auch zwei sogenannte „Bereiche-Seminare“ statt. In ihnen werden den neuen Mitarbeitern

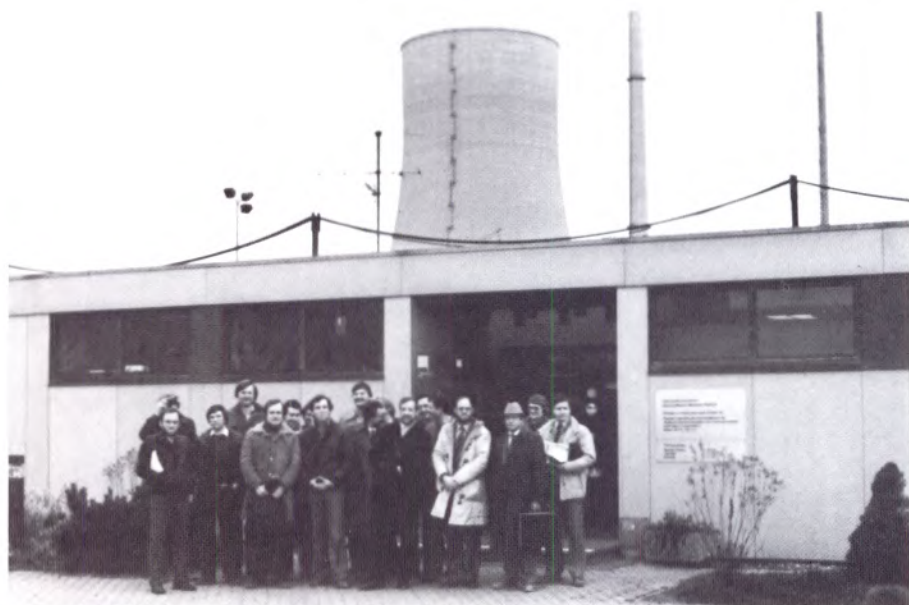


Bild 15.1: Exkursion zum Kernkraftwerk Mulheim-Kärlich

durch die Bereichsleiter Organisation und Aufgaben der einzelnen GRS-Bereiche vorgestellt. Schließlich spielen für die fachliche Querinformation von Mitarbeitern die GRS-Kolloquien, die von der Stabsstelle Ausbildung geplant und durchgeführt werden, eine wichtige Rolle.

Die Stabsstelle Ausbildung führt nicht nur eigene Veranstaltungen durch, sondern stellt auch ein breites Informationsangebot externer Tagungen, Seminare und Kurse den GRS-Mitarbeitern zur Verfügung und vermittelt zum Teil die Teilnahme. Vierteljährlich erscheint ein Informationsdienst, der alle in- und ausländischen Veranstaltungen auf dem Gebiet der Kerntechnik in einer Vorausschau enthält. Im Berichtsjahr konnte auch die befristete Abstellung mehrerer GRS-Mitarbeiter zu kerntechnischen Anlagen vermittelt werden.

Für die sachverständige Begutachtung kerntechnischer Anlagen ist für das Gebiet der Bundesrepublik Deutschland eine möglichst weitgehende Einheitlichkeit anzustreben. Durch die Mitarbeit des Leiters der Stabsstelle Ausbildung im Facharbeitskreis „Einweisung und Weiterbildung“ bei der TÜV-Leitstelle Kerntechnik sind die Vertretung der GRS-Interessen wie auch ein bundesweit gemeinsames Vorgehen sichergestellt.

Verwaltungstechnische Ausbildung

Ein Ausbildungsbedarf besteht in der GRS selbstverständlich auch für die Mitarbeiter des Verwaltungsbereichs, Sekretärinnen, Sachbearbeiter und nicht wissenschaftlich-technische Kräfte.

Die Stabsstelle Ausbildung stellt die für die GRS-Mitarbeiter relevanten Ausbildungsveranstaltungen zusammen. Da die GRS selbst naturgemäß keine Berufsbildung für Verwaltungsangestellte durchführen kann, werden externe Kurse geeigneter Weiterbildungsinstitutionen in zweckentsprechender Auswahl angeboten.

H.-J. Danzmann

Gesellschafter der GRS sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die 11 Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Sitz der Gesellschaft ist Köln; die GRS hat einen Betriebsteil in Köln und einen in Garching bei München.

Am Jahresende waren insgesamt 468 Mitarbeiter beschäftigt (31. 12. 1981 487). Die Gesellschaft arbeitet aufgrund von Verträgen für den Bund, für die Technischen Überwachungs-Vereine, für deutsche und ausländische Genehmigungsbehörden, für die Europäischen Gemeinschaften u.ä. Die Jahreserträge beliefen sich auf 61157 TDM (1981: 60278 TDM).

Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 16.1 dargestellt.

Die Organe der Gesellschaft sind:

- die Gesellschafterversammlung,
- der Aufsichtsrat,
- die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

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

Ministerialdirigent Josef Karl Pfaffelhuber,
Bonn, stellvertretender Vorsitzender
(bis 31. 5. 1982)

Ministerialdirektor Dr. Hans-Peter
Bochmann, Bonn, stellvertretender Vorsit-
zender (ab 1. 6. 1982)

Ministerialrat Wolfgang Beyer, Bonn
(bis 17. 10. 1982)

Ministerialdirigent Prof. Dr. Franz-Josef
Dreyhaupt, Düsseldorf

Ministerialrat Hans Peter Engelhardt, Bonn

Regierungsdirektor Dr. Heinrich Getz,
Bonn (bis 17. 10. 1982)

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

Regierungsdirektor Dr. Walter Hohlefeldt,
Bonn (ab 18. 10. 1982)

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn
(ab 18. 10. 1982)

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

Direktor Prof. Dr. Karl-Heinz Lindackers,
Köln

Senator E.h. Dipl.-Ing. Herbert Löhle,
Esslingen

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf
Mauker, München

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel,
Bonn

Direktor Dr. Gerhard Wittmann,
München († 29. 12. 1982)

Gesellschafter

Die Gesellschafter und ihre Anteile am
Stammkapital (in %) sind:

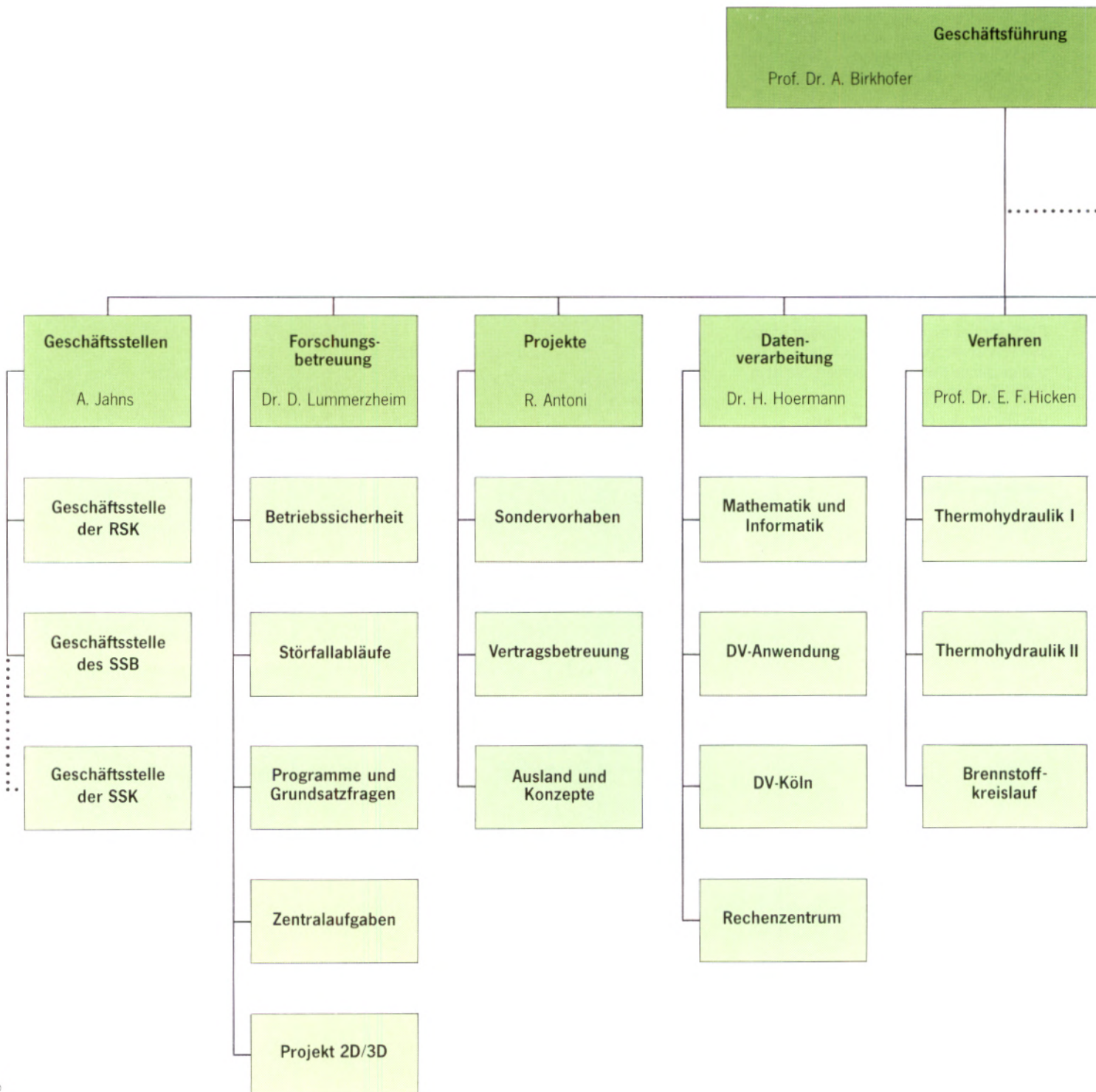
Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Baden e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein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

Geschäftsführer

Geschäftsführer der Gesellschaft sind:

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

Organigramm



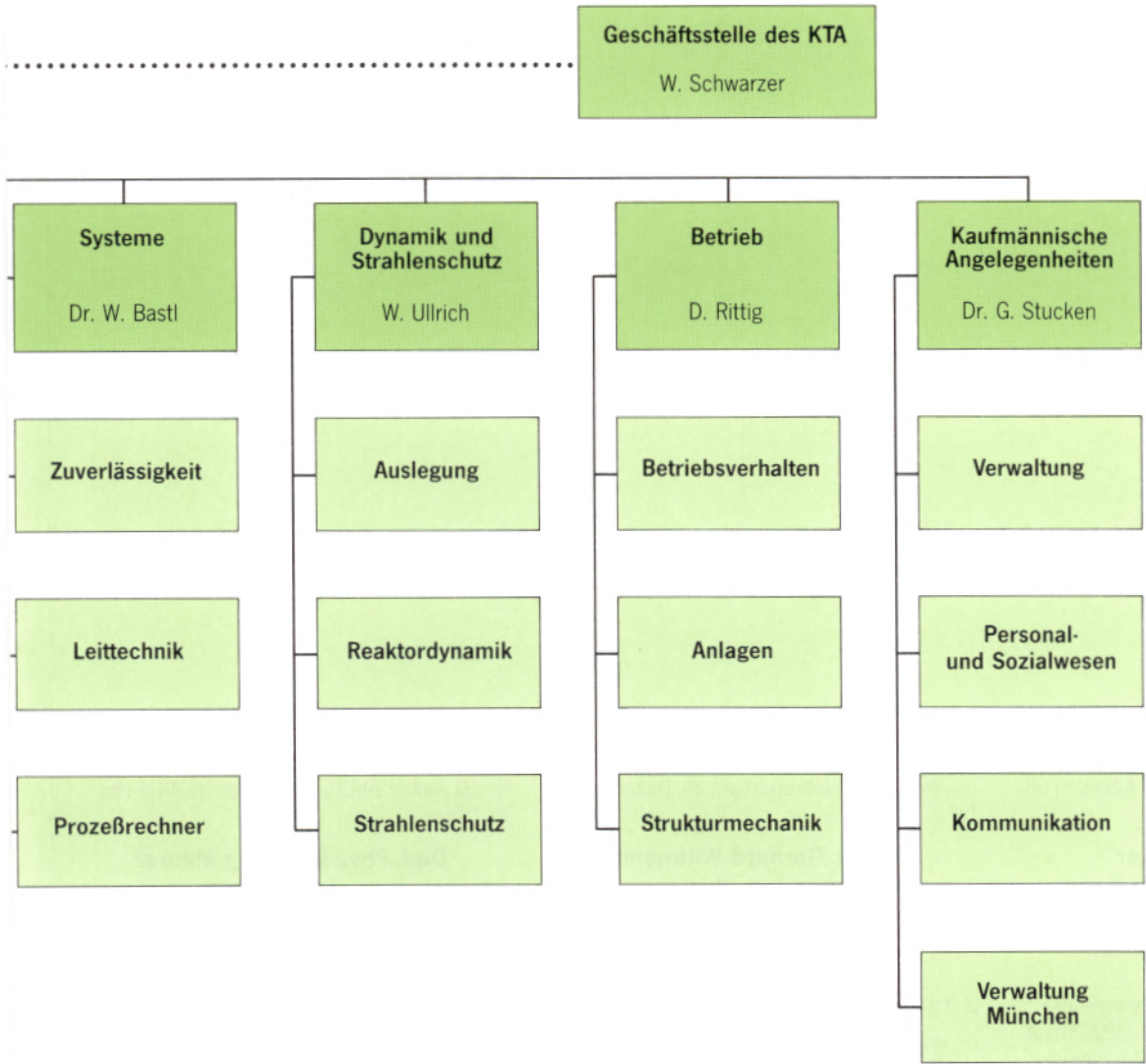


Bild 16.1: Organisation der GRS
Stand 31. 12. 1982

In memoriam

Am 20. Dezember 1982 starb im Alter von 68 Jahren

Dr.-Ing. Rudolf Meister

Mitglied des Vorstandes und in dieser Eigenschaft Sprecher des Vorstandes der Hamburgischen Electricitätswerke AG

Dr. Meister war von 1971–1976 Vorsitzender des IRS-Vorstandes und von 1976–1978 Vorsitzender des GRS-Aufsichtsrates. Die Entwicklung des IRS und der GRS wäre ohne seine tatkräftige Förderung und seinen großen Einsatz für eine sichere Kernenergie in unserem Lande nicht möglich gewesen.

Die GRS wird Herrn Dr. Meister stets ein ehrendes Andenken bewahren.

im Alter von 48 Jahren ist am 29. Dezember 1982

Dr.-Ing. Gerhard Wittmann

Geschäftsführender Direktor und Mitglied des Vorstandes des Technischen Überwachungs-Vereins Bayern e. V.

plötzlich verstorben.

Dr. Wittmann war seit dem 1. Juli 1978 Mitglied unseres Aufsichtsrates.

Die GRS wird seiner stets in Ehren gedenken.

Am 16. Januar 1982 verunglückte im Alter von 39 Jahren

Dipl.-Phys. Wolfgang Maurer

während seiner Urlaubsreise tödlich.

Wolfgang Maurer war seit 1970 wissenschaftlicher Mitarbeiter im Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung der Technischen Universität München und gehörte seit Gründung der GRS der Abteilung Reaktordynamik im Bereich Dynamik und Strahlenschutz an.

Mit Herrn Maurer hat die GRS einen wegen seiner freundlichen und hilfsbereiten Art sehr geschätzten Kollegen verloren.

Die GRS-Arbeitsergebnisse finden ihren Niederschlag in Berichten, Studien und Gutachten, die für unsere Auftraggeber (Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Bund und Ländern) erarbeitet werden. In Abstimmung mit ihnen wird ein Teil als GRS-Berichte, als Veröffentlichungen in der Fachpresse und durch Informationsdienste publiziert. Das allgemein zugängliche Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt und ist auf Anfrage erhältlich.

Nach Gruppen gegliedert, wurden 1982 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte

GRS-Informationsdienste

- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers des Innern wurden Schriften erarbeitet, gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

GRS-Mitarbeiter veröffentlichten ihre Arbeitsergebnisse wie in den Vorjahren auch in externen Medien oder waren als Mitautoren an Veröffentlichungen beteiligt.

Vorträge

GRS-Mitarbeiter hielten Vorträge über ihre Arbeitsergebnisse bei nationalen und internationalen Veranstaltungen oder waren als Mitautoren beteiligt.



GRS-Berichtsreihen

● Jahresbericht

Seit 1977 wird der Jahresbericht regelmäßig veröffentlicht. Er erscheint jeweils im April des dem Berichtszeitraum folgenden Jahres. Der Jahresbericht enthält neben den für eine GmbH vorgeschriebenen Informationen auch einen Gesamtüberblick über die Tätigkeiten der GRS durch Beiträge aus den verschiedenen Fachbereichen.

● GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1. 1. 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit, RSK-Empfehlungen oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut (z. B. GRS-Fachgespräche, RS-Tagungen). Seit 1981 werden in diese Berichtsreihe auch sogenannte Auftragsberichte aufgenommen, die bis dahin aus Urheberrechtsgründen der Öffentlichkeit nicht zugänglich waren. Bei diesen Berichten handelt es sich um Ergebnisse von Forschungsaufträgen, die die GRS für verschiedene Auftraggeber durchgeführt hat. In diesen von den Auftraggebern zur Veröffentlichung freigegebenen Berichten werden vorwiegend Spezialgebiete der Reaktorsicherheit behandelt, Programmbeschreibungen gegeben und Untersuchungsabläufe beschrieben. Diese Berichte sprechen daher vor allem den Fachmann an, der sich über bestimmte Spezialgebiete orientieren will.

Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Ercan, Y., A. Hoeld und O. Lupaş:
Garlic-B – A Digital Code for Real-Time Calculation of the Transient Behaviour of Nodal and Global Core and Plant Parameters of BWR Nuclear Power Plants (Program Description)
GRS-39 (April 1982)

Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken, 5. GRS-Fachgespräch, München, 22.–23. Oktober 1981
GRS-41 (Februar 1982)

Franzen, L. F.:
The Nuclear Licensing and Supervisory Procedures for Nuclear Facilities in the Federal Republic of Germany
GRS-43 (Februar 1982)

Guldner, W., H. Polke, H. Spindler und G. Zipf:
Programmsystem RALLY – Zur probabilistischen Sicherheitsbeurteilung großer technischer Systeme
GRS-44 (März 1982)

Tagung Reaktorsicherheitsforschung, Köln, 27. Mai 1982
GRS-45 (September 1982)

Meier, S.:
Auswirkungen der mechanischen Belastungen von Leistungsexkursionen auf den Reaktortank. Nachrechnung des zweiten Schusses im 1/6-Modelltank des SNR-300 mit SEURBNUK-2
GRS-46 (Juni 1982)

Bettmann, D., und K. Kotthoff:
Report about Abnormal Events in Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany in the Year 1980
GRS-47 (Juli 1982)

Fidorra, J.:
Biophysikalische Strahlenwirkungen
GRS-48 (Juli 1982)

Mohiuddin, G. M.:
Sensitivitätsstudie zum thermomechanischen Verhalten des Steinsalzes bei der Einlagerung radioaktiver Abfälle
GRS-49 (Juli 1982)

Farber, G.:
Informationssystem der U.S. Nuclear Regulatory Commission
GRS-50 (September 1982)

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Hrsg. Gesellschaft für Reaktorsicherheit
GRS-51 (Oktober 1982), ISBN 3-923875-00-2



GRS-Informationsdienste

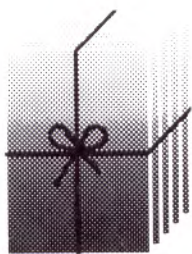
Im Berichtsjahr wurden die nachstehend beschriebenen Informationsdienste herausgegeben:

● Translations – Safety Codes and Guides

Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet. Im Berichtszeitraum erschienen 5 dieser Translations.

● Faltblätter

Die von der GRS herausgegebenen Faltblätter behandeln in kurzer und dem Laien verständlicher Form relevante Themen aus dem Bereich der Kerntechnik. Im Berichtszeitraum wurde das Faltblatt „Entsorgung von Kernkraftwerken“ völlig neu überarbeitet herausgegeben, so daß jetzt insgesamt 11 Faltblätter erhältlich sind.



Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) wurden im Berichtszeitraum Zusammenstellung, Druck und Versand übernommen für:

Der Bundesminister des Innern:
Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
5. Ergänzung, Februar 1982
6. Ergänzung, Juli 1982

Im Auftrag des BMI erarbeitete die GRS den Bericht:

Der Bundesminister des Innern:
Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland 1981
Presse Dienst des BMI, Bonn, 24. September 1982



Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

Bastl, W., B. Schutz (GRS) und R. Stuger (GTE):
Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e.V., Heft 1/1982

Beraha, B., A. Hold, O. Lupaş et al.:
Computer-Aided Core Surveillance and Control
Proceedings of the Intern. IAEA Symposium on „Nuclear Power Plant Control and Instrumentation“, October 1982, IAEA-SM-265/97

Biesold, H.:
Der Transfer radioaktiver Stoffe in landwirtschaftlichen Nutzpflanzen
in: „Radioökologie und Strahlenschutz“, Hrsg. K. Aurand, I. Gaus und H. Rühle, Erich Schmidt-Verlag, Berlin, Bielefeld, München, 1982

Birkhofer, A.:
Kernenergie – Kurz- und langfristige Aspekte ihrer Verantwortbarkeit
in: „Ein historischer Kompromiß in der Energiepolitik“, Hrsg. Akademie für politische Bildung, Materialien und Berichte, Nr. 57, 1982

Birkhofer, A.:
Reaktorsicherheit – Pessimismus unangebracht
Die Umschau, Nr. 11/82 vom 28. 5. 1982

Birkhofer, A. u.a.:
Wiederaufarbeitung, Bürger fragen – Experten antworten
Broschüre des Bayerischen Staatsministeriums für Landesentwicklung und Umweltfragen, Oktober 1982

Danzmann, H.-J.:
Lassen sich Reaktorunfälle berechnen?
in: „Im Ernstfall hilflos?“ – Katastrophenschutz bei Atom- und Chemieunfällen, Hrsg. E. R. Koch und F. Vahrenholt, Fischer Taschenbuch-Verlag, Band 3827, Frankfurt/Main, 1982

Danzmann, H.-J.:
Risiko – Schnittstelle zwischen Recht und Technik
Energiewirtschaftliche Tagesfragen, Heft 11/1982

Danzmann, H.-J.:
Stand und Zielsetzung der Reaktorsicherheitsforschung
Atomwirtschaft-Atomtechnik, Heft 12/1982

Ehrenberger, W.:
Softwarezuverlässigkeit und Programmiersprache
PEARL-Rundschau, Bd. 3, Nr. 2 vom Juli 1982

Ercan, Y., A. Hold und O. Lupaş:
A Model and Digital Code for Real-Time Calculation of the Transient Behaviour of Nodal and Global Core and Plant Parameters of BWR Power Plants
Proceedings of the IFAC-Workshop on Computer-Aided Design of Projects and Development Policies, Part D „Power Systems“, Juni 1982

Ercan, Y., A. Hold und O. Lupaş:
A 3D Nonlinear Model and Real-Time Digital Simulation of Operating Transients in Boiling Water Nuclear Power Plants
Proceedings of the International ASME Conference on Modelling and Simulation in Paris, Bd. 8, Kap. 8, Juli 1982

Erven, U., W. Guidner und U. Hauptmanns:
Richtlinien für probabilistische Risikoanalysen in den USA
Atomwirtschaft – Atomtechnik, Nr. 7/1982

Franzen, L. F.:
Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken – Bericht über das 5. GRS-Fachgespräch am 22./23. 10. 1981 in München
Atomwirtschaft – Atomtechnik, Nr. 2/1982

Franzen, L. F.:
Making Progress in Germany
Nuclear Engineering International, April 1982

Franzen, L. F., und W. Wienhold:
Sicherheit in der Kerntechnik – Oberstes Gebot für die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
in: „Arbeitssicherheit“, Hrsg. Krause, Pillat, Zander, Handbuch für Unternehmensleitung, Betriebsrat und Führungskräfte, Rudolf Haufe Verlag, Freiburg/Br., 11. Jahrgang, Heft 3, Juli 1982

Friedrichs, H., F. Lange, W. Ullrich (GRS) und J. P. Hosemann (KfK):
Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kuhlmitteilverlust-Storfall
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e.V., Essen, Heft 1/1982 und Atomwirtschaft-Atomtechnik, Heft 2/1982

Frisch, W., und R. Meißner:
Ergebnisse der Transientenanalyse für die Leichtwasserreaktoren und die Absicherung der Methoden durch Experimente, Inbetriebnahmeversuche und Betriebserfahrungen
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e.V., Essen, Heft 1/1982

Herkommer, E., und M. Wollenschläger:
Anlagensicherung, Arbeitsschutz und Betriebsverfassung im Atomrecht
Umwelt- und Planungsrecht, Nr. 10/1982

Hicken, E. F., und K. Wolfert:
Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Code-Entwicklung – Das Beispiel Kuhlmitteilverlust
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e.V., Essen, Heft 1/1982

Hicken, E. F.:
Untersuchung zur Wirksamkeit der Notkühlung anhand von
Großversuchen
Zeitung für Kommunale Wirtschaft (ZfK) Nr. 7/82

Kautsky, H. (DHI), und Ch. Lukner (GRS):
Meeresversenkung radioaktiver Abfälle
*Energiewirtschaftliche Tagesfragen (Fachheft Entsorgung),
Heft 2, 1982*

Krzykacz, B.:
Ein risikoorientiertes statistisches Software-Testverfahren
PEARL-Rundschau, Band 3, Nr. 2, Juli 1982

Lukner, Ch. (GRS), und W. Brewitz (GSF):
Die Schachanlage KONRAD als Endlager für radioaktive
Abfälle
*Energiewirtschaftliche Tagesfragen (Fachheft Entsorgung),
Heft 2, 1982*

Lukner, Ch.:
Faktenpapier Kernenergie
Deutsches Atomforum, Bonn, Juli 1982

Lukner, Ch.:
Kernenergie und Entsorgung (Broschüre)
Deutscher Instituts Verlag, Köln, Dezember 1982

Lukner, Ch.:
Die kleine Energie-Bibliographie
Hauptberatungsstelle für Elektrizitätsanwendung, Frank-
furt/M., April 1982

Lupas, O., und A. Hold:
PWR Plant Real-Time Modelling
Journal of Modelling and Simulation, 1982

Nguyen, D. L., und W. Winkler:
Comparison Report on OECD-CSN, Standard Problem No. 2
„Waterline Rupture in a Branched Compartment Chain“
CSNI Report, Mai 1982

Puhr-Westerheide, P.:
Aspekte von Software-Validationsverfahren und ihrer Auto-
matisierbarkeit
PEARL-Rundschau, Band 3, Nr. 2, Juli 1982



Vorträge

GRS-Mitarbeiter haben nicht nur an verschiede-
nen Tagungen teilgenommen, sondern sind
dort auch häufig mit eigenen Vorträgen hervor-
getreten. Im allgemeinen behandelten sie The-
men, die sich unmittelbar aus der eigenen
Arbeit ergeben oder innerhalb der GRS erarbei-
tet wurden. Im Berichtszeitraum wurden fol-
gende Vorträge anlässlich der jeweils zitierten
Veranstaltung gehalten:

Alex, H.:
Zivilisatorische Einwirkungen von außen
KI-Seminar, TÜV-Rheinland, Köln, 5. 10. 1982

Bastl, W.:
Rechnergestützte Operateurhilfen im Kernkraftwerk
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982

Bastl, W.:
Das STAR-Konzept – Übersicht zum Stand der Arbeiten
*19. Sitzung des Arbeitskreises Aufsicht-Reaktorbetrieb des
Länderausschusses für Atomkernenergie, Bonn, 7. 7. 1982*

Bauernfeind, V.:
Evaluation of the Exciting Forces Causing Vibrations of PWR-
Primary Components
*3rd Keswick International Conference Vibration in Nuclear
Plant, Keswick, 11.-14. 5. 1982*

Beraha, D., A. Hold, O. Lupas et al.:
Computer-Aided Core Surveillance Control
*International IAEA-Symposium on „Nuclear Power Plant Con-
trol and Instrumentation“, München, 11.-15. 10. 1982*

Biesold, H., und F. van Dorp.:
Results and Conclusions from a Data Compilation of Soil-
Plant Transferfactors
*IUR-Workshop Comparing Soil-Plant Transferfactors of Ra-
dionuclides, Wageningen, 7.-11. 12. 1982*

Birkhofer, A., K. Köberlein und W. Werner:
Risk-oriented Analysis on the SNR-300
*International Topical Meeting on Liquid Metal Fast Breeder
Reactor Safety and Related Design and Operational Aspects,
Lyon, 19.-23. 7. 1982*

Birkhofer, A.:
The Use of Probabilistic Risk Assessment for Safety Evalua-
tion
*ANS/ENS International Meeting on Thermal Nuclear Reactor
Safety, Chicago, 29. 8.-2. 9. 1982*

Birkhofer, A., und A. Jahns:
Considerations on a Proposed Rationale for Quantification of
Safety Goals
*ANS/ENS International Meeting on Thermal Nuclear Reactor
Safety, Chicago, 29. 8.-2. 9. 1982*

Birkhofer, A.:
Design Provisions for Safety
*IAEA International Conference on Nuclear Power Expe-
rience, Wien, 13.-17. 9. 1982*

Birkhofer, A., und F. W. Heuser:
Was leisten Risikostudien?
*Informationstagung der Schweizerischen Vereinigung für
Atomenergie „Sicherheits- und Risikodenken im Zeitalter der
Kernenergie“, Zürich, 22./23. 11. 1982*

Birkhofer, A.:
Erfahrungen mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie
*Evangelische Akademie Tutzing: Chancen und Risiken des
technischen Fortschritts – Das Beispiel der friedlichen Nut-
zung der Kernenergie, Tutzing, 24./25. 11. 1982*

Birkhofer, A.:
Merits and Limitations of Probabilistic Risk Assessment for
Nuclear Power Plants
*Sociedad Nuclear Española, Annual Meeting, Madrid,
20. 12. 1982*

Bogorinski, P.:
DYNOT-3. A Simulation Code for Sodium-Heated Once-
Through Steam Generators
*10th IMACS World Congress on System Simulation and
Scientific Computation, Montreal, 8.-13. 8. 1982*

Bogorinski, P.:
Probabilistic Safety Study for High Temperature Reactor
Concepts: Consequences of Heatup Events
Gas-Cooled Reactors Today, Bristol, 20.-24. 9. 1982

Burwell, M. J.:
DRUFAN – An Advanced Best-Estimate Code for LWR Blow-
down Analysis
ANS Annual Meeting, Los Angeles, 6.-11. 6. 1982

Butz, H.-P.:
Entsorgungskonzept und fortgeschrittene Reaktortypen
*Seminar „Zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen in der
Bundesrepublik Deutschland“ der Friedrich-Ebert-Stiftung,
Freudenberg, 7. 7. 1982*

Butz, H.-P.:
Sicherheit von Anlagen des Brennstoffkreislaufs
*Seminar „Zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen in der
Bundesrepublik Deutschland“, Freudenberg, 7. 7. 1982*

Chakraborty, A. K., und J. D. Schubert:
Development and Application of an Asymmetric Deformation
Model to Describe the Fuel Rod Behaviour During LOCA
*International Meeting on Thermal Nuclear Safety, Chicago,
29. 8.-2. 9. 1982*

Danzmann, H.-J.:
Die Errichtung, der Betrieb und die Entsorgung von Kern-
energieanlagen. – Technische, wirtschaftliche und politische
Aspekte
*Seminar „Energieversorgung – Bürgerinitiativen – Polizei“,
Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V.,
Marienheide-Gimborn, 11.-15. 1. 1982*

Danzmann, H.-J.:
Kernenergie – Grund zur Angst?
*Seminar „Angst liegt in der Luft“, Landespfarramt für Polizei
und Zoll der evangelischen Kirche von Westfalen, Schloß
Hohnscheid bei Arolsen, 29.3.-3. 4. 1982 und 3.-8. 5. 1982*

Danzmann, H.-J.:
Technische Grundlagen und wirtschaftliche Aspekte von
Atomenergieanlagen
*Seminar „Energie und Massenprotest – Die politische Aus-
einandersetzung um die friedliche Nutzung der Atomener-
gie, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V.,
Marienheide-Gimborn, 2.-4. 4. 1982, 18.-20. 6. 1982,
27.-29. 8. 1982 und 8.-10. 10. 1982*

- Danzmann, H.-J.: Grundsätzliche Fragen der Energieversorgung: Das Funktionieren von Kernkraftwerken – Sicherheit und Entsorgung. Seminar „Kernkraftwerke Hamm-Schmehausen – Die Technik und die wirtschaftliche Bedeutung des Druckwasserreaktors zum 1300-MWe-Kernkraftwerk im Rahmen einer Energie- und Umweltkonzeption für den Raum Hamm“. SPD-Unterbezirk Hamm, Marienfeld b. Gütersloh, 17. 9. 1982
- Danzmann, H.-J.: Die Errichtung, der Betrieb und die Entsorgung von Kernenergieanlagen – Technische, wirtschaftliche und politische Aspekte. Seminar „Energieversorgung im Zielkonflikt – Wachstumssicherung und Umweltschutz“, Marienheide-Gimbom, 29. 11. 3. 12. 1982
- Denk, W.: Die Transportbehälterfamilie CASTOR – Abschirmung und Kritikalität. IKE, Stuttgart, 19. 1. 1982
- Ehrenberger, W.: Probleme und Anforderungen bezüglich Software im Reaktorschutz. GI-Arbeitsstreffen „Schutz in und mit Rechensystemen“, Bad Honnef, Juni 1982
- Ehrenberger, W.: Nachweis der sicheren Softwarefunktion und der erforderlichen Vorgehensweise im Problembereich der Reaktortechnik. Seminar „Softwareverifikation“, Bundesakademie für Wehrverwaltung, Mannheim, 16. 11. 1982
- Ercan, Y., A. Hold und O. Lupas: A Model and Digital Code for Real-Time Calculation of the Transient Behaviour of Nodal and Global Core and Plant Parameters of BWR Power Plants. IFAC Workshop on „Computer Aided Design of Projects and Development Policies“, Ankara, 22. 24. 6. 1982
- Ercan, Y., A. Hold und O. Lupas: A 3D-Nonlinear Model and Real-Time Digital Simulation of Operating Transients in Boiling Water Nuclear Power Plants. Int. ASME Conference on Modeling and Simulation, Paris, 1. 3. 7. 1982
- Franzen, L. F.: Nichttechnische Aspekte der Sicherheit. 5. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, KfK, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 22. 4. 1982
- Frisch, W. und S. Langenbuch: Workshop on Accident Identification and Diagnosis. IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Frisch, W.: Accident Classification. IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Frisch, W.: Anticipated Transients without Scram. IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Frisch, W.: Plant Transients. IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Frisch, W.: Simulation of Transients in Light Water Reactors – Desire and Reality. 10th IMACS World Congress on System Simulation and Scientific Computation, Montreal, 8. 13. 8. 1982
- Frisch, W., R. Gill, J. Miro und A. Schafer: ALMOS y ALMOD: Códigos para el Cálculo de Transitorios Neutronicos y Termohidraulicos en BWR y PWR Respectivamente. VIII Annual Meeting of the Sociedad Nuclear Española, Santander, 21. 9. 1982
- Frisch, W.: Design for Events: Anticipated Transients. IAEA Interregional Training Course on „Instrumentation and Control of a Nuclear Power Plant“, Karlsruhe, Oktober/November 1982
- Gottschalk, P. A., und A. Jahns: Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) von Kernkraftwerken. GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- Hauptmanns, U.: Comparacion de Estudios Probabilicos del Riesgo de Centrales Nucleares. VIII Annual Meeting of the Sociedad Nuclear Española, Santander, 21. 9. 1982
- Herbold, G., und W. Pointner: Anwendung des Rechenprogramms DRUFAN 02 zur Analyse kleiner Lecks am Beispiel des LOFT-Versuchs L3-6 (Poster Session). Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.–6. 5. 1982
- Heuser, F. W., und D. Hippe: Folgerungen für die Risikobeurteilung aus der Analyse von Kernschmelzunfällen. Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.–6. 5. 1982
- Heuser, F. W.: Folgerungen für die Risikobeurteilung aus neuen Ergebnissen für die Reaktorsicherheitsforschung. Tagung Reaktorsicherheitsforschung, Köln, 27. 5. 1982
- Hicken, E. F.: Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung anhand von Großversuchen. Tagung Reaktorsicherheitsforschung, Köln, 27. 5. 1982
- Hicken, E. F.: Modelling and Code Development. Int. Specialists' Meeting on BWR-Pressure Suppression Containment Technology, Geesthacht, 1–3. 6. 1982
- Leach, L. P., L. J. Ybarra, E. F. Hicken und K. Tasaka: A Comparison of LOCA Safety Analysis in the USA, FRG and Japan. American Nuclear Society International Meeting on Thermal Reactor Safety, Chicago, 29. 8. 2. 9. 1982
- Hippe, D., und F. W. Heuser: The German Reactor Safety Study. Regional Seminar on Nuclear Safety Issues, Ljubljana, 8.–10. 9. 1982
- Hippe, D., und F. W. Heuser: Schwerpunkte und Arbeitsergebnisse der deutschen Risiko-studie, Phase B. GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- Hofer, E., H. Löffler, V. Javeri (GRS) und D. Struwe (KfK): Die Expertenbefragung in der SNR-Studie und ihre probabilistische Auswertung. GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- Jahn, H. L., P. Papadimitriou, G. Weber und V. T. Pham: Recent Improvements in the RALOC Code. 2nd International Workshop on the Impact of Hydrogen Water Reactor Safety, Albuquerque, 3.–7. 10. 1982
- Jahns, A., und L. Sutterlin: Criteria and Rationale for Backfitting Decisions. CSNI Sub-Committee on Licensing, Special Meeting on Backfitting, Paris, 15./16. 6. 1982
- Kersting, E. J.: Loss of Coolant Accident. Course on Reactor Physics Aspects of Safety Analysis, IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Keusenhoff, J.: Kühlmittelverluststürze. Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 22. 4. 1982 und 25. 11. 1982
- Kirmse, R., et al.: Einfluß des Notkühl-Einspeisemodus auf den Blowdown in LOBI-Experimenten. Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.–6. 5. 1982
- Koberlein, K., H. Schafer und H. Spindler: Überblick über Vorgehensweise und Ergebnisse der SNR-Studie. GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- Kotthoff, K.: Stürze in Kernkraftwerken der Bundesrepublik. Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 19. 4.–30. 4. 1982
- Kotthoff, K., und U. Erven: Status of Implementation of the Lessons Learned from the TMI-Incident in the FRG. IAEA Technical Committee Meeting on the Status of Implementation of TMI Lessons Learned, Wien, 18.–22. 10. 1982
- Kotthoff, K.: Stürze in Kernkraftwerken der Bundesrepublik und ihre Analyse. Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 22. 11. 3. 12. 1982
- Kraut, A.: The Nuclear Licensing Procedure in the FRG. Regional Seminar on Nuclear Safety Issues, Ljubljana, 8.–10. 9. 1982
- Kraut, A.: Objectives of Safety. Regional Seminar on Nuclear Safety Issues, Ljubljana, 8.–10. 9. 1982
- Langenbuch, S.: Reactor Kinetics, Transient Analysis Methods and Computer Codes. IAEA-Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Trieste, 25. 1. 19. 3. 1982
- Leven, D.: Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von Risikostudien als Beitrag zur Prioritätensetzung in der Reaktorsicherheitsforschung. Tagung Reaktorsicherheitsforschung, Köln, 27. 5. 1982
- Leven, D.: LWR Safety Research in the FRG, Policy and Philosophy. 2nd German-Finnish Seminar on Nuclear Safety, Espoo, 29./30. 9. 1982
- Lindauer, E.: Erfassung, Auswertung und Verwendung der besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken. VGB-Konferenz „Kraftwerk und Sicherheit 1982“, Essen, 27./28. 1. 1982

- Lindauer, E.:
Statistical Analysis of Transient Events in two Nuclear Power Plants
Reporting and Assessment of Safety-related Events in Nuclear Power Plants, Madrid, 22.-26. 11. 1982
- Lukner, Ch.:
Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland und Projekte der nuklearen Entsorgung in der Physiklehrausbildung
Frühjahrstagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft (Fachdidaktik der Physik), Gießen, 23./24. 3. 1982
- Lukner, Ch.:
Akzeptanz und Technikfeindlichkeit
Veranstaltung der Konrad-Adenauer-Stiftung, Bochoitz, Europa-Haus, 10. 8. 1982
- Lukner, Ch.:
Kernenergie – Reaktorsicherheit und Entsorgung
Seminar der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, Oktober 1982
- Lummerzheim, D., und K. Kollath:
Zusammenspiel zwischen Mensch und Maschine im Hinblick auf die Minimierung von Störfallrisiken
Tagung Reaktorsicherheitsforschung, Köln, 27. 5. 1982
- Lummerzheim, D.:
Nuclear Safety Research Sponsored by the German Federal Government
Portugiesisch-Deutscher Workshop „Reaktorsicherheit“, Lissabon, 7./8. 10. 1982
- Lupas, O., und A. Hoeld:
PWR Plant Real-Time Modelling
2nd IASTED International Symposium on „Applied Modelling and Simulation“, Paris, 29. 6.-2. 7. 1982
- Martens, R., W. Müller (GRS) und S. Jordan (KfK):
Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR
GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- May, H.:
Wie groß ist das Risiko der Kernenergie – Auswertung eines Films und Diskussion
Seminar der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 17. 2. 1982
- May, H.:
Reaktorsicherheit, Strahlenschutz und Entsorgungskonzept
Seminar der Friedrich-Ebert-Stiftung, Freudenberg, 1. 7. 1982
- May, H.:
Zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik
Seminar „Probleme der Energieversorgung – Maßnahmen und Initiativen der Bundesregierung“ der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bad Munstereifel, 27. 9.-1. 10. 1982
- May, H.:
Sicherheit der Kernenergie
Seminar der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bad Munstereifel, 10. 11. 1982
- Müller, W. Ch.:
Ergebnisse des Deutschen Standard-Problems Nr. 4a (Strukturdynamik) HDR-Blowdown-Versuch SRU 350
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Müller-Ecker, D.:
Nachrechnungen zu den MPA-Berstversuchen mit dem Fluid-Programm DAPSY
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Müller-Ecker, D. (GRS), K. Kussmaul, D. Sturm und W. Stoppler (MPA):
Experimental Investigation to Define the Crack Opening Behaviour of Cylindrical Vessels under Light Water Reactor Service Conditions as well as Fluid Dynamic Calculations of the Pressure History
ASME Pressure Vessel and Piping Conference, Orlando, 27. 6.-2. 7. 1982
- Polke, H., und G. Zipf:
Gegenüberstellung ausgewählter Methoden zur Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen großer technischer Systeme
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Quast, U.:
Störfallanalysen für den SNR-300 mit dem Gesamtanlagenmodell SSC-L
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Quast, U., und P. Bogorinski:
Accident Analysis for the LMFBR SNR-300 with the Overall Computer Code SSC-L
10th IMACS World Congress on Systems Simulation and Scientific Computation, Montreal, 8.-13. 8. 1982
- Richter, H. (GRS), und H. J. Gehrhardt (BM):
Safety of Emergency Diesel Units in German Nuclear Power Plants
3. Jahreskonferenz der Kanadischen Nuclear Society, Toronto, 9. 6. 1982
- Risse, D., B. Hüttermann (GRS) und Valencia (PHDR):
Erste Ergebnisse der Dampfblowdownversuche im Containment.
6. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 2. 12. 1982
- Saedtler, E.:
A Surveillance System for Nuclear Reactors Based on Sequential Pattern Recognition
IMEKO 9th World Congress, Berlin, 24.-28. 5. 1982
- Saedtler, E., und D. Beraha:
On Large-Scale Problems in Noise Diagnostics and Core Surveillance for Nuclear Power Plants
IFAC/CIDCS (Components and Instruments for Distributed Control Systems), Paris, 9.-11. 12. 1982
- Scharfe, A., P. Bogorinski und H. Schulz:
Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR
GRS-Fachgespräch „Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken“, Köln, 3./4. 11. 1982
- Schifferstein, K.:
Projekt Kernenergie
Projektwoche Energie des Vile-Gymnasiums, Ertstadt, 20. 9. 1982
- Schifferstein, K.:
Teilnehmer an Podiumsdiskussion zum Thema „Energie“
Vile-Gymnasium, Ertstadt, 24. 9. 1982
- Schubert, J. D., und J. G. Keusenhoff:
Probabilistische Analyse des zeitabhängigen Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverlust
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Teschendorf, V.:
Analysis of Reflood Phenomena by the Two-Fluid Code FLUT
19th European Two-Phase Flow Group Meeting, Paris, 2.-4. 6. 1982
- Teschendorf, V.:
Analysis of Reflood Phenomena by the Two-Fluid Code FLUT
NATO Advanced Research Workshop on the Advances in Two-Phase Flow and Heat Transfer, Spitzingree, 31. 8.-3. 9. 1982
- Teschendorf, V.:
Thermohydraulics (LOCA)
2. Deutsch-Finnisches Seminar über Reaktorsicherheit, Espoo, 29./30. 9. 1982
- Teschendorf, V.:
Simulation der Niederdruckphase des Kühlmittelverluststörfalles mit dem Rechenprogramm FLUT
Öffentlicher Seminarvortrag am Eidgenössischen Institut für Reaktorforschung, Würenlingen, 28. 10. 1982
- Uhlenbruck, H.:
Reaktorsicherheit, Strahlenschutz und Entsorgungskonzept
Seminar „Probleme der Energieversorgung zwischen Ökonomie und Ökologie – Maßnahmen und Initiativen der Bundesregierung“ der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 10. 3. 1982
- Uhlenbruck, H.:
Reaktorsicherheit, Strahlenschutz und Entsorgungskonzept
Seminar „Kernenergie im Rahmen der Energiepolitik der Bundesregierung“ der Friedrich-Ebert-Stiftung, Freudenberg, 15. 4. 1982
- Uhlenbruck, H.:
Reaktorsicherheit, Strahlenschutz und Entsorgungskonzept
Seminar „Technik und Politik – Maßnahmen und Initiativen der Bundesregierung zur Energieversorgung der Zukunft“ der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 21. 4. 1982
- Wach, D.:
Application of Noise Diagnostic Methods in German Light Water Reactors
IAEA Specialists' Meeting on Early Diagnosis of Failures in Primary System Components of Nuclear Power Plants, Prag, 21.-25. 6. 1982
- Wagner, K. V. (GRS), und H. P. Balfanz (TUV Norddeutschland):
Quality Assurance of Safety Features During Nuclear Power Plant Operations
Quality Assurance Workshop on Operations (Commission of the European Communities), Ispra, 24./25. 6. 1982
- Wahba, A. B., K. Wolfert und F. Tanabe:
Analytical Prediction of Blowdown System Experiments Using DRUFAN
2nd International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Santa Barbara, 11.-14. 1. 1982
- Wahba, A. B., W. Pointner und F. Steinhoff:
Analyse der Battelle-SWR-Druckentlastungsversuche mit DRUFAN
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Wahba, A. B., und K. Wolfert:
Influence of Scaling of the Battelle BWR Test Facility on the Analysis of the Experimental Results
Joint NRC/ANS Meeting on Basic Thermal Hydraulic Mechanisms in LWR Analysis, Bethesda, 14./15. 9. 1982
- Weber, J. P., G. Hoppner (GRS), K. Horniyk und S. T. Luo (O. S. U.):
OTSG Transient Simulation with ALMOS/GDE
ANS Annual Meeting, Los Angeles, 9.-12. 6. 1982
- Winkler, W.:
Wiederauffüll- und Flutversuch PKL-K9: Ergebnisse des „blinden“ und des „offenen“ Standardproblems
Jahrestagung Kerntechnik, Mannheim, 4.-6. 5. 1982
- Wolfert, K.:
Small Pipe Break Leak
Course on Reactor Physics, Aspects of Safety Analyses IAEA and UNESCO Winter College on Nuclear Physics and Reactors, Triest, 25. 1.-19. 3. 1982
- Wolfert, K.:
Codeverification
Portugiesisch-Deutscher Workshop „Reaktorsicherheit“, Lissabon, 7./8. 10. 1982

