

Jahresbericht 1981

Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



GRS

Jahresbericht 1981 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Glockengasse 2
5000 Köln 1
Telefon: (02 21) 2 06 81
Telex: 8881807 grs d

Forschungsgelände
8046 Garching
Telefon: (089) 3 20 91
Telex: 5215110 grs md

Der Kölner Betriebsteil ist noch in den drei Gebäuden in der Glockengasse, Schwernergasse und Hohe Straße untergebracht. Der Ausbau der Ladenstadt/Schwernergasse für die Zusammenlegung wurde bereits begonnen.





Am 9.2.1981 konnte der neue Gebäudeteil in Garching bezogen werden. Dieses ist der erste GRS-eigene Neubau.

1. Einführung	9
2. Aus dem Bereich Projektbetreuung	10
3. Aus dem Bereich Datenverarbeitung	14
3.1 Numerische Verfahren	14
3.2 Datenbankanwendungen	15
3.3 Rechnersystem	18
4. Aus dem Bereich Forschungsbetreuung	21
5. Aus dem Bereich Verfahren	24
5.1 Entwicklung und Anwendung eines asymmetrischen Dehnmodells zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen	24
5.2 Berechnung des Skyshine-Effekts bei kerntechnischen Anlagen	27
5.3 Standardprobleme zur Kritikalitätsberechnung von Transportbehältern für ausgediente Leichtwasser-Brennelemente	29
5.4 Analyse der Battelle-SWR-Druckentlastungsversuche mit DRUFAN	31
6. Aus dem Bereich Systeme	
Konzept einer rechner- und bildunterstützten interaktiven DWR Kern- und Anlagenüberwachung mit Echtzeitsimulator	36
7. Aus dem Bereich Dynamik und Strahlenschutz	42
7.1 Entwicklung des nichtlinearen Anlagenmodells ALMOD/GDE 2 zur Transientensimulation in DWR-Anlagen mit Geradrohrdampferzeugern	42
7.2 Modell zum Jodverhalten nach einem Kühlmittelverluststörfall	45
7.3 SSC-L: Ein Anlagenmodell eines schnellen natriumgekühlten Brutreaktors	49
8. Aus dem Bereich Betrieb	52
8.1 Betriebserfahrungen mit Druckabsicherungen – Auswertung von Prüfungen	52
8.2 Strukturdynamische Analyse eines dünnwandigen Rohrleitungssystems	53
8.3 Ein Datenbanksystem zur Handhabung von Meldungen besonderer Vorkommnisse	55
8.4 Störfallerfassung auf internationaler Ebene	57
9. Information	60
10. Ausbildung von GRS-Mitarbeitern	62
11. Aus dem Bereich Geschäftsstellen	64
11.1 RSK-Geschäftsstelle	64
11.2 SSK-Geschäftsstelle	69
11.3 Arbeitseinheit Wiederaufarbeitung	72
12. KTA-Geschäftsstelle	73
13. Fünftes GRS-Fachgespräch	77
14. Geschäftliche Tätigkeit	79
15. Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	82

1. Einführung

Fünf Jahre GRS. Der Jahresbericht der Gesellschaft für Reaktorsicherheit gibt uns Veranlassung, über die ersten fünf Jahre nachzudenken und einen Blick in die Zukunft zu werfen.

Als die Gesellschaft am 1. Januar 1977 ihren Betrieb aufnahm, hatte sie aus den Vorgängerinstituten IRS und LRA ca. 400 Mitarbeiter übernommen. Heute sind nahezu 500 Mitarbeiter in der Gesellschaft beschäftigt, davon mehr als 320 wissenschaftlich-technische Fachkräfte, die insgesamt eine kerntechnische Erfahrung von 2 500 Mannjahren repräsentieren, d. h., der wissenschaftlich-technische Mitarbeiter hat im Durchschnitt eine Berufspraxis von fast 8 Jahren.

Einiges ist erreicht worden, auf das wir mit Befriedigung zurückschauen. Zunächst hat die GRS Kontur gewonnen. Sie wird von den Mitarbeitern und von unseren Partnern im In- und Ausland als eine Einheit angesehen. Die Strukturen der beiden Vorgängerinstitute sind abgelöst durch eine übergreifende Organisation und durch eine verbindende, gemeinsame Konzeption.

In der Erwartung, damit größere Flexibilität nach innen und außen zu gewinnen, hat die GRS von ihren Vorgängern die institutionelle Förderung durch die öffentliche Hand nicht übernommen. Diese Hoffnungen haben sich nur zu einem geringen Teil erfüllt. Der Verzicht auf diese Grundfinanzierung, die Akquisition und Abwicklung von einigen hundert Einzelaufträgen bedeuten jedoch eine erhebliche Mehrbelastung. Sie erschweren auch die langfristige Planung.

Die Gesellschaft und ihre Mitarbeiter haben ihren Anteil dazu beigetragen, daß der hohe Grad der erreichten Sicherheit in der Kerntechnik weiter verbessert worden ist. National und international hat die GRS einen festen Platz unter den führenden Organisationen für die Sicherheit in der Kerntechnik, mit den Schwerpunkten Thermohydraulik, Strukturdynamik, Zuverlässigkeit, Mensch/Maschine-Kommunikation und Betriebserfahrungen. Diese fachliche Ausrichtung wird ergänzt durch das übergreifende Bemühen, ein ausgewogenes Sicherheitsniveau in allen Bereichen der Kerntechnik zu schaffen. In diesem Bemühen wissen wir uns mit den beteiligten Behörden und der Industrie einig.

Es steht außer Zweifel, daß der Sicherheits- und Verfügbarkeitsstandard der deutschen Kernkraftwerke im Weltvergleich besonders gut abschneiden. Umfang und Tiefgang der sicherheitstechnischen Untersuchungen der Qualitätsprüfungen, der Analysen und Rechnungen im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren gehen in der Bundesrepublik Deutschland weit über das hinaus, was in anderen Ländern üblich ist. Die technischen Regelwerke sind in den letzten Jahren erheblich erweitert und verbessert worden. Dabei lagen die Schwerpunkte der Bemühungen um vermehrte Sicherheit bei der Qualität der Komponenten und bei einer weitergehenden Aus- und Weiterbildung des Personals.

Der personelle Aufwand für die Arbeiten an Regelwerken hat ein erhebliches Volumen angenommen. Dies war zwar zur Deckung eines vorhandenen Nachholbedarfs vertretbar, darf jedoch nicht zum Selbstzweck werden. Daher werden wir künftig unsere Anstrengungen auf sicherheitstechnisch wichtige Regelvorhaben konzentrieren müssen.

Diese Fortschritte sind verbunden mit einer Reihe von Nachteilen, die hier nicht verschwiegen werden sollen: die Genehmigungsverfahren sind komplizierter geworden, der Aufwand für Genehmigungen ist in der Industrie und bei den Gutachterorganisationen, aber auch bei einigen Behörden, überproportional angestiegen.

Die Gutachterorganisationen müssen zu sinnvoller Aufgabenteilung und gegenseitiger Anerkennung der durchgeführten Prüfmaßnahmen kommen. Erste Ansätze lassen sich erkennen.

Das Bemühen der Bundesregierung, die Genehmigungsverfahren für Kernenergieanlagen zu straffen, ist mit ersten Schritten eingeleitet. Um die gesteckten Ziele zu erreichen, sind weitere tiefgreifende Reformen erforderlich.

Fossile Brennstoffe im Wert von 100 Millionen Tonnen SKE haben die Kernkraftwerke in unserem Lande bereits eingespart. Ihr Anteil an der Stromerzeugung ist auf 17 % angestiegen. Allein im Berichtsjahr sind rund 54 TWh Strom in Kernkraftwerken erzeugt worden, was einer Ersparnis von 20 Mio Tonnen Steinkohle oder 14 Mio Tonnen Öl entspricht. Die deutschen Kernkraftwerke Biblis A und Stade liegen in der Gruppe der ersten zehn in der Welt bei der Gesamtstromerzeugung.

Trotz der hervorragenden Betriebserfahrungen, trotz der positiven Wirkungen auf die Handelsbilanz und trotz der geringen Umweltbelastungen, hat das Unbehagen in großen Teilen der Bevölkerung kaum abgenommen. Die Reaktortechnik dient immer noch als Prügelknabe für die Verdrossenheit über ungeliebte Entwicklungen in unserer modernen Gesellschaft.

Trotz dieser negativen Aspekte ausreichende Motivation für die weiterhin erforderliche erstklassige Arbeit zu vermitteln, erweist sich als schwierig. Dies läßt sich auch aus dem nachlassenden Interesse Studierender, unsere Fachgebiete als Berufsziele auszuwählen, ablesen. Dennoch sind wir zuversichtlich, Widerstände und Vorurteile im Laufe der kommenden Jahre zu überwinden, so daß die Kerntechnik und die Kerntechniker ihre Zukunft haben.

Die dritte Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung weist der Kernenergie einen festen Platz in der Versorgung für die kommenden Jahrzehnte zu. Der Deutsche Bundestag hat die Notwendigkeit zum Bau neuer Kernkraftwerke bestätigt. Die Sicherheitsforschung muß auch künftig ihren Beitrag dazu leisten, daß die relativ junge Kerntechnik auch in den kommenden Jahrzehnten sicher und zuverlässig genutzt werden kann.

A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2. Aus dem Bereich Projektbetreuung

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

Insgesamt wurden im Jahre 1981 etwa 120 Auftragsberichte für die verschiedenen Auftraggeber erstellt, in denen sicherheitstechnische Gutachten, Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben bzw. Ergebnisse über Erfahrungen mit kerntechnischen Anlagen dokumentiert sind.

Das Aufgabenvolumen der GRS hat sich gegenüber dem Vorjahr nicht erweitert. Das Leistungsvolumen war mit 420 000 verrechenbaren Stunden etwa gleich hoch wie in 1980. Die Zuordnung zu den Aufgabenarten ist in Tabelle 2.1 dargestellt. Die restriktive Aufgabenerweiterung läuft mit der generellen Entwicklung in der Kerntechnik parallel.

Gleich wie in den Vorjahren bestimmten drei Aufgabenfelder die Schwerpunkte unserer Tätigkeit:

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

Aufgabenart:	Vorhaben in 1981 Verträge	Einzel- aufgaben	Anteil am Auftrags- umfang in %
Gutachten für			
● Länderbehörden	25	25	6
● Technische Überwachungs-Vereine	30	40	11
● Ausland	7	7	1
● Sonstige	14	18	3
Fachberatung BMI	25	120	40
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben BMFT	26	40	39
Gesamt volumen GRS:			
● Vorhaben	127	250	100
● verrechenbare Stunden		420000 h	
● verrechenbare Leistung		55 Mio DM	

Tabelle 2.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Gutachtenstätigkeit

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

- Radiologie und Radioökologie:
Erstellung von Gutachten über die Auswirkungen der Radioaktivitätsabgabe im Normalbetrieb und/oder Störfällen für die Kernkraftwerke Philippsburg, Emsland, Süd, Grohnde und Krümmel sowie Erstellung eines Gesamtökologiegutachtens für die Urananreicherungsanlage Gronau
- Notkühlwirksamkeit und Kühlmittelverlust:
Durchführung von Analysen zur Notkühlwirksamkeit für die Anlagen Philippsburg II, Grohnde, Brokdorf und Krümmel, transientes Anlagenverhalten, Durchführung von Transienten- und Störfallanalysen für die Anlagen Krümmel, Stade und den SNR-300
- Fluid- und Strukturdynamik:
Analyse der Belastungen und/oder der Lastabtragung für die Reaktorkühlkreiskomponenten infolge Kühlmittelverlust zu den Anlagen Krümmel, Gundremmingen II und SNR-300
- Zuverlässigkeitsuntersuchungen:
Analyse der Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen für die Anlagen SNR-300, Gundremmingen II und Grafenrheinfeld
- Einwirkungen von außen:
Bewertung von Sicherungsmaßnahmen für kerntechnische Anlagen sowie Durchführung von dynamischen Analysen zu den Lastfällen Erdbeben und/oder Flugzeugabsturz für die Anlagen Krümmel, Würgassen und Brokdorf
- Kritikalität und Abschirmung:
Durchführung von Analysen für Anlagen des Brennstoffkreislaufs, z.B. Alkem, Nukem und Mitterteich
- Schwingungsüberwachung:
Durchführung von Messungen und Analysen zur betrieblichen Schwingungsüberwachung des Reaktorkühlkreises in den Anlagen Neckarwestheim, Biblis A und Isar.

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

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). Ab 1982 unterhält die GRS einen Resident Engineer in Washington, USA.

Lfd. Nr.:	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/81
2	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließl. fachlicher Zuarbeit	1977/82
3	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/81
4	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/82
5	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/81
6	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/81
7	SR 122	Unterstützung des BMI im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, in der Auswertung von Sicherheitsforschungsvorhaben und in der Erstellung genehmigungsspezifischer Rechenprogramme	1977/81
8	SR 177	Fachliche Zuarbeit zur Anlagensicherung von Reaktoren und im Brennstoffkreislauf	1979/83
9	SR 193	Auswertung der Statusberichte Qualitätssicherung	1979/81
10	SR 196	Durchführung des LOBI-Standard-Problems	1979/81
11	SR 211	Deutsches Standard-Problem Nr. 3 (2. Containment-Standard-Problem)	1979/81
12	SR 232	Sicherheitsstrategie Plutoniumverwendung	1980/82
13	SR 234	Simulatortraining	1980/83
14	SR 240	Sicherheitstechnische Grundsatzfragen	1980/82
15	SR 244	Deutsches Standard-Problem Nr. 4	1980/81
16	SR 249	Betriebserfahrungen Wiederaufarbeitungsanlagen	1980/84
17	SR 267	Fachliche Zuarbeit zum Einsatz risikoorientierter Methoden und Analysen für sicherheitstechnische Grundsatzfragen im Zusammenhang mit Genehmigung und Aufsicht bei kerntechnischen Anlagen	1981/82
18	SR 271	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitsaufsicht über die Genehmigung von Reaktoren	1981/82
19	SR 272	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitsaufsicht über die Überwachung des Betriebs von Reaktoren	1981/82
20	SR 273	Wiederkehrende Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren	1981/83
21	SR 274	Fachliche Zuarbeit zum Brennstoffkreislauf und Stilllegung und Beseitigung kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen	1981/83
22	SR 801	Unterstützung des BMI bei der Durchführung von Aufgaben zur Entsorgung	1980/83
23	St.Sch.667	SSK-Geschäftsstelle	1977/81
24	St.Sch.670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/82
25	St.Sch.792	Betreuung der vom BMI initiierten Vorhaben zum Strahlenschutz	1980/82

Tabelle 2.2: Verträge mit dem Bundesminister des Innern (BMI) in 1981

Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den BMI

Das Aufgabenfeld für den BMI wird durch die in Tabelle 2.2 aufgeführten Verträge umrissen. Die hervorhebbaren Einzelaufgaben sind:

- Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken einschließlich systematischer Dokumentation der Ergebnisse,
- Auswertungen zu den wiederkehrenden Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren,
- Koordinierung von Standardproblemanalysen als Vergleichsrechnungen zu Kühlmittelverlustexperimenten in verschiedenen Versuchsständen,
- Verfügbarmachung und Anpassung von Bewertungs- und Analysemethoden zu Betriebsabläufen und Störfällen in Kernkraftwerken für die Aspekte Notkühlung, Anlagendynamik, Strukturverhalten, Äußere Einwirkungen,
- Betreuung der Beraterkommissionen RSK und SSK,
- Mitarbeit und Beratung bei der Regelerstellung sowie Erarbeitung von Sicherheits- und Sicherungskriterien für kerntechnische Anlagen,
- Analysen zu spezifischen Fragen des Strahlenschutzes und der Radioökologie,
- Direkte Zuarbeit zu speziellen Fragen der Entsorgung (z.B. Analyse erwartbarer Abfälle).

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit für den BMFT

Über das hier anstehende Aufgabenfeld informiert Tabelle 2.3. Neben der laufenden Auswertung der Sicherheitsexperimente sind folgende Entwicklungsschwerpunkte zu nennen:

- Beginn der risikoorientierten Analyse zum SNR-300 für die Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages,
- Risikostudie, Phase B, für LWR-Anlagen,
- Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Sicherheitssysteme auf der Basis der Betriebsauswertung der Anlage Biblis B,
- Entwicklung des Rechencodes DRUFAN-02 für Notkühlverhalten sowie Verifikation des Codes an verschiedenen Experimenten und erste Anwendung für Brokdorf,
- Erprobung des Störungsanalysesystems STAR bei der Inbetriebnahme von Grafenrheinfeld,
- Abschluß eines Vorprojektes Analysesimulator mit Definition eines Hauptprojektes,
- Projektbegleitung und zum Teil Übernahme der Projektträgerschaft zu Entwicklungsvorhaben des BMFT zur Reaktorsicherheit,
- Fertigstellung der Codes zu Transientenanalysen für DWR-Anlagen mit Geradrohrdampferzeuger.

5 Jahre GRS

Mit Ende des Berichtsjahres kann die GRS auf ein 5jähriges Bestehen zurückblicken. Es ist dies kein Grund zum Feiern, doch wert, eine kurze Bilanz zu ziehen. Der Zusammenschluß von LRA und IRS Anfang 1977 zur GRS fiel in die Phase der restriktiven Kerntechnikentwicklung. Die GRS hatte somit nicht die günstigsten Startbedingungen, um einerseits die beiden Betriebsteile in München und Köln effektiv zusammenwachsen zu lassen und andererseits bei gebotener Straffung marktgerechte Aufgabenfelder zu erschließen bzw. zu erhalten. Weder als Forschungszentrum noch als Ingenieurbüro suchte die GRS ein Bindeglied zwischen Reaktorsicherheitsforschung und sicherheitstechnischer Begutachtung zu schaffen. Die innerhalb der Zeitphase erstellte Deutsche Risikostudie für Leichtwasserreaktoren war intern ein Motor für das übergreifende Zusammenwachsen und gab uns Gelegenheit, die Wechselwirkung zwischen Entwicklung und Anwendung darzustellen. Die uns in 1981 erteilte Risikoorientierte Studie zum SNR-300 ist uns Bestätigung und Ansporn für den beschrittenen Weg. Aber nicht allein in den großen übergreifenden Studien sieht die GRS ihr Aufgabenfeld. Die sicherheitstechnische Begutachtung und Entwicklung vor Ort – in und für konkrete Anlagen – ist eine primäre Orientierung unserer Aufgaben. Hierzu berichteten wir im einzelnen in den verschiedenen Jahresberichten bzw. GRS-Fachgesprächen.

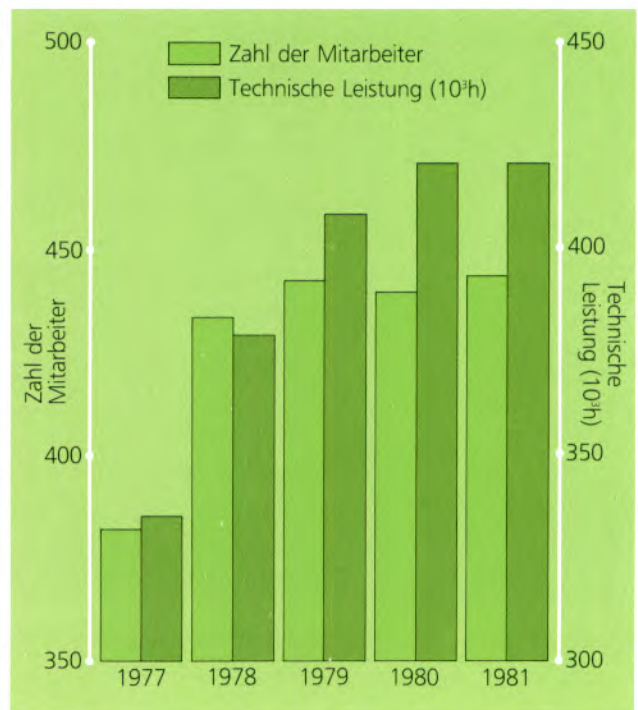


Bild 2.1: Übersicht über die Entwicklung der Mitarbeiterzahl und die technische Leistung von 1977 – 1981

Die unternehmensspezifische Entwicklung ist in Bild 2.1 dargestellt. Sie zeigt, daß bei einem etwa gleichen Personalstand seit 1978 die technische Leistung doch noch merkbar anstieg. Die GRS hat den vielfach beklagten Anstieg des Gutachtensaufwandes durch Personalausweitung nicht mitvollzogen. Auch für die

nahe Zukunft sehen wir als Unternehmensaufgabe, unsere Leistungspalette bei etwa konstantem Personalstamm den wechselnden Aufgaben anzupassen. Unser angestrebter Beitrag für 1982 ist, durch weitere Sparmaßnahmen den Kostenanstieg aufzufangen und nicht in einer Gebührenanhebung weiterzugeben.

Lfd. Nr.:	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/82
2	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/81
3	RS 217	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland, Phase A	1976/81
4	RS 576	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland, Phase B	1981/83
5	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung	1977/82
6	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis B	1977/81
7	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/82
8	RS 124	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/83
9	RS 350	Durchführung der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/82
10	RS 428	Betreuung des internationalen 2D/3D-Notkühlvorhabens durch Abstellung eines Resident-Engineers nach Japan	1979/82
11	RS 434	Beratungs- und Betreuungsvertrag zu Know-how-Transfer	1979/81
12	RS 446	Feasibility-Studie zur Echtzeitsimulation von Störfällen	1980/81
13	RS 468	Langzeitschwingungsverhalten in Druckwasserreaktoren	1980/81
14	RS 464	Methodenentwicklung zur Analyse von kleinen Lecks im Primärkreis von Leichtwasserreaktoren	1980/82
15	RS 470	Betreuung von Standardproblemen	1980/82
16	RS 471	Methodenentwicklung zu Transientenanalysen in Leichtwasserreaktoren	1980/81
17	RS 472	Versuchsauswertung und Methodenentwicklung zur Druckverteilung im Containment nach Kühlmittelverlust	1980/82
18	RS 473	Versuchsauswertung zum Hochdruckwärmeübergang bei Notkühlvorgängen	1980/81
19	RS 474	Modellentwicklung und Analysen zu Kernschmelzvorgängen	1980/82
20	RS 475	Versuchsbetreuung von Blowdown-Experimenten	1980/82
21	RS 476	Störfallanalyse zu Schnellen Brutreaktoren auf der Basis neuer Methodenentwicklung	1980/82
22	RS 477	Bewertung von Bruchvorgängen in Reaktordruckbehältern	1980/82
23	RS 478	Methodenentwicklung und Versuchsauswertung zur Fluid-Strukturdynamik	1980/82
24	RS 496	Entwicklung von Methoden und Systemen zum Thema Mensch/Maschine-Kommunikation	1980/81
25	RS 504	Versuchsauswertung und Methodenentwicklung zum Druckabbausystem	1981/83
26	RS 510	Risikoorientierte Analyse zum SNR-300	1981/82

Tabelle 2.3: Verträge mit dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) in 1981

3. Aus dem Bereich Datenverarbeitung

3.1 Numerische Verfahren

Bei 2-Phasen-Strömungsproblemen – wie sie im Rahmen von Transientensimulationen entstehen – sind häufig zwei Phänomene zu beobachten, deren numerische Behandlung besondere Schwierigkeiten bereitet:

- 1) Im örtlichen Lösungsverlauf gibt es „ausgezeichnete“ Punkte (Knickpunkte), an denen die Lösung nur C^0 -stetig, d. h. ihre erste Ortsableitung unstetig ist. Dieser Fall tritt z.B. bei den meisten Modellgleichungen an der Siedelinie auf. Lage und Bewegung solcher Punkte sind a priori unbekannt. Ihre Bestimmung ist Bestandteil der Problemlösung.

Die gegenwärtig eingesetzten Verfahren erlauben Unstetigkeiten der ersten Ableitungen nur in den ortsfesten Punkten der zugrunde gelegten Diskretisierung (Eulergitter). Demnach können diese Verfahren die Bewegung eines solchen „ausgezeichneten“ Punktes prinzipiell nicht richtig wiedergeben.

- 2) Bei vielen Problemstellungen treten in der Umgebung von Unstetigkeitspunkten so steile Ortsgradienten des Lösungsverlaufs auf, daß bei ortsfesten Diskretisierungen, die noch wirtschaftlich sein sollen, jede Ortsapproximation – gleich welcher Ordnung – früher oder später überfordert sein wird.

Häufig ist die beschriebene abrupte Änderung des Lösungsverlaufs auf einen Bereich R beschränkt, der klein ist gegenüber dem Bereich V (REV), in dem die Lösung gesucht wird. In $V \setminus R$ ist häufig nur eine geringe Variation der Lösung zu beobachten. Lage und Ausdehnung von R sind nicht a priori bekannt. Beispiel: R kann dasjenige Teilstück eines Rohrs (V) sein, in dem sich der Kondensationsvorgang abspielt, wenn das ursprünglich mit überhitztem Dampf gefüllte Rohr von einer Seite mit unterkühltem Wasser gefüllt wird. Der durch einen steilen Ortsgradienten beschriebene Übergang von unterkühltem Wasser zu überhitztem Dampf wird begrenzt durch zwei Stellen x_1 und x_2 , an denen Unstetigkeiten der Ortsableitungen auftreten. Der wesentliche physikalische Vorgang dieses Problems spielt sich in $R = [x_1, x_2]$ ab. Daher werden sich in R entstehende Ungenauigkeiten der numerischen Lösung auf die Lösung im ganzen Rohr auswirken.

Die heute gebräuchlichen FD-(Finite Differenzen-)Verfahren sind nicht nur zur genauen Berechnung von C^0 -Lösungen prinzipiell ungeeignet, sondern oft auch extrem unwirtschaftlich: Durch die Ignorierung der Tatsache, daß der Lösungsverlauf Unstetigkeiten enthält, können numerisch bedingte Zeitschrittbegrenzungen entstehen, die weit unter den vom physikalischen Ablauf bedingten Zeitschrittweiten liegen.

Numerische Probleme dieser Art werden in der Literatur mit dem Schlagwort „Waterpacking Phenomena“ beschrieben.

Zur genauen und wirtschaftlichen Berechnung von C^0 -Lösungen wurde das ASWR-(Asymmetrisch, Separierte Bereiche, Weighted Residual-)Verfahren¹⁾ im festen Eulergitter um zwei lokale Lagrange-gitter erweitert, welche an den Unstetigkeitsstellen x_1 bzw. x_2 fixiert sind. Dadurch können auf einem groben, ortsfesten Eulergitter genaue Lösungen der oben beschriebenen Art erzeugt werden. Der Aufwand dafür ist durch den zeitlichen Ablauf des beschriebenen physikalischen Vorgangs bestimmt. Eine Vergrößerung des Aufwands durch rein numerische Effekte tritt nicht ein.

Bild 3.1 demonstriert am Beispiel eines einfachen Modells der Kondensation in einem Rohr die hohe Genauigkeit und Effizienz des ASWR-Verfahrens im Vergleich zur herkömmlichen FD-Methode.

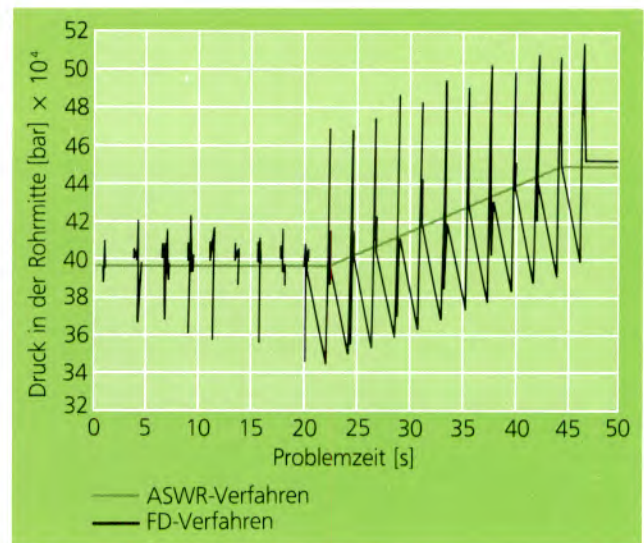


Bild 3.1: Fluten eines dampfgefüllten Rohres. Druckverlauf in der Rohrmittte. Rechnung mit ASWR-Verfahren mit lokalem Lagrange-gitter (10 Variable, 350 Zeitschritte) und konventionellem FD-Verfahren (20 Variable, 10000 Zeitschritte)

W. Werner
Abteilung Mathematik und Informatik

¹⁾ Werner, W.:
Weighted Residual Methods for the Solution of Fluid Dynamic Problems
Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Mathematical
Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, München, 27.–29. 4.
1981, S. 461

²⁾ Graf, U., R. Pryor und W. Werner:
Treatment of Discontinuities of Derivatives by the ASWR-Method
Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Mathematical
Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, München, 27.–29. 4.
1981, S. 475

3.2 Datenbankanwendungen

Im Rahmen unserer Aufgaben entstehen zunehmend Probleme, die nur unter Verwendung eines Datenbank-Management-Systems (DBMS) sinnvoll und wirtschaftlich gelöst werden können. Ein solches DBMS gestattet es, einzelne Datenbanken (DB) aufzubauen, sie zu verwalten und die gespeicherten Daten nach wählbaren Kriterien wiederzugewinnen. Als DBMS kommt in unserem Hause das Software-Produkt „System 2000“ der Intel Systems Corporation zum Einsatz.

Entscheidend für die Wahl von „System 2000“, einem der führenden, weltweit eingesetzten DBMS, waren Flexibilität und Anwendungsfreundlichkeit des zwar modular gestalteten, aber in sich geschlossenen Systems. Zur Steuerung sämtlicher Funktionen des DBMS stehen neben einer selbständigen Sprache (SCF, Self Contained Facility) auch Precompiler (PLEX, Programming Language Extensions) zur Verfügung, die den Einsatz von Wirtssprachen wie FORTRAN, PL/1, COBOL und ASSEMBLER zur Datenbankprogrammierung ermöglichen.

Als weitere Vorzüge von „System 2000“ sind die integrierten Funktionen für Datenschutz (Password-gesteuerte Zugriffsberechtigung bis auf Datenelementebene) und die Datensicherung (Archivkopien der DB, Update-Log, automatische Recovery) zu nennen.

Der Anstoß zur Beschaffung von „System 2000“ erfolgte durch die konkrete Aufgabenstellung im Rahmen des BMFT-Auftrages „Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B“. Die Zielsetzung dieses Auftrages und die DV-seitige Lösung unter Einsatz von „System 2000“ soll hier kurz dargestellt werden.

Zielsetzung des Vorhabens

Zur Beurteilung der Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit von Betriebs- und Sicherheitssystemen in Kernkraftwerken werden zunehmend quantitative Systemanalysen durchgeführt. Genannt seien hier vor allem Zuverlässigkeitsanalysen im Rahmen von Risikostudien für Kernkraftwerke oder probabilistische Analysen in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren.

Diese Analysen dienen dazu, das aus Störfällen in kerntechnischen Anlagen resultierende Risiko abzuschätzen bzw. die Zuverlässigkeit der Systeme zu beurteilen und nachzuweisen.

Unabhängig vom angewandten Analyseverfahren wird stets angestrebt, Aussagen über die Ausfallwahrscheinlichkeit bzw. Nichtverfügbarkeit von Systemen machen zu können.

Da meist keine empirisch gesicherten Aussagen über das Ausfallverhalten von Systemen vorliegen, wird überwiegend aus den Ausfallwahrscheinlichkeiten der Systemkomponenten auf die Ausfallwahrscheinlichkeit des Gesamtsystems geschlossen.

Somit sind detaillierte und empirisch gesicherte Daten zum Betriebs- und Ausfallverhalten der Komponenten eine Grundvoraussetzung für die quantitative Systemanalyse.

Um dieses Ziel zu erreichen, ist es erforderlich,

- eine umfangreiche Sammlung von Daten zu den Betrachtungseinheiten (Betriebsmittel, Aggregate usw.), ihren Betriebsbedingungen (Medium, Druck, Temperatur usw.), ihren Betriebsbelastungen (Betriebsstunden, Schaltspielen usw.) und ihrem Ausfallverhalten durchzuführen¹⁾ 2),
- Verschlüsselungstechniken zu entwickeln und konsequent anzuwenden, um die aus den Daten resultierenden Ergebnisse jederzeit und reproduzierbar ermitteln zu können³⁾,
- geeignete Verfahren zur Speicherung, Verwaltung und Wiedergewinnung der Daten zu entwickeln und anzuwenden³⁾,
- Auswerteverfahren zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen zu konzipieren und programmtechnisch zu realisieren.

DV-seitige Realisierung

Zur Speicherung des zu erwartenden großen Datenvolumens (geschätzt ca. 100 Millionen Zeichen) mußten eine geeignete Datenbasis aufgebaut und die zur Handhabung der Daten erforderlichen Programme (derzeit ca. 100) erstellt werden.

Datenbanken des Datenbanksystems

Werden für bestimmte Anwendungen mehrere physisch getrennte Datenbanken (DB) logisch miteinander verbunden (Datenbank-Link), so spricht man im allgemeinen von einem Datenbanksystem (DBS). Im vorliegenden Fall wurden insgesamt sechs Datenbanken erstellt, die bei Bedarf miteinander verknüpft werden können.

Es sind dies die

- DB ANLAGEN (A)
- DB TYPEN (B)
- DB AKB (C)
- DB ELEKTRO (D)
- DB COUNTER (E)
- DB SCHADEN (F)

¹⁾ Hönke, P., und C. Verstegen (GRS); Kutsch, W., und H. Heer (RWE): Erfahrungen bei der Grunddatenerfassung zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen im Kernkraftwerk Biblis, Block B. Hrsg. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH und Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk (RWE) AG, April 1981

²⁾ Hönke, P., H. W. Krause und C. Verstegen (GRS); Hammel, J., und H. Löffler (RWE): Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B (unveröffentlicht)

³⁾ Meinschmidt, G., und R. Schwaiger: Ein Informationssystem zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen im Kernkraftwerk Biblis-B (unveröffentlicht)

Zu (A): Die DB ANLAGEN nimmt die zentrale Stellung im DBS ein. Sie enthält charakteristische Daten zu den verfahrenstechnischen Betrachtungseinheiten, wie Konstruktionsdaten, Daten zum Einbauort und zu den Betriebsbedingungen sowie Angaben zu den Betriebsmittelwechseln. Ordnungsbegriff ist ein eindeutiges verfahrenstechnisches Kennzeichen (AKZBM).

Zu (B): Die Daten, die zur Beschreibung eines Betriebsmittels dienen, sind in Betriebsmittel-Stammdaten und Typendaten unterteilt. Erstere sind betriebsmittelspezifisch und in der DB ANLAGEN gespeichert, während die Typendaten jeweils die für mehrere baugleiche Betriebsmittel zutreffenden Daten beinhalten und in der DB TYPEN gespeichert sind (Datenreduktion). Jeder Betriebsmitteltyp wird durch eine GRS-Typ-Nummer eindeutig gekennzeichnet. Diese Nummer erlaubt die logische Kopplung der DB TYPEN mit der DB ANLAGEN.

Zu (C): Die DB AKB dient zur Speicherung der gesamten Daten der sogenannten Abzweigkennblätter (Erfassung der elektrischen Abzweige im Kernkraftwerk). Sie dient im wesentlichen als Hilfsdatenbank zur Erstellung und Pflege der DB ELEKTRO.

Zu (D): Die DB ELEKTRO hat für die Erfassung der elektronischen Einrichtungen im Kernkraftwerk die gleiche Bedeutung wie die DB ANLAGEN für die Verfahrenstechnik, d.h., sie beinhaltet die Beschreibungen der leit- und elektrotechnischen Komponenten. Ordnungsbegriff ist ein eindeutiges leittechnisches Kennzeichen. Über das zusätzlich gespeicherte verfahrenstechnische Kennzeichen ist die Zuordnung zur Verfahrenstechnik (logische Kopplung zur DB ANLAGEN) möglich.

Zu (E): In der DB COUNTER werden die zeitbezogenen Daten (Betriebsstunden, Schaltspiele) gespeichert. Ordnungsbegriff ist eine eindeutige Zählernummer, die auch zur logischen Kopplung an die DB ANLAGEN dient.

Zu (F): In der DB SCHADEN werden die Daten der sogenannten Instandhaltungsaufträge (Wartungs- bzw. Reparaturaufträge) gespeichert. Sie enthalten die Beschreibung der Schäden, Daten zur Art der vorgenommenen Reparaturen, die Bezeichnung der betroffenen Betriebsmittel, eine Klassifizierung der Schäden und auch Angaben über Reparaturzeiten. Ordnungsbegriff ist eine eindeutige Auftragsnummer. Der Querbezug zur DB ANLAGEN erfolgt durch das verfahrenstechnische Kennzeichen AKZBM.

Die Datenbanken (A) bis (D) dienen im wesentlichen zur Speicherung der bei der Grunddatenerfassung anfallenden Daten (Grunddaten, überwiegend statistischer Natur), in den Datenbanken (E) und (F) werden die im Beobachtungszeitraum anfallenden Daten (Beobachtungsdaten, dynamischer Datenbestand) abgelegt.

Die Struktur des DBS und die möglichen Kopplungspfade sind aus Bild 3.2 ersichtlich.

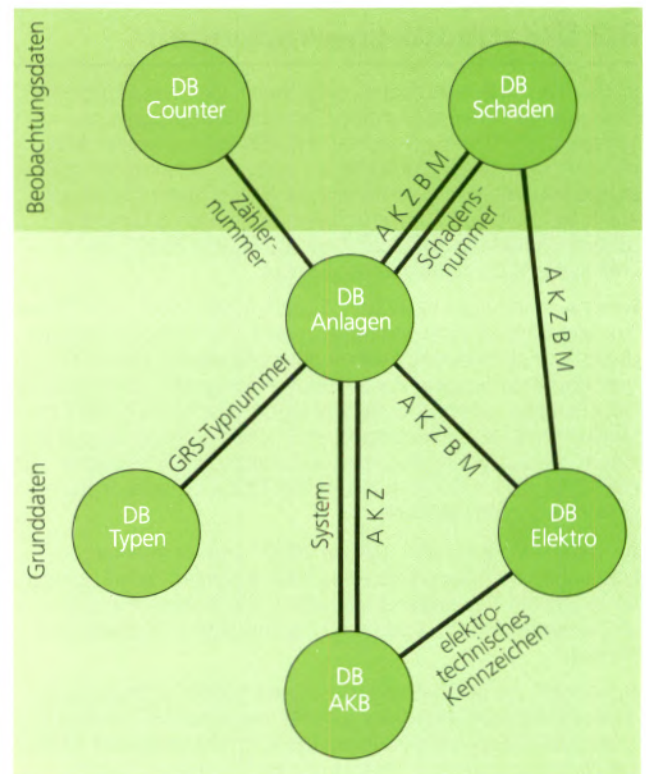


Bild 3.2: Struktur des Datenbanksystems (DBS) mit möglichen Kopplungspfaden

Programme zum Datenbanksystem

Die Programme können grob in 5 Kategorien eingeteilt werden, und zwar in

- Datenprüfprogramme,
- Ladeprogramme,
- Update-Programme (Batch und Dialog),
- Auswertprogramme (Batch und Dialog),
- Plotprogramme.

Vor allem die Prüf- und Auswertprogramme erforderten einen erheblichen Programmieraufwand. Um die Benutzerfreundlichkeit zu steigern, wurden erstmals Dialogprogramme erstellt, die es ermöglichen, interaktiv mittels Bildschirmmasken im sogenannten Full Screen Mode mit Datenbanken zu kommunizieren.

Bild 3.3 zeigt eine typische Bildschirmmaske. Durch Hellsteuerung können bestimmte Daten besonders hervorgehoben werden. Diese Technik gestattet es zudem, eine weitgehende On-line-Datenprüfung vorzunehmen. Die Aufnahme fehlerhafter oder nicht zulässiger Daten in die Datenbanken kann so zumindest zum Teil vermieden werden.



Bild 3.3: Beispiel einer Bildschirmmaske

Ergebnisse

Eine erste Auswertung der Daten ist abgeschlossen. Es wurden Armaturen, Pumpen, Getriebe und E-Motoren berücksichtigt. Bild 3.4 zeigt die graphische Darstellung einer Auswertung zu handbetriebenen Absperrventilen nach der Ausfallart „Leckage innen“. Ein Bericht über diese Ergebnisse ist derzeit in Arbeit. Weitere Auswertungen sind geplant.

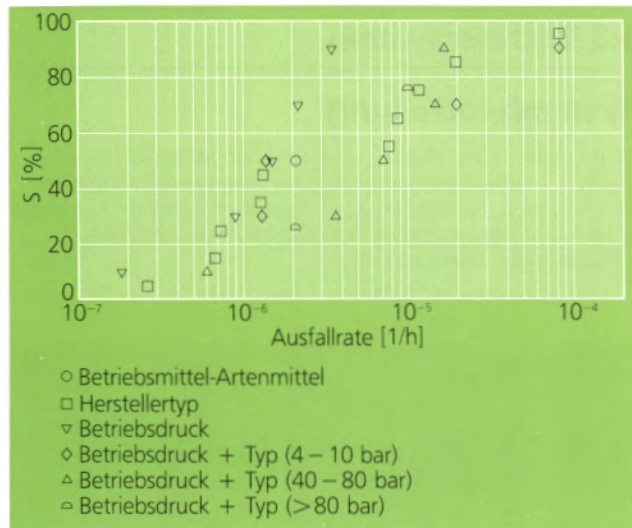


Bild 3.4: Graphische Darstellung einer Auswertung zu handbetriebenen Absperrventilen. Ausfallart: Leckage innen

Weitere Datenbankanwendungen

Neben dem System von Datenbanken zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen wurden diverse Datenbanken für andere vorhabensbezogene Themenstellungen erstellt (siehe hierzu auch Abschnitt 8.1 und 8.3).

Darüber hinaus wird „System 2000“ zur Lösung von Zentralaufgaben, wie z. B. die Programmarchivierung und die Rechenzentrumsverwaltung eingesetzt.

Der Einsatz des DBMS für die Projektkontrolle und das Bibliothekswesen wird zur Zeit vorbereitet.

G. Meinschmidt
Abteilung DV-Anwendung

3.3 Rechnersystem

Systembeurteilung

Die Beurteilung und Planung eines Rechnersystems setzt – unter anderem – eine ständige Auswertung laufend erfaßter Betriebsdaten voraus (Leistungsvergleiche, Nutzungsstatistiken usw., siehe Bilder 3.5 – 3.8) und muß gleichzeitig an Zielen zukünftiger Anforderungen orientiert sein.

Insofern ist es wichtig, fortlaufend Leistungsmessungen und Auslastungsanalysen durchzuführen, damit bei Veränderungen am Rechnersystem oder an den Einsatzbedingungen Abweichungen zu den Sollvorgaben transparent gemacht und entsprechende korrigierende Maßnahmen eingeleitet werden können.

Unter Anwendung ausgesuchter Methoden aus dem umfangreichen Gebiet des Kapazitäts-Managements und der Kapazitäts-Planung wurde auch im vergangenen Jahr versucht, die Serviceleistungen für die Benutzer zu optimieren, vorhandene Systemkomponenten möglichst effizient einzusetzen und neue Ressourcen in die vorhandene Systemumgebung rechtzeitig einzufügen.

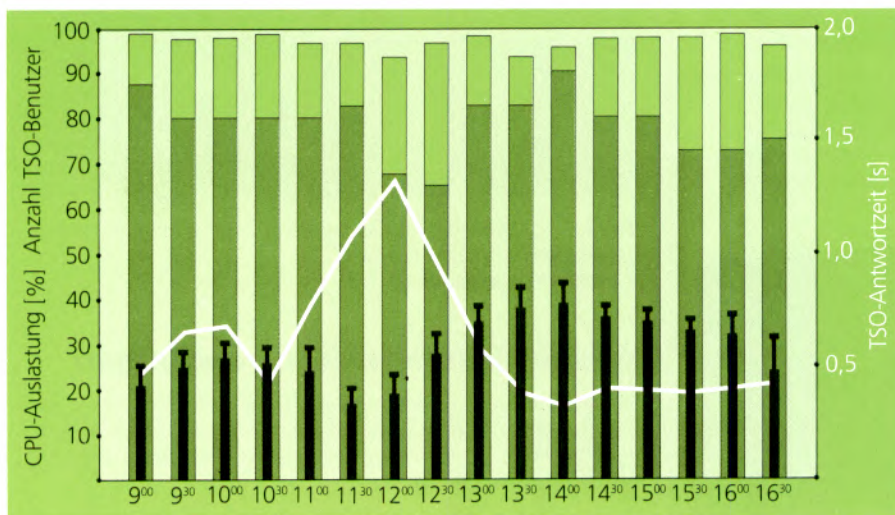
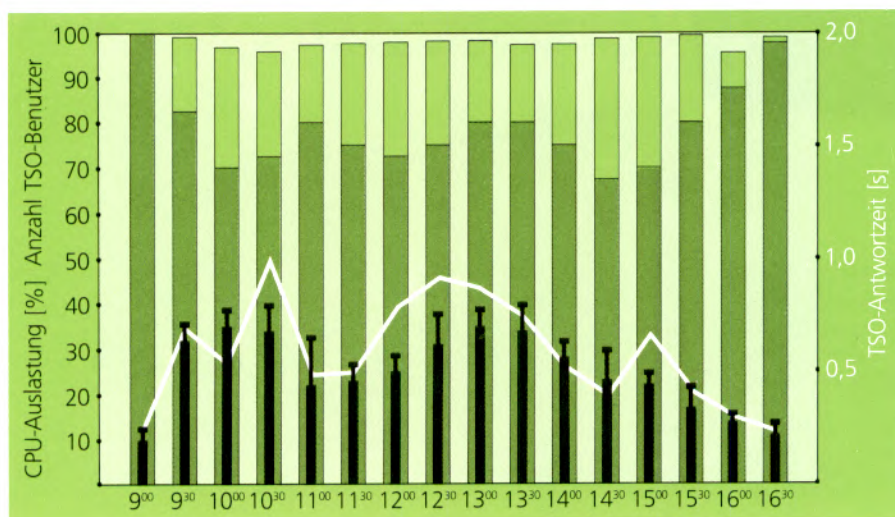


Bild 3.5: Performance-Analyse vom 23. Juli 1981



- CPU-Nutzung (benutzerbezogen)
- CPU-Nutzung (Systemservice)
- Mittl. bis max. Anzahl TSO-Benutzer
- Mittl. TSO-Antwortzeit 95 % aller Transaktionen

18 Bild 3.6: Performance-Analyse vom 24. Juli 1981

Als Beispiele dafür sind hier zu erwähnen:

- Ausbau des Hauptspeichers der AMDAHL 470 V/6 von 6 auf 8 MB (Megabytes),
- Einsatz des Betriebssystems MVS/SP 1.1,
- Installation einer weiteren Magnetplattensteuereinheit und Erweiterung der Plattenspeicherkapazität von 3,81 GB (Gigabytes) auf 6,35 GB durch neue Plattenlaufwerke mit Zweifachzugriff (IDI: Intelligent Dual Interface),
- Inbetriebnahme zweier zusätzlicher interaktiver graphischer Arbeitsplätze,
- Einführung einer neuen, leistungsfähigeren Version des Programmproduktes SPF (System Productivity Facility).

Systemkonzept

Wie ein Blick auf die Betriebsstatistik zeigt (Bild 3.7), nahm die Beanspruchung des GRS-Rechnersystems beträchtlich zu, wobei die Kapazitätsgrenzen der Anlage häufig erreicht wurden (Bild 3.8). Dies führte teilweise zu erheblichen Warteschlangen bei der Batch-Verarbeitung und entsprechend langen Verweilzeiten einzelner Jobs.

Um den nicht unerwarteten Anstieg des Rechenbedarfs zu befriedigen, wurde im Laufe des Jahres 1981 ein langfristig geplantes Rechnersystemkonzept realisiert, das unter technischen und wirtschaftlichen Gesichtspunkten entwickelt worden war.

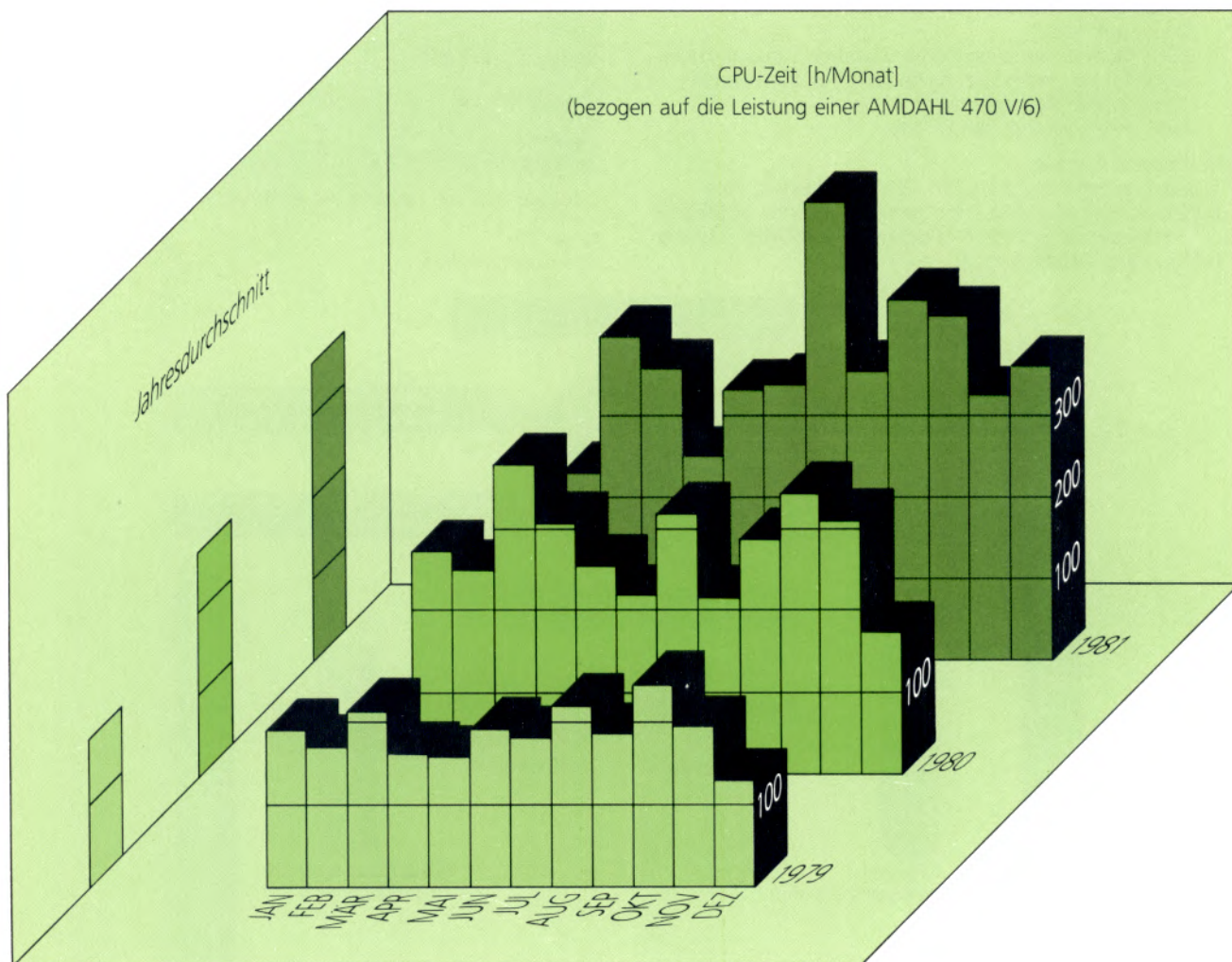


Bild 3.7: Systemnutzung (Vergleich)

Dieses Konzept beinhaltet für den

- Betriebsteil Köln:
Austausch der veralteten MDS RJE-Station durch ein System mit folgender Ausstattung:

Hardware

1 × IBM 4331-1	Zentraleinheit
4 × IBM 3310	Plattenspeicher
2 × IBM 8809	Magnetbandgerät
1 × IBM 3262	Drucker
1 × IBM 3203	Schnelldrucker

Software

VM/SP (Virtual Machine Facility/System Product) als Betriebssystem
CMS (Conversational Monitor System) für den Dialogbetrieb
RSCS (Remote Spooling Communication Subsystem Networking) zur Unterstützung der Batch-Betriebsverbindung zu den Rechenanlagen in Garching
PVM (Pass-Through VM Facility)

- Betriebsteil Garching:
Installation eines Rechners IBM 4341 unter Einsatz des bereits auf der AMDAHL erprobten Betriebssystems MVS/SP 1.1, betrieben im Systemverbund mit der AMDAHL 470 V/6 (MAS: Multi Access Spool).

Diese Betriebsweise, zusammen mit Shared DASD (d.h. gemeinsamer Zugriff zu allen Plattenlaufwerken), ermöglicht im Hinblick auf die Betriebssicherheit die – zumindest partielle – Überbrückung des Ausfalls einer Zentraleinheit.

In konzeptioneller Hinsicht handelt es sich um eine zukunftssichere Lösung, insbesondere da die IBM 4341 schrittweise steigenden Bedürfnissen angepaßt werden kann.

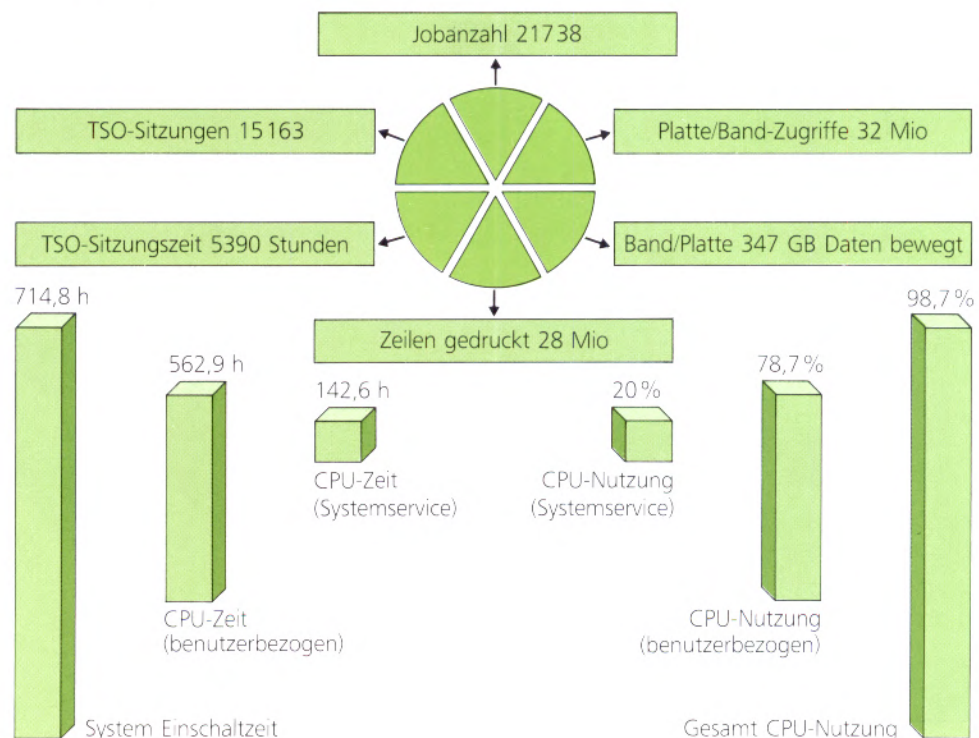
Vergleich

Zusammenfassend sei ein tabellarischer Vergleich wesentlicher Leistungsmerkmale der nun in der GRS verfügbaren Rechner gegeben:

	AMDAHL 470 V/6 II	IBM 4341	IBM 4331
Hauptspeicher (MB)	8	4	1
Anzahl Kanäle	12	6	1
Relativer Leistungswert *	1	0,2	0,05

* bezogen auf die Leistung der AMDAHL 470 V/6 II

J. Kriks
Abteilung Rechenzentrum



4. Aus dem Bereich Forschungsbetreuung

Im Mittelpunkt der Arbeiten im Bereich Forschungsbetreuung standen im Jahr 1981 wiederum die Projektbegleitung und die Projektträgerschaft für das Programm Forschung zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren (LWR) des BMFT sowie die Projektbegleitung für vom BML in Auftrag gegebene Untersuchungen und Studien zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Aufgabe der Forschungsbetreuung ist es dabei, Vorhaben von der fachlichen Beurteilung des Antrags oder Angebots über die Sicherstellung der fachgerechten Abwicklung unter Einhaltung von Zeit- und Kostenrahmen bis zur abschließenden sicherheitstechnischen Bewertung der Arbeiten zu begleiten.

Weitere Schwerpunkte betreffen Arbeiten zur Weiterentwicklung des laufenden Programms des BMFT zur Sicherheit von LWR, in jüngerer Zeit insbesondere im Bereich der Mensch/Maschine-Wechselwirkung und Spezielle Transienten sowie für den BMI fachliche und organisatorische Unterstützung bei der Abwicklung von Untersuchungen zum Strahlenschutz und bei der Lösung von Grundsatzfragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Die Projektträgerschaft für das LWR-Programm, in dessen Rahmen 1981 ca. 100 Vorhaben mit einem Gesamtvolumen von 261,7 Mio DM abgewickelt wurden, war auch im Jahr 1981 zentraler Teil der Aufgaben für den BMFT. Projektbegleitend wurden darüber hinaus 68 Vorhaben betreut.

Die Projekte zu den 4 Sachbereichen Betriebssicherheit, Störfallabläufe, Strahlenbelastung und Risiko wurden konsequent weitergeführt. Unter den im Berichtsjahr betreuten Vorhaben können unter anderem folgende Themen hervorgehoben werden:

- im Projekt „Kernschmelzen“ Untersuchungen darüber, inwieweit die Bildung von freiem Wasserstoff, der bei Reaktionen von Wasser mit dem Zirkon des Hüllmaterials der Brennelemente entsteht, nach Mischung mit der Störfallatmosphäre zu einer Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters führen kann
- im Projekt „Kernnotkühlung“ Untersuchungen am PKL-Versuchsstand zum Naturumlaufverhalten und zum Wärmeübergang im Dampferzeuger bei kleinen Lecks, die nach den Ergebnissen der deutschen Risikostudie einen erheblichen Beitrag zum Restrisiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken liefern
- im Projekt „Komponentensicherheit“ im Rahmen der HDR-Versuche die Untersuchung des Materialverhaltens bei Temperaturschock-Belastung, wie sie bei der Benetzung von heißen Behälterteilen mit kaltem Kühlwasser im Notkühlfall auftreten kann

An neueren Gesichtspunkten sind insbesondere herauszustellen die Projekte

- Mensch/Maschine und
- Spezielle Transienten,
- dazu das internationale Projekt 2D/3D, das 1981 aus dem Stadium der Planung in das der Realisierung rückte.

Mensch/Maschine

Im Berichtsjahr wurde der Entwurf für ein Projekt Mensch/Maschine im Rahmen des Programms Sicherheit von Leichtwasserreaktoren bearbeitet und weitgehend fertiggestellt. Das Projekt Mensch/Maschine hat zum Ziel, die Kenntnisse über das Zusammenwirken von Personal und Kernkraftwerksanlage so zu erweitern, daß durch Maßnahmen in diesem Bereich das verbleibende Störfallrisiko minimiert werden kann. Dazu soll menschliches Fehlverhalten als Ursache von Störfällen noch weitergehend ausgeschlossen werden und die Betriebsmannschaft in die Lage versetzt werden, auch ungewohnte Störungen und Störfälle sicher zu beherrschen.

Aufbauend auf bisherige Leistungen auf diesem Gebiet, berücksichtigt der Entwurf die jüngsten Entwicklungen im Bereich der Wartentechnik und die Erfahrungen beim Betrieb von inländischen Kernkraftwerken sowie die Ansätze, die zumeist als Folge des TMI-Störfalles in verschiedenen Ländern und internationalen Organisationen gemacht werden.

Spezielle Transienten

Ziel des Projektes „Spezielle Transienten“ ist es, die Belastungen für das Gesamtsystem eines Kernkraftwerks zu ermitteln, wie sie von Betriebsstörungen als auslösendes Ereignis verursacht werden bei gleichzeitigem Ausfall einer Komponente des Sicherheitssystems.

Die Ergebnisse aus laufenden und geplanten Forschungsarbeiten sollen einen Beitrag liefern

- für die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik,
- zur Erhöhung der Zuverlässigkeit und Betriebssicherheit,
- zur Ertüchtigung von Rechenprogrammen,
- für die Beurteilung des Gesamtrisikos von LWR.

Auf den Ergebnissen eines Vorprojektes „Spezielle Transienten“ sowie der Deutschen Risikostudie aufbauend, hat die Forschungsbetreuung vor dem Hintergrund schon durchgeführter Untersuchungen (z. B. Experimente an Druckhalterventilen, Analytik) die Bedeutung weiterführender Aktivitäten für eine Grundsatzentscheidung 1982 bewertet.

Das internationale 2D/3D-Projekt

Im Jahre 1981 setzte die Forschungsbetreuung im Rahmen der Projektträgerschaft die Projektleitung des internationalen 2D/3D-Projektes fort. Das gemeinsam mit der USNRC und JAERI durchgeführte Projekt beinhaltet die Untersuchung thermohydraulischer Vorgänge im DWR nach einem Kühlmittelverluststörfall. Der deutsche Beitrag umfaßt die Errichtung der „Upper Plenum Test Facility“ (UPTF) und die Durchführung der Experimente.

Nachdem die Forschungsbetreuung verschiedene Möglichkeiten auf ihre technische Zweckmäßigkeit und insbesondere hinsichtlich ihrer Kosten untersucht hatte, fiel in 1981 die endgültige Entscheidung, die Versuchsanlage auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim (GKM) zu errichten.

Aufträge zur Errichtung der UPTF wurden im Rahmen der Projektträgerschaft an die Kraftwerk Union AG (KWU) und das Großkraftwerk Mannheim (GKM) erteilt. Fertigstellung der Anlage und Beginn der Versuche sind für Mitte 1985 geplant. Einige terminführende Komponenten, darunter das Druckgefäß und die Einbauten, wurden bereits bestellt.

Ein weiterer wesentlicher Beitrag der Forschungsbetreuung betrifft die Einbindung der Lieferungen und Leistungen seitens der USNRC in das deutsche UPTF-Projekt. Hierzu wurden in 1981 neben den routinemäßigen trilateralen Abstimmungsgesprächen zahlreiche Verhandlungen mit USNRC über die Anforderungen an die Instrumentierung und Schnittstellenprobleme sowie über die in den USA durchzuführenden analytischen Begleitarbeiten geführt.

Die Verhandlungen, die noch nicht abgeschlossen sind, wurden durch Mittelkürzungen bei USNRC und daraus resultierenden Diskussionen über eine Reduzierung des amerikanischen Leistungsumfanges kompliziert.

Internationale Zusammenarbeit

Aktive Forschung erfordert internationale Zusammenarbeit über den Rahmen gelegentlicher Kontakte auf Fachkonferenzen hinaus. An diesem Ziel wirkte die Forschungsbetreuung mit bei der Ausführung bestehender und Gestaltung neuer Verträge des BMFT zur Zusammenarbeit mit ausländischen Partnern in der Reaktorsicherheitsforschung.

Zu bilateralen Abmachungen ergaben sich dabei die folgenden Aktivitäten (in alphabetischer Reihenfolge):

- **Brasilien**
Erfüllung von Informations- und Teilnahmewünschen zum deutschen Forschungsprogramm im Gefolge des Brasilian-German Symposium on Nuclear Reactor Safety im Jahr 1980
- **Frankreich**
Mitwirkung bei der Vervollständigung der vertraglichen Basis für die deutsch-französische Zusammenarbeit durch fachliche und organisatorische Mitarbeit am Koordinatoren-gespräch und dessen Vorbereitung. Es wurden deutsch-französische Fachtagungen vorbereitet und durchgeführt.
- **Großbritannien**
Die laufende Zusammenarbeit mit UKAEA zum Lastfall Flugzeugabsturz wurde 1981 erfolgreich weitergeführt, so daß die Basis für Vergleiche zwischen den kleinmaßstäblichen Vorversuchen in Winfrith und den Versuchen in Meppen geschaffen wurde.
- **Japan**
Die Ausdehnung der bestehenden Zusammenarbeit auf die in Japan wesentlich daran beteiligte Industrieforschung erfordert beiderseits gründliche Vorbereitungen, denen fachliche Kontakte dienen. Unter Mitwirkung der Forschungsbetreuung wurde ein Koordinatoren-gespräch durchgeführt.

- **Korea**
Die Organisation und verantwortliche Durchführung der Reise einer deutschen Expertengruppe zu einem deutsch-koreanischen Seminar zur Reaktorsicherheit in Seoul lag bei der Forschungsbetreuung. Von deutscher Seite wurde der Stand der deutschen Sicherheitsforschung und die Implementierung ihrer Ergebnisse in Genehmigung und Auslegung dargestellt.

- **USA**
Zur Diskussion der Ergebnisse und der zukünftigen Arbeiten im Rahmen der Zusammenarbeit unter dem Vertrag zwischen der Nuclear Regulatory Commission (NRC) und dem BMFT wurde ein Administratoren-gespräch unter Mitwirkung des Bereichs Forschungsbetreuung vorbereitet und durchgeführt. Die Zusammenarbeit in Form von schriftlichem Informationsaustausch, Abstellungen und Experten-gesprächen wurde von der Forschungsbetreuung koordiniert und unterstützt.

Eine ähnliche Zusammenarbeit, die sich zu einem wesentlichen Teil auch aus der Auswertung des TMI-Störfalls und entsprechenden Auflagen ergibt, besteht mit dem Electric Power Research Institute (EPRI) und wurde von der Forschungsbetreuung in entsprechender Form betreut.

Die in der Anlage TMI-2 laufenden Arbeiten und die weitere Planung, z. B. zur Entnahme des Reaktorkerns, wurden von der Forschungsbetreuung verfolgt, die Informationen aufbereitet und mit dem BMFT mit dem Ziel einer optimalen Beteiligung der deutschen Seite diskutiert.

- **Internationale Organisationen**
Die Mitarbeit deutscher Experten in mehr als 20 Arbeitsgruppen von OECD, Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) und anderen internationalen Organisationen wurde koordinierend betreut und für die Teilnahme an Sitzungen der zuständigen Leitungsgremien ausgewertet.

Insbesondere wurden die deutschen Delegationen im beratenden Programmausschuß Reaktorsicherheitsforschung für das Forschungszentrum Ispra der Europäischen Gemeinschaften, dessen Vorsitz in diesem Jahr mit dem Leiter des Bereichs Forschungsbetreuung von deutscher Seite gestellt wird, im Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD und in der Arbeitsgruppe 2 der Kommission der Europäischen Gemeinschaften in aktiver Mitwirkung unterstützt.

Ebenso beteiligte sich die Forschungsbetreuung durch Mitwirkung an der Vorbereitung und Teilnahme in der deutschen Delegation an einer wichtigen Tagung der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) zum Thema „Reaktorsicherheitsforschung“ in Moskau.

Projektbegleitung zu Untersuchungen und Studien im Auftrag des BMI

Im Berichtsjahr wurden die Arbeiten für den BMI fortgesetzt mit der Projektbegleitung zu den Projekten „Qualitätssicherung“ und „Kernschmelzen“.

Einen Schwerpunkt bildete dabei das Programm „Maßnahmen zur Verminderung der Folgen schwerer Unfälle“. Es wurde bereits 1980 in dem vom BMI vorgegebenen Umfang in Studien umgesetzt. 1981 erfolgte die Betreuung der größtenteils noch laufenden Vorhaben.

Parallel dazu wurden bei der GRS vergleichende Analysen der Unfallabläufe mit und ohne die untersuchten Maßnahmen initiiert. Zusammen mit noch anzugehenden Risikoabschätzungen werden sie zur Beurteilung der einzelnen Maßnahmen oder deren Kombinationen dienen. Als wichtigste zu untersuchende Maßnahmen erwiesen sich Containment-Außenbesprühung, Containment-Venting und Methoden zur Wasserstoffbehandlung.

Strahlenschutz

Die begonnenen Aktivitäten zur Vorhabensbetreuung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes wurden – der finanziellen Situation entsprechend in reduziertem Rahmen – weitergeführt. Als wesentliche Ad-hoc-Aufgabe wurde zusätzlich der erste Entwurf zu einem fachlichen und statistischen Bericht über die in der Bundesrepublik im Jahr 1981 von der Bundesregierung geförderten Vorhaben zum Strahlenschutz konzipiert.

Grundsatzfragen

Zum Projekt „Risikostrategie (sozialwissenschaftlich)“ wurde eine problemorientierte Programmstruktur entwickelt, innerhalb derer ausgewählte Themen in Form von Konzeptvorschlägen konkretisiert worden sind. In dem beratenden Projektbeirat nahm die Forschungsbetreuung die Geschäftsführung wahr und bereitete die Arbeitstagung „Technologische Risiken und gesellschaftliche Konflikte“ vor.

Die Forschungsbetreuung erarbeitet im Auftrag des BMI zum Thema „Technisches Risiko“ die Problemdefinition und eine Programmspezifikation.

Darüber hinaus betreute die Forschungsbetreuung 13 Vorhaben zum Studienprojekt „Unterirdische Bauweise“ und unterstützte den BMI bei der Bewertung seiner Ergebnisse. So wurde eine Auswertung des Symposiums „Unterirdische Bauweise“ erstellt, die als Bestandteil des Berichts zum Symposium veröffentlicht wird.

Im Arbeitspunkt „Dokumentation“ entwickelte die Forschungsbetreuung für den BMI das Konzept für ein ADV-gestütztes Dokumentations- und Informationssystem mit Zugriffsmöglichkeit u.a. auf fremde Datenbanken, z. B. INKA NUCLEAR des Fachinformationszentrums, DIP-KAD der Bundestagsverwaltung. Darüber hinaus wurden nach BMI-Vorgaben Datenbanken zur Dokumentation von BMI-relevanten Informationen entwickelt und zum Teil im Rahmen des Probebetriebes eingesetzt.

5.

Aus dem Bereich Verfahren

5.1 Entwicklung und Anwendung eines asymmetrischen Dehnmodells zur Beschreibung des Brennstabverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen

Als ein Auslegungstörfall ist der doppelende Bruch einer Hauptkühlmittelleitung zwischen Umwälzpumpe und Reaktordruckbehälter definiert. Bei einem solchen Kühlmittelverluststörfall (KVS) kommt dem Verhalten der Brennstäbe besondere Bedeutung zu, da eventuelle Geometrieänderungen durch thermische und mechanische Belastungen Einfluß auf eine ausreichende Kühlbarkeit haben können. Weiterhin kann ein Verlust der Integrität der Brennstäbe zu einer teilweisen Freisetzung des radioaktiven Inventars führen.

Zur Berechnung des Hüllrohraufblähens bei KVS wurde in ¹⁾ ein Dehn- und Berstmodell mit der Annahme konzentrischen Dehnens, d. h. ohne azimutale Temperaturdifferenz, vorgestellt. Dieses empirische Modell berücksichtigt die Heizrate, die Temperatur, den Innendruck und das Aufoxidieren der Zircaloy-Hüllrohre.

Das erwähnte Modell ist jedoch in der Praxis bei der Abschätzung des Brennstabverhaltens bzw. des Verhaltens von Brennstabsimulatoren mit Einschränkungen behaftet, da sich stets durch eine leichte Verschiebung der Brennstofftabletten aus der konzentrischen Lage heraus eine azimutale Temperaturdifferenz ausbildet. Da der Aufblähvorgang stark temperaturabhängig ist, ergibt sich als Folge dieser Temperaturunterschiede ein über den Umfang differierendes Dehnverhalten. Dieses Phänomen wird als exzentrisches Dehnen bezeichnet. Um dieses Verhalten der Brennstäbe auch modellmäßig erfassen zu können, wurde das obige Modell wie folgt erweitert:

Der halbe Rohrquerschnitt wird in 18 Segmente unterteilt, und anschließend wird die Dehnung jedes Segments bestimmt. Die mittlere Umfangsdehnung des Hüllrohrs berechnet sich dann unter Berücksichtigung der Einzeldehnung der Segmente. In dem Modell wird davon ausgegangen, daß die azimutale Änderung der Temperatur und der Dehngeschwindigkeit in der Nähe der Heiß- und gegenüberliegenden Kaltstelle gering ist. Die größten Änderungen der Dehngeschwindigkeit und der Temperatur treten bei kleinen Exzentrizitäten bei $\pi/2$ auf, bei großer Exzentrizität verschiebt sich der Bereich entsprechend Bild 5.1 zu kleineren Werten.

In dem Modell wird die folgende Definition der Exzentrizität verwendet:

$$E(t) = 1 - \frac{S_{\min}(t)}{S_{\text{mittel}}(t)}$$

mit:

t = aktuelle Zeit

$S_{\min}$ = minimaler Spalt zwischen Hülle und Brennstofftabletten

S_{mittel} = mittlerer Spalt zwischen Hülle und Brennstofftabletten

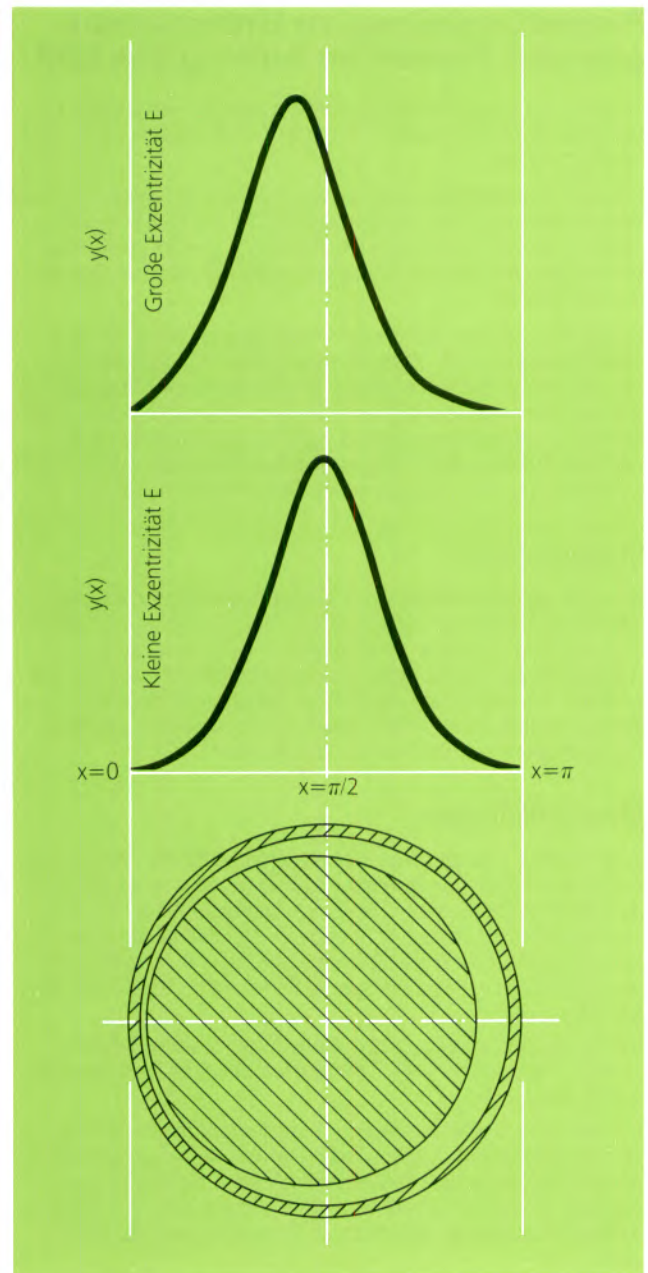


Bild 5.1: Mögliche Dichtefunktionen der azimutalen Temperaturänderung

¹⁾ Erbacher, F., H. J. Neitzel, H. Rosinger und K. Wiehr: Burst Criterion of Zircaloy Fuel Vortrag auf der ASTM Fifth International Conference on Zirconium in the Nuclear Industry, Boston, USA, 4.-7. August 1980

Als Dichtefunktionen der azimuthalen Temperaturänderungen wurden β -Funktionen gewählt, da sie aufgrund folgender Eigenschaften als geeignet erschienen:

- Die Verteilungen sind am oberen und unteren Rand beschränkt.
- Die Form der Dichtefunktion ist nahezu beliebig einstellbar.

In Bild 5.2 werden die errechneten Ergebnisse des exzentrischen Dehnmodells bei einer realistischen Aufheizgeschwindigkeit von

8 K/s und bei der Innendruckbelastung von 70 bar dargestellt. Diese Abbildung gibt einen Schnitt durch das Hüllrohr zu ausgewählten Zeitpunkten mit der errechneten Exzentrizität wieder. Zur Verifikation des exzentrischen Dehnmodells wurden u.a. die vom Projekt Nukleare Sicherheit (PNS) durchgeführten Brennstab-Simulationsversuche herangezogen. Die Randbedingungen, wie Aufheizgeschwindigkeit und Innendruckbelastungen der Einzelstab-Simulationsversuche, wurden so gewählt, daß sie breite Bereiche der Parameter abdecken.

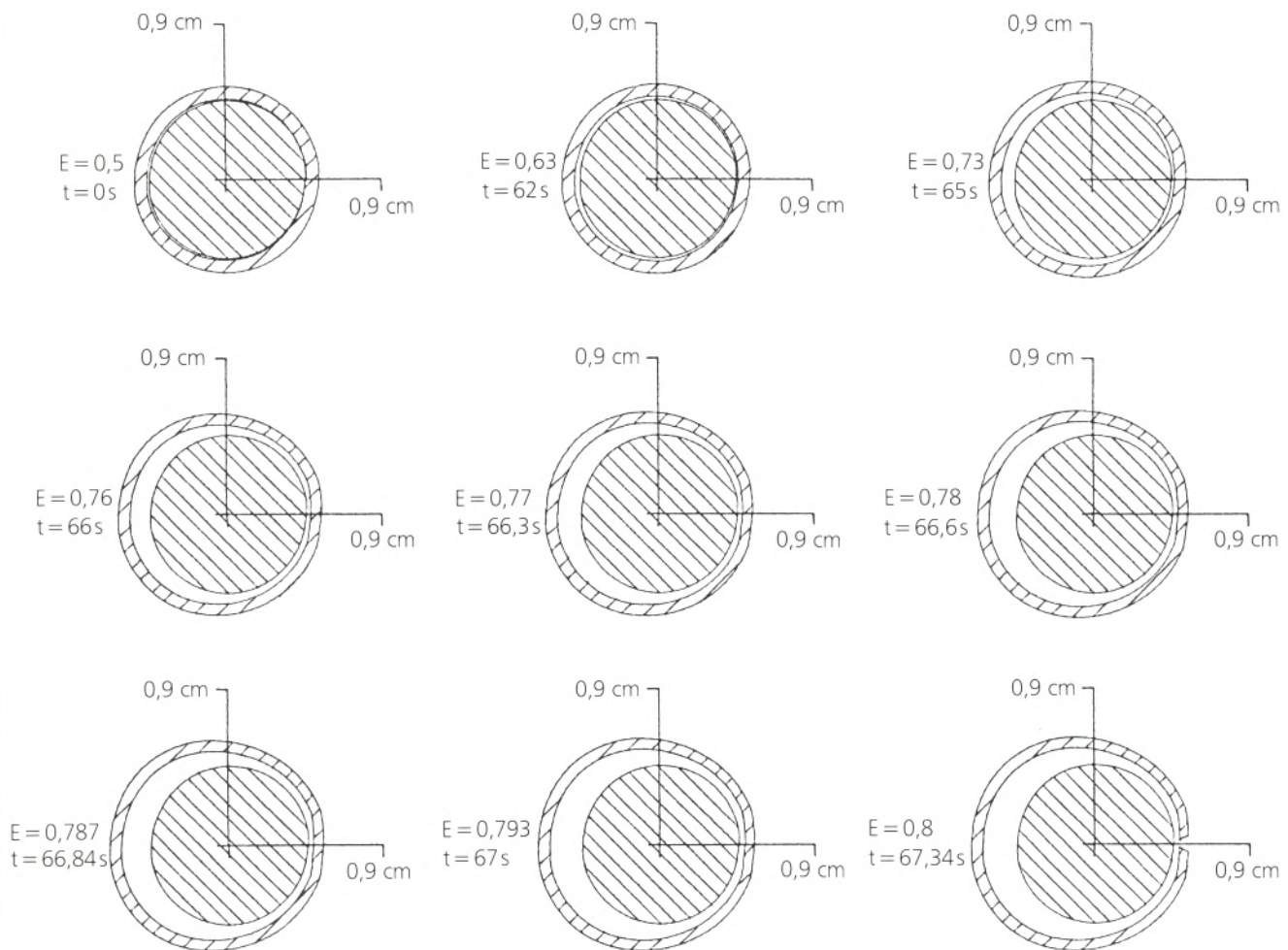


Bild 5.2: Demonstration des exzentrischen Dehnmodells. Schnitt durch das Hüllrohr zu ausgewählten Zeitpunkten t

Bild 5.3 stellt den Vergleich der errechneten und gemessenen Dehnung dar. Aus dem Bild geht hervor, daß die errechneten Dehnungen durch den Einsatz des Exzentrizitätsmodells mit den gemessenen Werten gut übereinstimmen.

Für eine Nachrechnung der Berstdehnungen der Hüllrohrsimulatoren von Bündelversuchen wurden ebenfalls die Werte aus den vom PNS durchgeführten REBEKA (Reaktorspezifische Bündel-Experimente Karlsruhe) -2, -3 und -4 berücksichtigt.

Bild 5.4 stellt die gemessenen und errechneten Werte der sechs Hüllrohr-Brennstabsimulatoren dar. Die errechneten und gemessenen Werte stimmen gut überein. Im Gegensatz zu den Einzelstab-Simulatoren ist die Berechnung der Hüllrohrdehnungen für die Stäbe in einem Bündel durch zusätzliche Parameter, wie z.B. die Wechselwirkungen der Simulatoren und eine komplizierte Thermohydraulik, erschwert. Die axiale Verschiebung der maximalen Umfangsdehnung der Hüllrohre des Bündels REBEKA-2 in Strömungsrichtung des Dampfes zum nächsten Abstandshalter

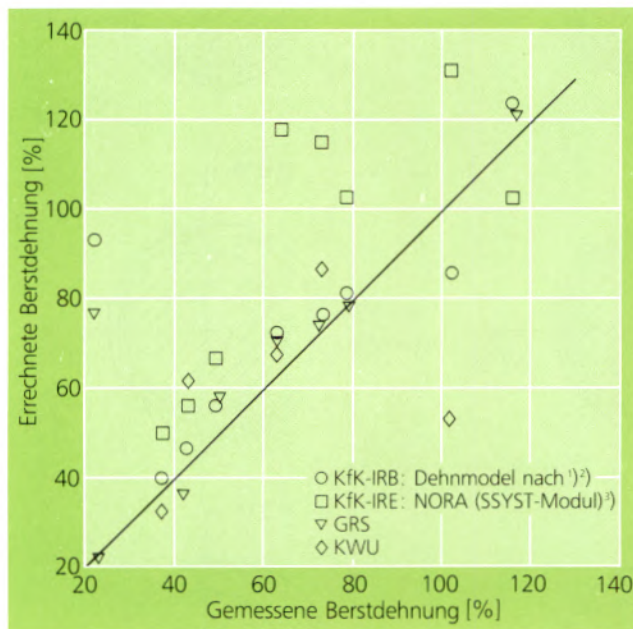


Bild 5.3: Vergleich der errechneten und gemessenen Berstdehnungen von Brennstabsimulatoren der REBEKA-Einzelstabversuche

wurde durch die Überhitzung um 20 K des einphasigen Dampfes verursacht. Dies wurde für die Rechnung durch Annahme einer geeigneten Anfangsexzentrizität berücksichtigt.

Die untersuchten Brennstabsimulatoren des Bündels REBEKA-4 lagen unmittelbar in der Nachbarschaft des Kontrollstabführungsrohres. Da das Führungsrohr keine Wärme erzeugt und als Wärmesenke dient, verursachte es eine starke Erhöhung der azimuthalen Temperaturgradienten. Für die Berechnung der Hüllrohraufblähungen wurde deshalb hier eine große Exzentrizität zugrunde gelegt.

Ist ein Reaktorkern im Hinblick auf Spaltgasfreisetzung und Kühlmittelblockade zu beurteilen, werden genaue Kenntnisse über das Dehn- und Berstverhalten benötigt. Die hier vorgestellte Untersuchungsmethode dient der Abschätzung der Kernschäden, die während eines Kühlmittelverluststörfalls im Reaktor auftreten können.

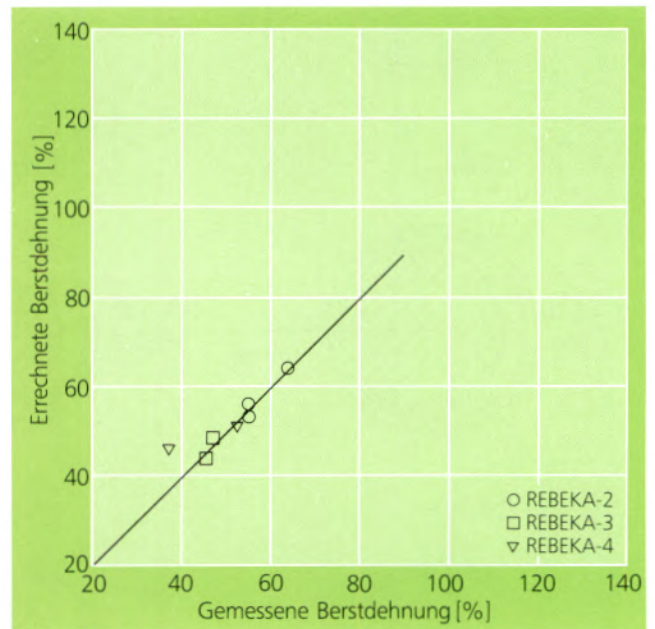


Bild 5.4: Vergleich der errechneten und gemessenen Berstdehnungen von Brennstabsimulatoren der REBEKA-Bündelversuche

A.K. Chakraborty, J. D. Schubert
Abteilung Thermohydraulik I

²⁾ Erbacher, F. J.:
LWR Zircaloy Cladding Deformation and Future Needs
Vortrag auf der Enlarged Halden Project Group Meeting on Water Reactor Fuel
Performance, Halden, Norwegen, 14. - 18. Juni 1981

³⁾ Meyder, R.:
SSYST-2 Eingabebeschreibung und Handhabung
KfK 2960, November 1980

5.2 Berechnung des Skyshine-Effekts bei kerntechnischen Anlagen

Definition und Bedeutung des Skyshine-Effekts

Von Skyshine-Effekt spricht man im Zusammenhang mit Strahlung, die einen im Freien befindlichen Aufpunkt nicht direkt, sondern auf dem Umweg der Streuung im umgebenden Luftraum erreicht. Im allgemeinen ist dabei die Quelle vom Aufpunkt aus nicht sichtbar. Dann ist der Beitrag der Direktstrahlung vernachlässigbar gegen den Anteil, der die Decke durchdringt und nach mehrfacher Streuung in der Luft den Boden erreicht. Das Strahlungsfeld wird also in Quellnähe ein Minimum aufweisen und erst in zum Teil erheblicher Entfernung sein Maximum erreichen (Bild 5.5).

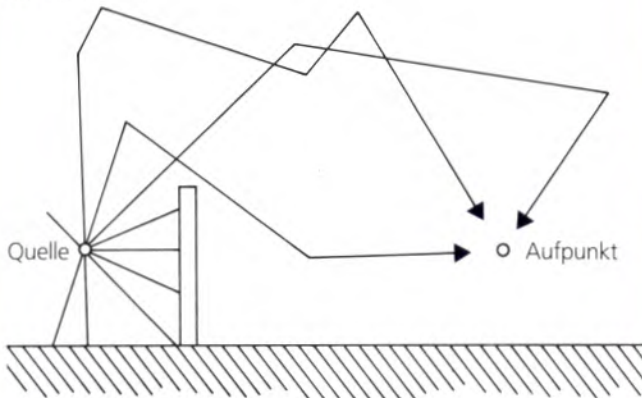


Bild 5.5: Skizze zur Entstehung des Skyshine-Effekts

Bis vor wenigen Jahren galt der Skyshine-Effekt als unbedeutend, da er nur bei extrem hohen Quellstärken merkliche Beiträge liefern könne. Jedoch zeigte sich, daß er auch bei schwachen Quellen großer Ausdehnung, z.B. großen Lagern für radioaktive Abfälle, keinesfalls vernachlässigbar ist.

Rechenverfahren zur Behandlung des Skyshine-Problems

Prinzipiell ist zur Lösung von Gamma- und Neutronentransportproblemen die Integration der linearen Boltzmann-Gleichung erforderlich. Wegen ihrer Komplexität existieren im allgemeinen keine analytischen Lösungen, so daß auf Näherungsverfahren oder numerische Methoden zurückgegriffen werden muß.

Mit der Berechnung des Skyshine-Effekts liegt ein dreidimensionales Problem vor, bei welchem die Streuprozesse über einen ungewöhnlich großen Raumbereich nachvollzogen werden müssen.

Da die mittlere freie Weglänge der Strahlung in Luft einige hundert Meter betragen kann, sind Integrationen der linearen Boltzmann-Gleichung bis zu Dimensionen in der Größenordnung von mehreren tausend Metern erforderlich. Dafür sind die Standardtransportprogramme nicht konzipiert, so daß aufwendige Maßnahmen zur Programmanpassung erforderlich werden, wenn nicht von vornherein die Anwendung von Näherungsverfahren vorgezogen wird, was zur Zeit meist der Fall ist.

Ein Verfahren, das im allgemeinen mit mehr oder weniger großen Modifikationen angewandt wird, beruht im wesentlichen auf folgendem Schema:

Der betrachtete Raum wird geeignet in kleine Einzelvolumina aufgeteilt. Für jedes dieser Volumina wird nun die Wahrscheinlichkeit berechnet, daß darin ein Quellteilchen in Richtung des Aufpunktes gestreut wird und ihn auch erreicht. Durch Summation über alle Streuvolumina unter Berücksichtigung des Quellspektrums erhält man die Flußdichte am Aufpunkt, allerdings nur unter Einbeziehung von Teilchen, die den Detektor durch höchstens einen Streuprozess erreichen können. Dieses Verfahren hat den prinzipiellen Nachteil, daß wichtige Wechselwirkungsprozesse, vor allem die Mehrfachstreuung, vernachlässigt werden. Dabei erhält man zu kleine Dosiswerte. Durch nachträgliche Korrekturen wird vielfach versucht, den systematischen Fehler zu verkleinern; es ist jedoch im Einzelfall schwierig, die Genauigkeit solcher Korrekturen zutreffend zu beurteilen.

Aus diesem Grund verwendet die GRS ein völlig anderes Verfahren, das zwar erheblich aufwendiger ist, aber die Physik des Teilchentransports exakt beschreibt, wodurch viele Unsicherheiten entfallen:

Als erstes wird die Teilchenflußdichte nach Passieren einer eventuell vorhandenen Abschirmung (z. B. Hallendach) mit einem gängigen Transportprogramm berechnet. Die eigentliche Berechnung des Skyshine-Effekts erfolgt mit den Programmen DOT und GRTUNCL in den nächsten Schritten:

Die Anwendung des Transportprogramms DOT auf Medien sehr geringer Streuquerschnitts, wie Luft, ist nicht ohne weiteres möglich, da durch die Besonderheiten des S_n -Verfahrens in der Lösung unphysikalische Oszillationen des Teilchenflusses auftreten (Rayeffekt). Diese Schwierigkeiten lassen sich umgehen, wenn zuvor in einem separaten Rechengang die „first collision source“ bestimmt wird. Dazu wird für jeden Raumpunkt die Wahrscheinlichkeit berechnet, daß ein Quellteilchen in ihm seine erste Wechselwirkung erfährt. Zusammen mit den entsprechenden Streuquerschnitts läßt sich daraus die Energie- und Winkelverteilung der Teilchen nach der ersten Wechselwirkung bestimmen. Dies wird vom Programm GRTUNCL geleistet. Zu seiner Anwendung ist es allerdings nötig, die Flächenquelle, die das Hallendach darstellt, durch eine Ringquelle entsprechender Stärke zu ersetzen.

Anschließend wird mit der „first collision source“ als Quelle die zweidimensionale Transportgleichung mit dem Programm DOT gelöst. Um Rechenzeit zu sparen, wird der Einfluß des Bodens und der weit entfernten Luftschichten durch Albedofaktoren berücksichtigt, die für das Spektrum der Ersatzquelle in getrennten Rechnungen mit dem Programm ANISN bestimmt wurden.

Prüfung an Experimenten und praktischer Einsatz

Mit dem oben skizzierten Verfahren wurde ein in den USA durchgeführtes Experiment¹⁾ nachgerechnet. Dabei handelte es sich um eine punktförmige Quelle aus ^{60}Co , die in einem Betonsilo von 4,3 m Durchmesser und 2,5 m Höhe untergebracht war. Auf dem Silo befand sich eine 43 cm dicke Betondecke. Bild 5.6 zeigt die Rechenergebnisse im Vergleich mit der Messung. Im Nahbereich < 100 m, der für die Praxis der Begutachtung kerntechnischer Anlagen am wichtigsten ist, ist die Übereinstimmung als sehr gut zu beurteilen. Da die Steigung beider Kurven differiert, wird die Diskrepanz im Fernbereich größer, ist aber für derartige Rechnungen immer noch akzeptabel. Die Steigungsunterschiede rühren in erster Linie daher, daß das verwendete Programmsystem zur Zeit nur isotrope Quellen verarbeiten kann. Da das Strahlungsfeld an der Oberfläche des Hallendachs eine Vorzugsrichtung nach oben aufweist, stellt obige Annahme eine gewisse Konservativität dar, wie sie auch in den Rechnungen zum Ausdruck kommt.

Das Verfahren wird seit längerem in der Begutachtung kerntechnischer Anlagen, insbesondere bei Zwischenlagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente (z. B. LAW – (Low Active Waste) – Halle, Kernkraftwerk Isar, Trockenlager Gorleben, Kernenergieversuchsanlage Karlstein, Landessammelstelle Mitterteich), routinemäßig eingesetzt. In gleicher Weise können Strahlenquellen der physikalischen Grundlagenforschung und Versuchsanlagen zur Fusion für die Berechnung der zu erwartenden Skyshine-Dosis behandelt werden.

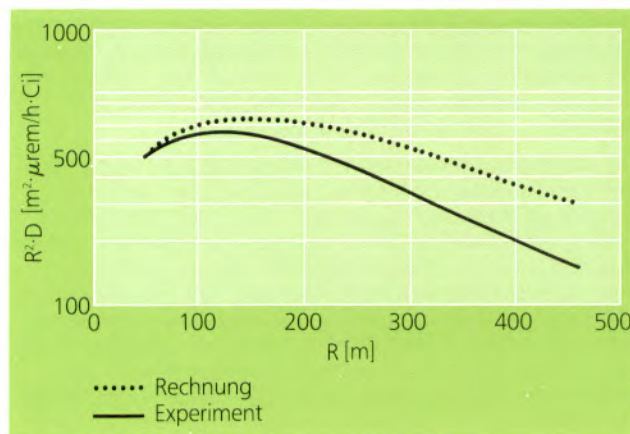


Bild 5.6:
Skyshine-Experiment: Vergleich zwischen Messung und Rechnung

W. Denk
Abteilung Brennstoffkreislauf

¹⁾ Nason, R. R., et al.:
A Benchmark Gamma-Ray-Skyshine-Experiment
Nuclear Science and Engineering 79 (1981), S. 404



Kernkraftwerk Biblis, Block A: Transportbehälter für verbrauchte Brennelemente (RWE-Photo)

5.3 Standardprobleme zur Kritikalitätsberechnung von Transportbehältern für ausgediente Leichtwasser-Brennelemente

Für die Zulassung von Transportbehältern für ausgediente Leichtwasser-Brennelemente ist der Nachweis der Kritikalitätssicherheit eine wesentliche Voraussetzung. Dabei muß gewährleistet sein, daß der Multiplikationsfaktor (k_{eff}) unter Beachtung der international geltenden Transportbestimmungen der International Atomic Energy Agency (IAEA) mit einer ausreichenden Sicherheit unter 1,0 liegt. Da für derartige Transportbehälter eine Messung des unterkritischen Multiplikationsfaktors gegenwärtig aus praktischen Gründen nicht in Frage kommt, muß der Nachweis rechnerisch geführt werden. Damit tritt die Frage nach der Genauigkeit der Rechenmethodik und der verwendeten Rechenprogramme auf. Aufgrund des grenzüberschreitenden Verkehrs von Transportbehältern und der wechselseitigen Anerkennung der Zulassung in den einzelnen Ländern, besteht ein internationales Interesse an den eingesetzten Rechenmethoden und Programmen, an deren Genauigkeit und dem Nachweis des sachgerechten Programmeinsatzes durch den Programmanwender.

Es wurde daher von dem Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) im Rahmen der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) eine Arbeitsgruppe geschaffen (Working Group for the Standard Problem Exercise on Criticality Codes for LWR Fuel Transport Containers) mit dem Ziel, einen internationalen einheitlichen Satz von Standardproblemen aufzustellen, an denen Rechenmethodik und Rechenprogramme auf ihre Eignung zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit von Transportbehältern getestet werden können. Ein weiteres Ziel war die Nachrechnung dieser Standardprobleme durch die Teilnehmer an dieser Arbeitsgruppe (aus 12 Nationen), um einen Überblick über die Leistungsfähigkeit und Zuverlässigkeit der Programmanwendung zu gewinnen. Wegen der großen Bedeutung dieses Problems hat sich die GRS unter Förderung des BML an der Auswahl der Standardprobleme sowie an deren Nachrechnung beteiligt.

¹⁾ Bierman, S. R., et al.: Critical Separation Between Subcritical Clusters of 2.35 wt% and 4.29 wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Fixed Neutron Poisons PNL-2438 (1977)

²⁾ Bierman, S. R., et al.: Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 wt% and 4.29 wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Uranium or Lead Reflecting Walls PNL-2827 (1979)

³⁾ Bierman, S. R., et al.: Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 wt% and 4.31 wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls PNL-3602 (1981)

⁴⁾ Manarache, J. C., et al.: Criticality Experiments with Lattices of 4.75 wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water Nuclear Science and Engineering 71 (1979), S. 154

⁵⁾ Haon, D., et al.: Validation of the Apollo-Moret Neutronic Codes on Critical Experimental Configurations Simulating the Shipping Casks for Light Water Fuels PATRAM 80 (1980), S. 872

Standardprobleme

Als Standardprobleme wurden in erster Linie kritische Experimente, und zwar je eine Versuchsreihe aus den USA ^{1) 2) 3)} und aus Frankreich ^{4) 5)}, ausgewählt. Beide Versuchsreihen benutzen als Brennstoff niedrig angereichertes UO_2 in Stäben, die äquidistant im quadratischen Gitter zu rechteckförmigen Zonen angeordnet sind. Vom experimentellen Standpunkt aus unterscheiden sich die Versuchsserien durch die Annäherung an den kritischen Zustand. So wird in der französischen Versuchsreihe der kritische Zustand durch Erhöhung des Wasserspiegels im Stabgitter angenähert, während in der US-Serie die Anzahl der Stäbe sukzessive vergrößert oder eine „split table machine“ verwendet wird, um den Abstand unterkritischer Stabgitteranordnungen zu verringern. Von der Berechnungsseite her lassen sich die Experimente in 3 Klassen einteilen. In der 1. Klasse handelt es sich um unvergiftete Stabgitter mit Wasserreflektor. Bei dieser Klasse wird die

Problemklasse	Kurzbeschreibung	$k_{eff} \pm 1\sigma$
1-1 (US)	Stabgitter 20×18 , H_2O -Reflektor Anr. 2,35 %, Gitterweite 2,032 cm	1.012 ± 0.002
1-2-1 (FR)	Stabgitter 22×22 , H_2O -Reflektor Anr. 4,75 %, Gitterweite 1,26 cm	1.007 ± 0.003
1-2-2 (FR)	Stabgitter 16×17 , H_2O -Reflektor Anr. 4,75 %, Gitterweite 1,60 cm	1.015 ± 0.003
2-1 (US)	3 Stabgitter 20×17 in Reihe getrennt durch Boralbleche, H_2O -Reflektor Anr. 2,35 %, Gitterweite 2,032 cm	1.008 ± 0.003
2-2 (FR)	4 Stabgitter 18×18 in quadr. Anordnung, jeweils durch Boralbleche umgeben, H_2O -Reflektor Anr. 4,75 %, Gitterweite 1,60 cm	1.020 ± 0.003
3-A-1 (US)	3 Stabgitter 19×16 in Reihe nur durch Wasserspalte getrennt, Bleireflektor	1.005 ± 0.003
3-B-1 (US)	Analog 3-A-1, Stahlreflektor	1.009 ± 0.002
3-A-2 (FR)	Analog 2-2, Bleireflektor	1.018 ± 0.003
3-B-2 (FR)	Analog 2-2, Stahlreflektor	1.025 ± 0.003
4-B-2 (US)	Behälter total mit Wasser geflutet Behältermantel aus Blei	0.680 ± 0.002

Tabelle 5.1: Kurzbeschreibung der Versuchsreihe kritischer Experimente aus den USA und Frankreich mit Einteilung in Problemklassen. Ergebnisse aus der Nachrechnung des Multiplikationsfaktors (k_{eff})

Anreicherung und das Moderationsverhältnis der Stabgitter variiert (siehe auch Tabelle 5.1), um eine Überprüfung der Genauigkeit für die Stabgitter berechneten Wirkungsquerschnitte durchzuführen. In der 2. Klasse wird der Vergiftungseinfluß von Boralblechen untersucht. Die US-Experimente beruhen dabei auf 3 Stabgitteranordnungen in einer Reihe, die durch Boralbleche getrennt sind (Bild 5.7). Bei den französischen Experimenten handelt

es sich um 4 quadratische Stabgitterzonen (Bild 5.8), die allseits von Boralblechen umgeben sind. Die 3. Klasse hat die Reflektorwirkung von Stahl- und Bleireflectoren zum Gegenstand. Die Versuchsanordnung entspricht hier der 2. Klasse, nur daß die Stabgitteranordnungen seitlich mit Stahl oder mit Blei reflektiert sind. Durch diese Einteilung in 3 Klassen lassen sich bei der Nachrechnung die verschiedenen Effekte besser untersuchen und eventuelle Diskrepanzen leichter aufdecken.

Neben diesen kritischen Experimenten wurde noch ein simulierter Transportbehälter als Standardproblem definiert. Der Querschnitt dieses Behälters ist in Bild 5.9 dargestellt. Hier stehen verschiedene Flutungszustände des Behälterinneren im Vordergrund.

Nachrechnung der Standardprobleme und Ergebnisse

Für die Nachrechnung der Standardprobleme wurde das bekannte Monte-Carlo-Programm KENO-IV herangezogen, da sich mit ihm die Geometrien der vorliegenden kritischen Experimente sowie von Transportbehältern praktisch genau nachbilden lassen. Sämtliche Wirkungsquerschnittsätze (15 schnelle + 1 thermische Gruppe) wurden mit dem Programm GAMTEC-II bestimmt, wobei die thermischen Wirkungsquerschnitte für die Brennstoffstäbe dem Programm BRT-I, einem Programm der bekannten THERMOS-Serie, entnommen wurden. Die Ergebnisse der Nachrechnung der kritischen Experimente sind in Tabelle 5.1 aufgeführt. Die Multiplikationsfaktoren sind aus 72 000 Neutronenschicksalen ermittelt. Aus dieser Tabelle ist ersichtlich, daß die berechneten Multiplikationsfaktoren durchweg ca. 1 – 2 % über dem kritischen Zustand und somit leicht auf der sicheren Seite liegen. Diese Konservativität ist der verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliothek für den Spaltstoff zuzuschreiben, da sie bereits bei der 1. Problemklasse auftritt. Weiter kann geschlossen werden, daß die Boralbleche sowie Stahl- und Bleireflectoren nach der genannten Rechenmethodik ohne systematischen Fehler erfaßt werden können. Transportbehälter mit derartigen Neutronenabsorbern können also mit der gleichen Genauigkeit berechnet werden wie Stabgitter ohne Neutronenabsorber. In Tabelle 5.1 ist einer der für den simulierten Transportbehälter berechneten Multiplikationsfaktoren aufgeführt. Auch diese Ergebnisse stimmen gut mit denen der meisten anderen Teilnehmer überein. Eine zusammenfassende Darstellung sämtlicher Rechenergebnisse aller Teilnehmer wird 1982 von der Arbeitsgruppe fertiggestellt. Insgesamt liefert die bei der GRS standardmäßig eingesetzte Rechenmethodik, die sich durch verhältnismäßig geringen Arbeits- und Rechenzeitaufwand auszeichnet, leicht konservative Werte und ist daher für den Nachweis der Kritikalitätssicherheit von Transportbehältern gut geeignet.

H. Krug, W.-J. Weber
Abteilung Brennstoffkreislauf

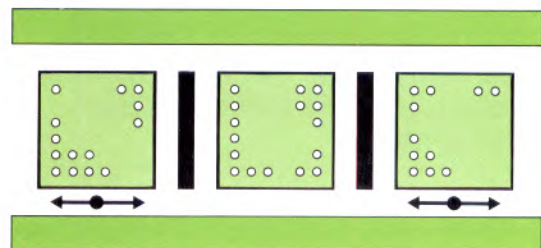


Bild 5.7: Prinzipieller Aufbau der Stabgitter-Anordnung bei den US-Experimenten (äußere Stabgitter beweglich)

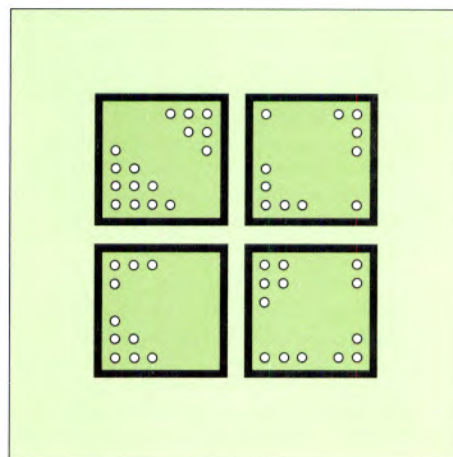


Bild 5.8: Prinzipieller Aufbau der Stabgitter-anordnung bei den französischen Experimenten

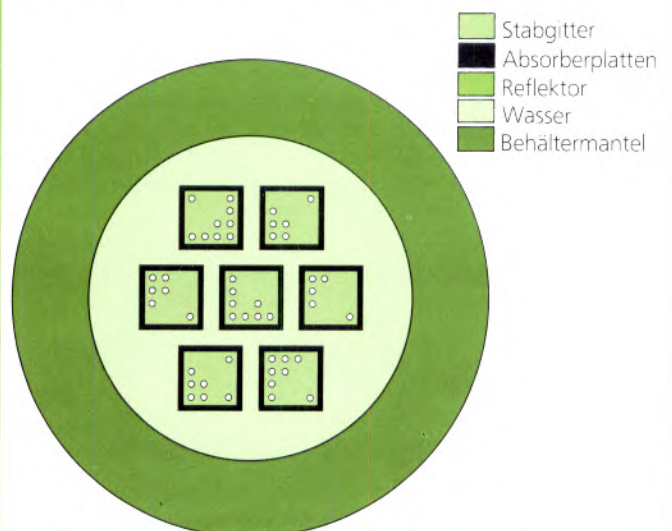


Bild 5.9: Querschnitt des simulierten Transportbehälters

5.4 Analyse der Battelle-SWR-Druckentlastungsversuche mit DRUFAN

Im Rahmen des Forschungsvorhabens 150 396 des BMFT wurden bei Battelle in Frankfurt Experimente zur Untersuchung der thermodynamischen Vorgänge im Druckbehälter nach einem Kühlmittelverluststörfall unter SWR-Bedingungen durchgeführt. Die Analyse der Versuche wird im Rahmen des RS-Forschungsvorhabens „Versuchsbetreuung Blowdown-Versuche“ in der GRS durchgeführt. Dafür wurde das Rechenprogramm DRUFAN-02 verwendet.

Versuchsanlage und Versuchsdurchführung

Ein wesentliches Ziel der Versuche war die experimentelle Untersuchung von Belastungen der Behältereinbauten nach einem Dampfleitungsbruch. Die Versuche wurden mit einem Druckbehälter von 11,3 m Höhe und 0,77 m Innendurchmesser mit SWR-spezifischen Einbauten durchgeführt. Die Versuchsanlage befindet sich auf dem Gelände des Battelle-Instituts in Frankfurt. Bild 5.10 zeigt ein vereinfachtes Schema der Anlage. Für die Ermittlung der Ähnlichkeitsparameter diente die Anlage des Kernkraftwerks Brunsbüttel (KKB). Bezüglich der volumenmäßigen Einteilung der Dampf- und Wasserphase sowie der Bruchquerschnitte wurde der Maßstabsfaktor von 1:82 eingehalten. Dieser Maßstabsfaktor konnte jedoch bezüglich der Heizung nicht benutzt werden. Die verfügbare Heizleistung (ca. 600 kW anstatt 28 kW) verursachte kleine Strömungsgeschwindigkeiten, die zu Schwierigkeiten bei der Einstellung des Anfangszustands führten. Um eine meßbare Temperaturdifferenz zwischen Fallraum (Ringraum) und Kernbereich aufrechtzuerhalten, war eine spezielle Fahrweise unter Verwendung externer Umwälzschleifen erforderlich. Während des stationären Anfangszustands waren der Kurzschlußschieber geschlossen, die Absperrarmatur geöffnet, und Pumpe 1 sorgte für relativ hohen Massenstrom von unten nach oben im Fallraum, abweichend von realen SWR-Bedingungen. Gleichzeitig mit der Bruchöffnung wurden der Kurzschlußschieber geöffnet, Pumpe 1 abgeschaltet und die Absperrarmatur geschlossen.

Bedingt durch

- geringe Strömungsgeschwindigkeit im Kernbehälter aufgrund der kleinen Heizleistung,
 - spezielle Fahrweise,
 - Unsicherheiten bei der Erfassung des Separatorverhaltens
- können die Versuchsergebnisse nicht auf Reaktoranlagen übertragen werden. Die Meßergebnisse werden im wesentlichen zur Verifikation von Rechenprogrammen verwendet.

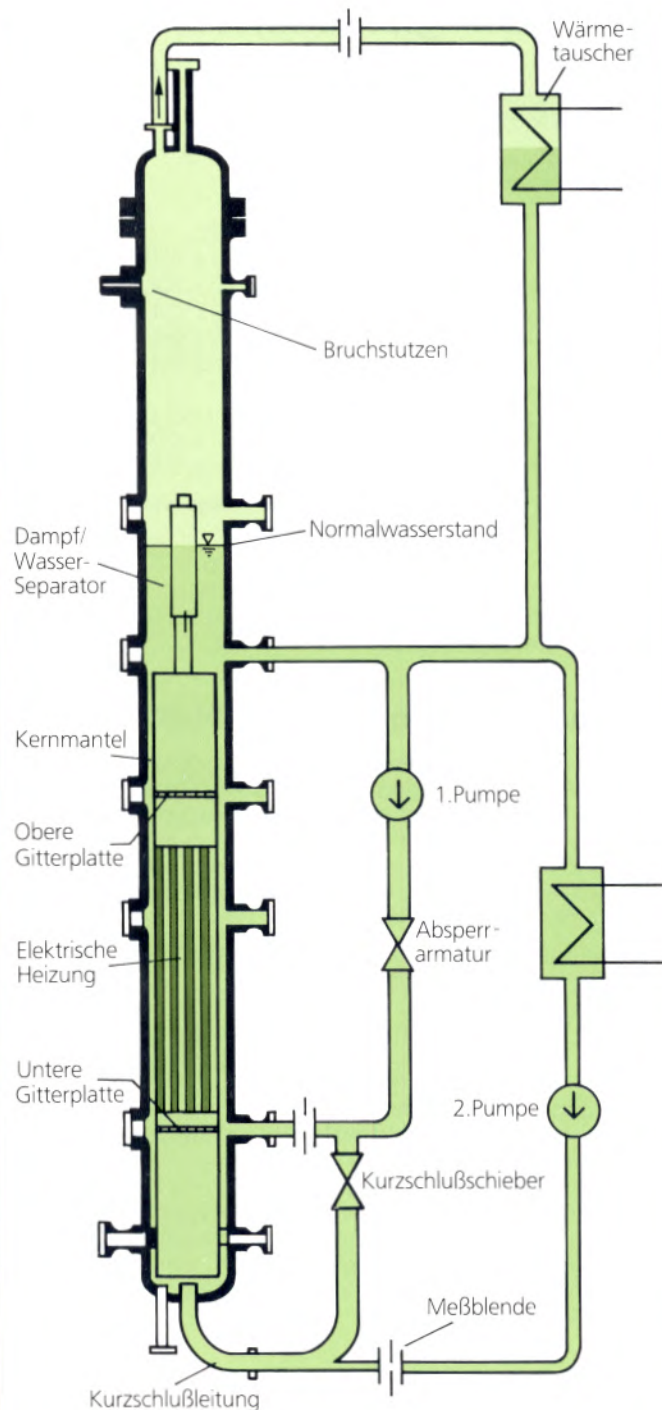


Bild 5.10: Schematische Darstellung der Battelle-SWR-Versuchsanlage

Dampfleitungsbruchversuch DL-3

Der Versuch DL-3 simuliert den 4F-Dampfleitungsbruch eines Siedewasserreaktors. Versuchsbedingungen vor Initiierung des Dampfleitungsbruchs waren:

● Heizleistung	660 ± 15	kW
● Isolationsverluste (Behälter und Umwälzschleifen)	220	kW
● Wasserstand	7,53	m
● Druck unteres Plenum	70,5 ± 0,16	bar
● Temperatur unteres Plenum	272,4 ± 0,4	°C
● Temperatur oberhalb Kern	284,8 ± 0,4	°C
● Temperatur Ringraum unten	273,9 ± 0,4	°C
● Temperatur Ringraum oben	274,8 ± 0,4	°C
● Durchmesser der Bruchöffnung	64,0	mm
● Dampfabzug über Dampfleitung	0,111 ± 0,007	kg/s
● Kerndurchsatz	1,0 ± 0,05	kg/s
● Ringraumdurchsatz	22,8 ± 0,5	kg/s

Nach ca. 15 min stationären Betriebs der Anlage wurde der Blowdown folgendermaßen eingeleitet:

Abschalten der Behälterheizung	– 0,20	s
Abschalten der Pumpe 1	– 0,20	s
Öffnen des Kurzschlußschiebers	– 0,02 bis + 0,01	s
Auslösen der Berstscheibe	0,0	s

Rechenprogramm DRUFAN-02

Der Versuch DL-3 wurde mit der in der GRS vorliegenden Arbeitsversion DRUFAN-02 nachgerechnet. DRUFAN-02 wurde zur Analyse des Druckabsenkungsvorgangs bei großen, mittleren und kleinen Lecks entwickelt. Das Programm wird sowohl zur Voraus- und Nachrechnung von Experimenten als auch zur Störfallanalyse bei leichtwassergekühlten Kernreaktoren eingesetzt. Die wichtigsten Merkmale des Programms sind:

- Kombination eines Lumped-Parameter-(LP) und eines Finite-Differenzen-(FD-) Modells
 - LP Modell: Darstellung des gesamten Systems
 - FD Modell: zusätzliche Darstellung des Strömungsvorgangs nahe der Ausströmöffnung (erhöhte örtliche Auflösung)
- Berücksichtigung thermodynamischer Nichtgleichgewichtszustände durch Bestimmung des Massenaustauschs an der Phasengrenzfläche zwischen Dampf und Wasserphase
- Erfassung von Phasenseparationsvorgängen mit Hilfe eines Drift-Flux-Ansatzes (Beschreibung der Relativgeschwindigkeit zwischen Dampf und Wasserphase) und eines Gemischspiegelmodells (Mixture Level Tracking Model)
- Startrechnung (Ermittlung konsistenter Anfangswerte mit Hilfe von Iterationsverfahren)

- Einzelmodelle zur Darstellung von Kühlsystemen
 - Brennstabmodell
 - Heizleitermodell
 - Wärmeleitmodell zur Nachbildung von Strukturen
 - Wärmeübergangsmodell
 - Pumpenmodell auf der Basis homologer Kurven
 - Ventilmodell
 - Akkumulatormodell
 - Druckhaltermodell
 - Separatormodell
 - Dampferzeugermodell
 - Trip Logik zur Einleitung von Steuergrößen
- Kombiniertes explizites-implizites Integrationsverfahren mit selbständiger Überprüfung der Genauigkeit und Stabilität sowie automatischer Ordnungs- und Schrittweitensteuerung

DL-3-Nachrechnung

Für die Nachrechnung mit DRUFAN-02 wurde die Versuchsanlage durch 23 Kontrollvolumina (KV), 28 Strömungswege (SW), 3 Pumpen (P), 5 Ventile (V) und 20 Wärmeleitelemente (WE) simuliert (Bild 5.11).

Zur Einstellung der stationären Anfangs- und Randbedingungen wurden die äußeren Umwälzschleifen durch drei separate Kreisläufe simuliert, wobei die Grenze zwischen Kontrollvolumen KV 15 und Kontrollvolumen KV 16 die Grenzfläche zwischen unterkühltem Bereich (KV 15) und gesättigtem Bereich (KV 16 mit Gemischspiegel) darstellt.

- Im Kreislauf I wird der über die Dampfleitung SW 26 abgezogene Dampf (0,111 kg/s) kondensiert und dem unteren Plenum als unterkühltes Wasser zugeführt.
- Im Kreislauf II wird die Differenz (0,889 kg/s) zwischen Kerndurchsatz (1,0 kg/s) und Dampfmassenstrom (0,111 kg/s) über den Strömungsweg SW 26 umgewälzt. Der über SW 27 zugeführte Dampfanteil wird im KV 23 kondensiert. Der Gesamtmassenstrom wird dem unteren Plenum als unterkühltes Wasser zugeführt.
- Im Kreislauf III (programmtechnisch als separater Dampferzeugerkreislauf behandelt) wird der Ringraummassenstrom umgewälzt und in KV 20 abgekühlt.

Für die Startrechnung waren folgende Angaben zusätzlich erforderlich:

- Vorgabe abgeschätzter Drift-Werte,
- Dampf oberhalb des Gemischspiegels gesättigt,
- Ventil im Strömungsweg SW 15 geschlossen.

Zur Festlegung konsistenter Anfangswerte wurden in der Startrechnung folgende Größen iterativ bestimmt:

- Korrektur der Strömungsverluste auf der Basis der vorgegebenen Massenstromverteilung,
- Wärmestromverteilung über den Kernmantel auf der Basis der beidseitig vorliegenden Fluidzustände. Der Gesamtwärmestrom über dem Kernmantel errechnete sich zu 120 kW.
- Dampfgehalt des Strömungsweges SW 11 (seitlicher Austritt des Separators). Der Dampfgehalt errechnete sich zu etwa 20%.

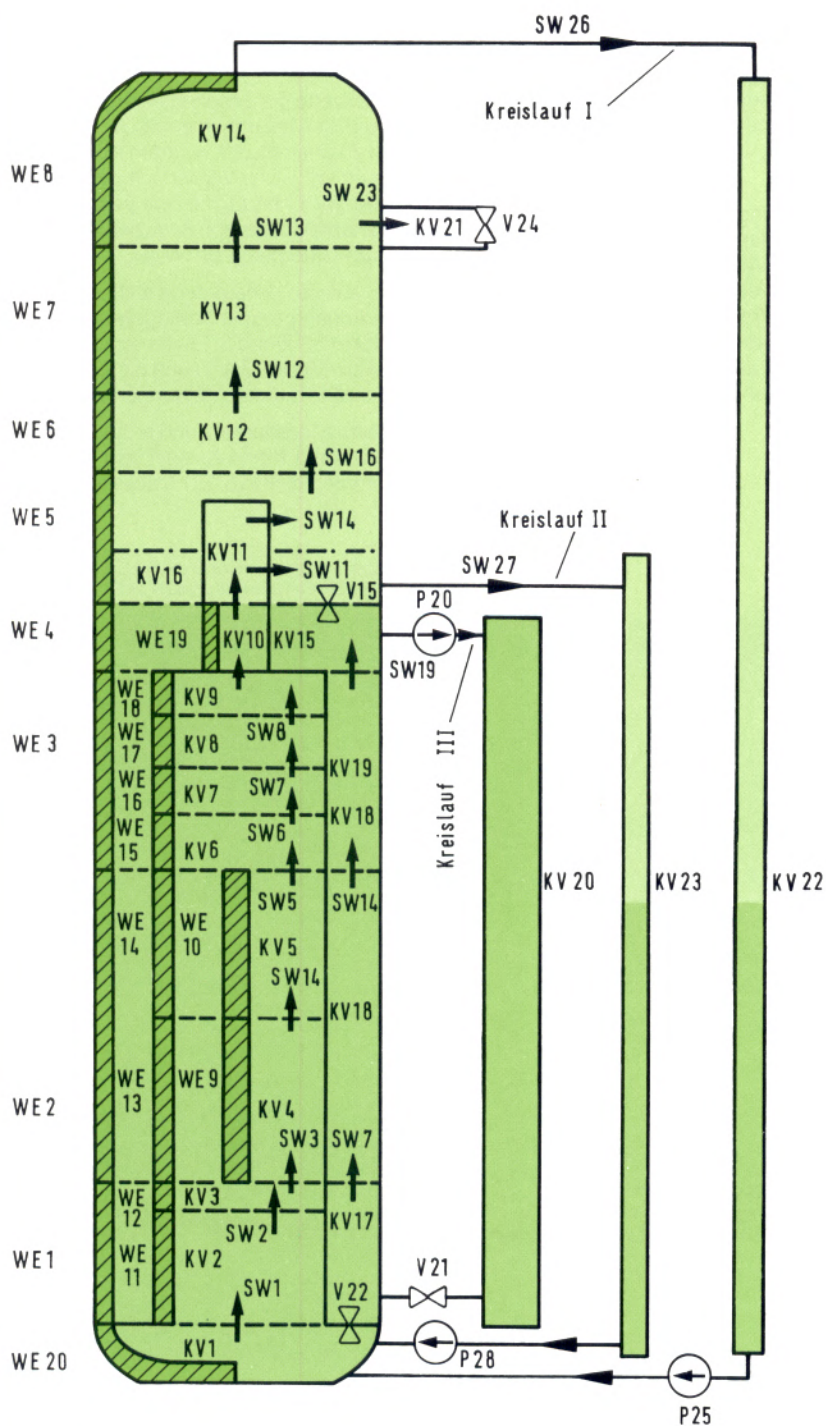


Bild 5.11: Dampfleitungsbruchversuch DL-3: Zonenaufteilung für das Programm DRUFAN-02

Nach Abschluß der Startrechnung wurde das Ventil im Strömungsweg SW 15 geöffnet und eine transiente Einschwingrechnung nachgeschaltet. In der Einschwingrechnung wurden die Drift-Werte, abhängig vom jeweils vorliegenden Fluidzustand, vom Programm errechnet. Die Dauer der Einschwingrechnung betrug 50 s. Nach etwa 15 s herrschten in allen Strömungswegen stationäre Verhältnisse.

Gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung konnte für alle Meßgrößen mit dem inhomogenen Modellansatz (Drift-Flux) und im Vergleich zur Messung mit reduzierten Widerstandsbeiwerten für die Strömungswege 2 (untere Gitterplatte) und 11 (seitlicher Separatöraustritt) erzielt werden (Fall 1). Insbesondere konnte unter Verwendung des inhomogenen Modellansatzes der charakteristische Verlauf der Druckdifferenzen - das Anstehen einer höheren Druckdifferenz über einen längeren Zeitraum - gut wiedergegeben werden.

Ergebnisse von Parametervariationen

Die Strömungswiderstandsbeiwerte der Behältereinbauten wurden aus einphasigen Druckverlust-Messungen ermittelt. Um den Einfluß der Meßunsicherheit zu untersuchen, wurden einige Widerstandsbeiwerte parametrisiert¹⁾. Eine Vervielfachung des Werts für den Strömungsweg SW 11 erbrachte eine Verdopplung der Druckdifferenz am Kernmantel sowie eine Reduzierung der Druckdifferenz an der oberen Gitterplatte um 40%.

Wesentlich größeren Einfluß auf den Verlauf der errechneten Druckdifferenzen zeigte die Annahme einer homogenen Zweiphasenströmung. In den Bildern 5.12 und 5.13 werden die Rechnungen mit dem Drift-Flux-Modell (Fall 1) und die Rechnungen ohne Drift-Flux-Modell (Fall 2) mit den Messungen verglichen.

Die Rechnung mit homogenem Modellansatz und reduziertem Widerstandsbeiwert analog zu Fall 1 führte zu einer sehr kleinen Druckdifferenz über den Kernmantel (Bild 5.12). Insbesondere

¹⁾ Wahba, A. B. und K. Wolfert:
Nachrechnung des Battelle-Druckabsenkungsversuchs DL-3 mit DRUFAN-02
GRS-Tischvorlage zur 39. Sitzung des SK 'Containmentverhalten' am 8. 12. 1981

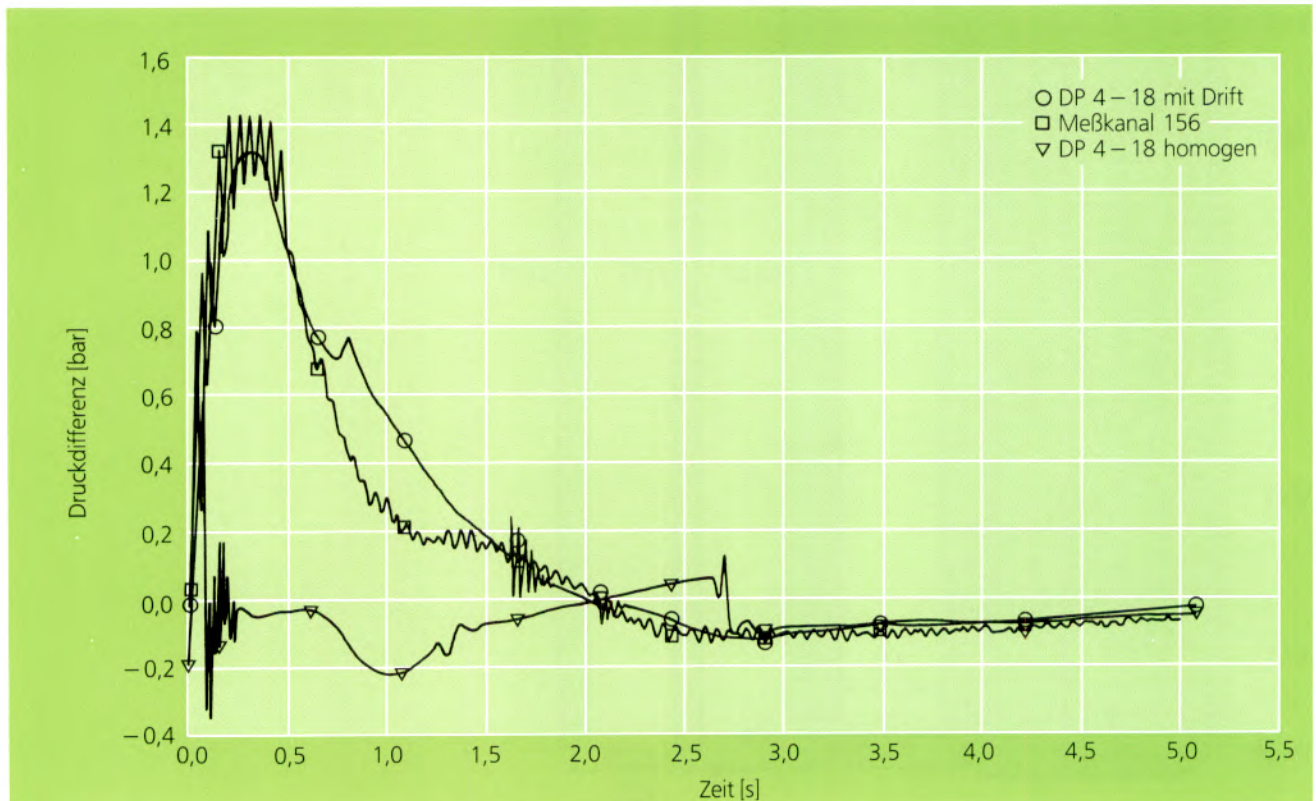


Bild 5.12: Battelle-Dampfleitungsbruchversuch DL-3:
Nachrechnung mit dem Programm DRUFAN-02. Druckdifferenz Kernmantel Mitte

konnte das längere Anstehen der Druckdifferenzen nicht simuliert werden. Der Grund liegt, resultierend aus dem homogenen Modellansatz, in der Berechnung eines zu geringen stationären Massen- und Energieinventars innerhalb des Kernbehälters. Die Druckdifferenz über die untere Lochplatte wurde bei Verwendung des homogenen Ansatzes mit falschem Vorzeichen errechnet (Bild 5.13).

Schlußfolgerung

- Der Versuchsaufbau und die Versuchsführung der Battelle-SWR-Versuche stellen gegenüber realen SWR-Anlagen wesentlich höhere Anforderungen an das Rechenprogramm (relativ kleine Heizleistung; daraus resultieren kleine Strömungsgeschwindigkeiten).
- Trotz der Unsicherheiten in der Ermittlung der stationären Anfangswerte konnte der generelle Ablauf des Versuchs mit DRUFAN-02 (Option mit inhomogenem Modellansatz) zufriedenstellend simuliert werden. Insbesondere wird mit DRUFAN-02 der charakteristische Verlauf der Druckdifferenzen über Kernmantel und Lochplatten - das Anstehen einer höheren Druckdifferenz über einen längeren Zeitbereich - gut wiedergegeben.

- Die analytische Simulation der Battelle-SWR-Versuche erfordert ein Programm mit
 - inhomogenem Modellansatz, d. h. ein Programm mit Erfassung unterschiedlicher Phasengeschwindigkeiten und Gemischspiegelmodell,
 - Separatormodell,
 - Berücksichtigung thermodynamischer Nichtgleichgewichtszustände.
- Auch bei stärkerer Modifikation der Strömungsverlustansätze ist mit einem homogenen Modellansatz nur eine sehr eingeschränkte Simulation der Battelle-SWR-Versuche – insbesondere die Nachbildung der Druckdifferenz über Kernmantel und Gitterplatten – erzielbar.
- Die Nachrechnung der SWR-Versuche trägt zur weiteren Absicherung der Aussagesicherheit von DRUFAN-02 bei.

A.-B. Wahba, W. Pointer, F. Steinhoff
Analyseforschung, Abteilung Thermohydraulik II

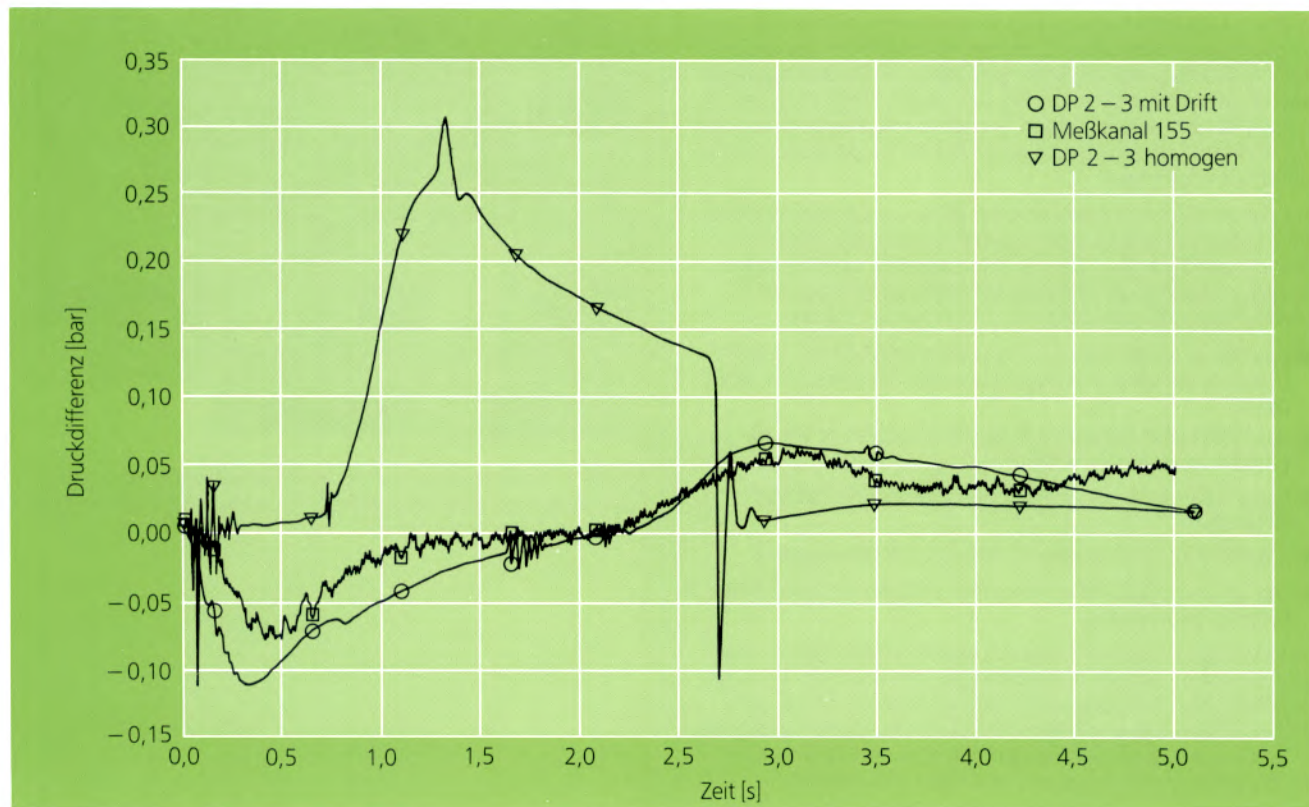


Bild 5.13: Battelle-Dampfleitungsbruchversuch DL-3:
Nachrechnung mit dem Programm DRUFAN-02. Druckdifferenz untere Gitterplatte

6. Aus dem Bereich Systeme

Konzept einer rechner- und bildunterstützten interaktiven DWR-Kern- und Anlagenüberwachung mit Echtzeitsimulator

Sehr rasche Fortschritte auf bestimmten Forschungszweigen waren schon häufig auslösende Ursache für neu aufflammende Entwicklungen in verschiedenen anderen, zunächst als abgeschlossen geltenden Gebieten. So wurden z. B. die enormen Fortschritte in der theoretischen Festkörperphysik nicht zuletzt von der Tatsache stimuliert, daß es parallel zu der raschen Entwicklung in der Datenverarbeitung nun auch möglich wurde, Vielkörperprobleme unter Zuhilfenahme der neuen Computergeneration mit erträglichen Rechenzeiten und somit Computerkosten zu lösen.

Der zunehmende Einsatz leistungsfähiger Prozeßrechneranlagen in der Reaktorwarte sowie die großen Fortschritte bei der Auswahl und Darstellung der in einer Kernenergieanlage anfallenden Datenmenge auf einem Farbbildschirmgerät legten es in ähnlicher Weise nahe, diese Möglichkeiten auch für Zwecke der Kern- und Anlagenüberwachung großer Leistungsreaktoren nutzbar zu machen. Dies kam auch der Tendenz entgegen, nicht zuletzt auch aufgrund verschiedener, in Kernenergieanlagen der USA aufgetretener Störfälle, dem Reaktoroperator bzw. Betriebsingenieur einen besseren Überblick über den jeweiligen Stand zu geben, aber ihn auch – wenn möglich – über zu erwartende Konsequenzen einer bestimmten Fahraktion umfassend und trotzdem leicht faßlich zu informieren.

Aus diesem Grunde wurden in einer Reihe von Ländern verschiedene Entwicklungsvorhaben gestartet mit dem Ziel, mit Hilfe dieser neuen Techniken dem Reaktoroperator einen besseren Einblick in das aktuelle und künftige Reaktorgeschehen zu gewährleisten. Zu den bekanntesten Projekten zählen:

- das Power Shape Monitoring System (PSMS) bzw. das Disturbance Analysis and Supervision System (DASS) von EPRI (USA),
- das POWERPLEX BWR Core Monitoring System von der EXXON Nuclear Co. (USA),
- das STUDS-System vom Forschungszentrum STUDSVIK (Schweden),
- das PRESTO-System von SCANDPOWER (Norwegen),
- das CYGNUS/SCORPIO-Verfahren des OECD Halden Reaktor Projekts (Norwegen).

Diese Vorhaben unterscheiden sich allerdings sehr stark in ihren Grundannahmen, ihren Aufgabenstellungen und ihren Lösungsverfahren. Zum Teil basieren viele der Verfahren auf einer sehr starken Einbindung und geeigneten Umformung der Meßsignale in das Gesamtkonzept, wobei dann die theoretische Simulation des Gesamtsystems etwas vereinfachter behandelt wird.

Gefördert vom Bundesministerium für Forschung und Technologie (und in enger Zusammenarbeit mit dem OECD Halden Reaktor Projekt in Norwegen), wurde im Rahmen des Forschungsprojekts

RS 496 „Entwicklung von Systemen zur Unterstützung des Reaktoroperators bei Störungen und Störfällen, Teil A.2: Kernüberwachung“ bei der GRS in Garching vor einigen Jahren begonnen, solch ein fortschrittliches Kern- und Anlagenüberwachungskonzept auf der Basis eines leistungsfähigen Echtzeitsimulators zu entwickeln, zu erproben und evtl. im Rahmen eines Pilotprojektes in einer Reaktoranlage einzusetzen. Das Hauptgewicht wurde zunächst auf DWR-Kernenergieanlagen gelegt, parallel dazu (und gefördert von einem Alexander-von-Humboldt-Stipendium) wurde aber auch ein für SWR-Anlagen geeignetes Echtzeitmodell entwickelt, womit ein wichtiger Schritt in Richtung auf ein ähnliches Konzept für SWR-Anlagen getan werden konnte.

Die Grundelemente dieses bei der GRS in der Entwicklung befindlichen Konzepts sind in Bild 6.1 skizziert. Eine kurze Beschreibung der wichtigsten Eigenschaften sowie Angaben über den Entwicklungsstand dieser Teile werden in den folgenden Abschnitten gegeben.

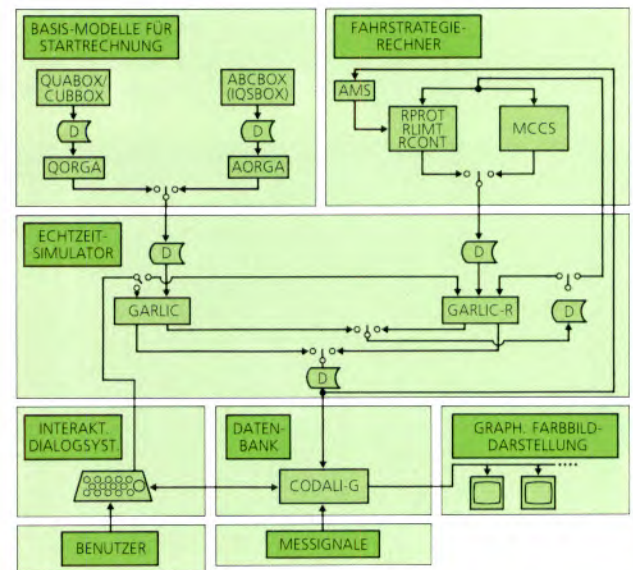


Bild 6.1: Konzept einer rechner- und bildunterstützten interaktiven DWR-Kern- und Anlagenüberwachung mit Echtzeitsimulation

Echtzeitsimulator (GARLIC, GARLIC-R)¹⁾

Eine wichtige Stellung innerhalb des Gesamtkonzepts eines Kern- und Anlagenüberwachungssystems nimmt die Herleitung eines geeigneten Echtzeitsimulators ein. Er soll auf einem Prozeßrechner ablauffähig sein und das transiente Verhalten sowohl des Kerns als auch der Gesamtanlage gegenüber einer Vielzahl möglicher Betriebsstörungen mindestens in Echtzeit, wenn nicht sehr viel schneller, um auch prädiktive Rechnungen durchzuführen, bestimmen können. Solch ein nichtlineares theoretisches DWR-Kern- und Anlagenmodell sowie, basierend darauf, das Digitalprogramm GARLIC (Garching ReaL-TiMe PWR Core and Plant Model) bzw. die Prozeßrechnerversion GARLIC-P konnten nur unter Hinzuziehung spezieller Annahmen und Verfahren erstellt werden. Um eine Rechnung nach einiger Zeit auch abbrechen und danach, ohne die vorangegangenen Berechnungen wiederholen zu müssen, wiederaufnehmen zu können, wurde auch eine Restart-Version von GARLIC (GARLIC-R) entwickelt, wobei die für diese Rechnung benötigten Daten nun aus einer Datei, die bei der vorangegangenen Rechnung angelegt wurde, entnommen werden können.

Bei der Simulation einer DWR-Anlage durch das theoretische Modell sollten dabei die Hauptelemente der Gesamtanlage in gebührender Weise berücksichtigt werden. Dies waren

- ein 3D-Kern, der in eine gewisse Anzahl von Grobgitterboxen unterteilt ist, die wieder zu Superboxen zusammengefaßt werden können,
- ein Druckhalter,
- ein Naturumlauf-U-Rohr-Dampferzeuger,
- ein Frischdampfsystem (bestehend aus einer Reihe von Rohrleitungen und Ventilen) sowie
- eine Dampfturbine.

Die Gesamtanlage kann primärseitig durch das Verfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen (bestehend aus einer „schwarzen“ Absorberzone sowie einer rd. 40 cm langen „grauen“ Stahlspitze), durch eine Änderung in der Borsäurekonzentration oder durch ein Abfahren im Hauptkühlmittelmassenstrom gestört werden, sekundärseitig durch Änderungen in der Speisewassertemperatur, dem Speisewassermassenstrom sowie (durch Öffnen bzw. Schließen der Umleit- oder Turbinenregelventile) in der Dampflost.

Um trotz der sehr anspruchsvollen Aufgabenstellung (Ablauffähigkeit auf einer Prozeßrechanlage, Rechenzeiten gleich oder schneller als Echtzeit) und den daraus sich ergebenden Beschränkungen mit dem Rechenprogramm zufriedenstellende Ergebnisse zu erzielen, mußten bei der Herleitung des theoretischen Modells gewisse Annahmen und Vorkehrungen getroffen werden:

- wegen der Beschränkung auf normalen Lastfolgebetrieb Pseudostationarität für Neutronenkinetik- und Thermohydrodynamik-Darstellung,

- Entkopplung der Systeme der Leistungsdichteverteilung von denen der Xenon/Jod-Dynamik, Kopplung über ein Rekursionsverfahren,
- Kopplungskoeffizientendarstellung zur Beschreibung der Neutronenkinetik,
- Berechnung der Kopplungskoeffizienten aus Startrechnungen mit den zeit- und speicherplatzaufwendigen Basismodellen QUABOX/CUBBOX bzw. ABCBOX oder IQSBOX,
- Übergang zu einer 1/2-Gruppendarstellung im Rahmen der Neutronenkinetikbeschreibung,
- Zusammenfassung der Basis-Kernboxen zu Superboxen durch Anwendung geeigneter Homogenisierungs- bzw. Rebalancingverfahren,
- nichtlineare Darstellung bei der Herleitung des theoretischen Modells,
- Lösung des algebraischen Gleichungssystems zur Bestimmung der örtlichen Leistungsdichteverteilung durch geeignete „Sparse-Matrix-Techniken“,
- Ausnutzung der Symmetrieeigenschaften eines Kerns, dadurch sowohl Rechnung für einen Gesamtkern als auch für einen 1/2-, 1/4- oder 1/8-Kern sowie für einen 1/4-Kern mit rotationssymmetrischer Anordnung der Steuerstäbe mit GARLIC möglich,
- Simulation der Gesamtanlage (nicht nur des Kerns).

Das unter diesen Bedingungen hergeleitete theoretische Modell sowie das darauf aufbauende Digitalprogramm GARLIC zeigten in einer Reihe von Rechnungen sehr zufriedenstellende Eigenschaften. Zur Verifikation des Programmes wurden und werden zahlreiche Fallstudien sowie Vergleichsrechnungen gegenüber den Basismodellen QUABOX/CUBBOX sowie ABCBOX durchgeführt. In einem weiteren Schritt ist geplant, charakteristische gemessene Transientenverläufe einer realen DWR-Kernenergieanlage mit GARLIC nachzurechnen. Dabei soll darauf geachtet werden, daß sowohl normale als auch durch Störungen bedingte außergewöhnliche Betriebsverläufe in die Studien miteinbezogen werden.



¹⁾ Höld, A. und O. Lúpas:
Real-Time Simulation of the Transient Behaviour of Local and Global PWR Core and Plant Parameters
ANS/ENS International Topical Meeting, München, 27. – 29. 4. 1981

In Bild 6.2 werden die Ergebnisse solch einer Fallstudie demonstriert. Eine DWR-Anlage ($\frac{1}{2}$ -Kerngeometrie, unterteilt in 105 Nodes, die in 7 axialen Ebenen angeordnet sind) wird bei gleichzeitiger Kühlmitteltemperatur-(KMT-) Regelung durch ein einstündiges Einfahren der D1-Bank (von 30 auf 180 cm) und (6 Stunden später) durch entsprechendes Zurückfahren an ihre Ausgangsposition so betrieben, daß die Gesamtleistung von Nennlast auf etwa 60 % absinkt und danach (im Zusammenspiel mit der Xenon/Jod-Dynamik) wieder zur Ausgangsleistung zurückschwingt. Je nach Belieben kann nun das Verhalten interessanter nodaler und globaler Parameter des Kerns, der Primär- sowie der Sekundärseite abgerufen werden. Die Rechnung für eine 24-Stunden-Transiente (bei 10-Minuten-Zeitschritten) benötigte rd. 200 KBytes Speicherplätze und eine CPU-Zeit von rd. 2 Minuten (AMDAHL 470/VI) bzw. 8 Minuten (NORD 100/500).

Parallel zu diesen Arbeiten wurde zusätzlich auch ein entsprechendes Modell sowie ein Rechenprogramm (GARLIC-B) für SWR-Kernenergieanlagen entwickelt, wobei sich eine unterschiedliche Behandlung hauptsächlich aus den verschiedenen Kühlmittelkreisläufen ergab (unterkühltes und Blasensieden, verschiedene Kühlmittelströmung durch die Parallelkanäle eines SWR-Kerns, Rückwirkung von Systemdruckänderung auf Zweiphasenanteil und damit auf die Reaktivität usw.).

Basismodell für Startrechnung

Um eine möglichst schnelle und trotzdem hinreichend genaue Bestimmung der die Neutronenkinetik charakterisierenden Koeffizienten zu ermöglichen, werden von dem Programm GARLIC am Beginn einer Rechnung Daten benötigt, die sich aus Startrechnungen mit speziellen, sehr genauen, allerdings auch sehr speicherplatz- und zeitaufwendigen Neutronenkinetikmodellen bestimmen lassen. Als Basismodelle kommen dabei sowohl das bei der GRS entwickelte QUABOX/CUBBOX-Programm als auch die von der KWU entwickelten Programme ABCBOX und IQSBOX in Frage. Spezielle Organisationscodes (QORGA, AORGA) sorgen dafür, daß die Ausgabedatei der Basisprogramme auf eine einheitliche, fest vorgegebene Form gebracht wird.

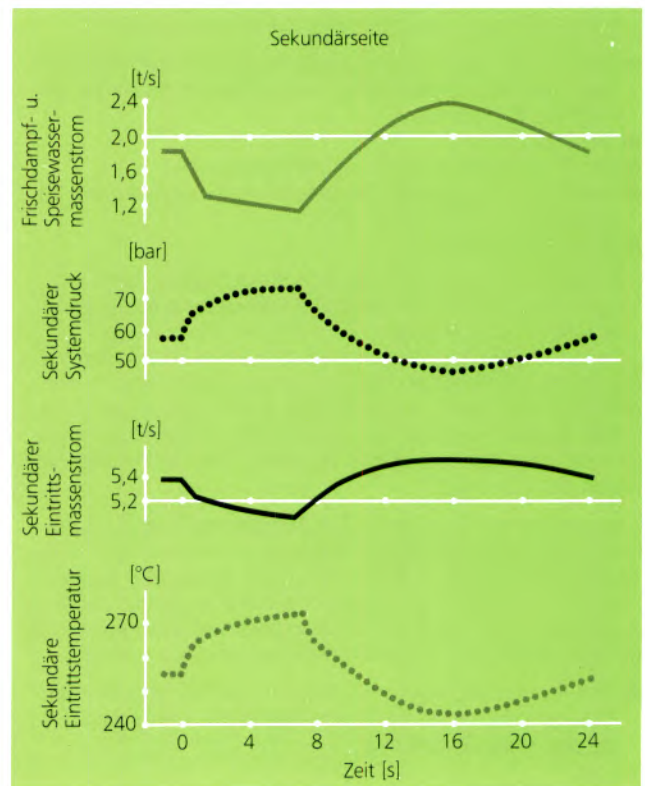
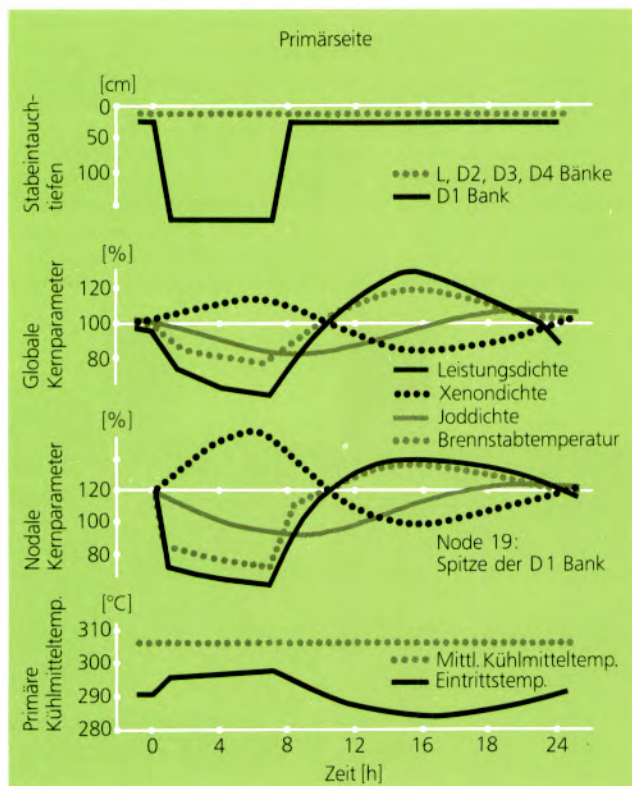


Bild 6.2: Zeitverhalten einer KMT-geregelten DWR-Anlage während und nach einem rampenförmigen Ein- und Ausfahren der D1-Bank (GARLIC- $\frac{1}{2}$ -Kern-Rechnung, 105 Nodes)

Fahrstrategierechner

Um die Gesamtanlage realistisch zu simulieren, sollten auch eventuell automatisch einsetzende Vorgänge, bedingt durch Aktionen der konventionellen Reaktorregelung (RCONT), des Reaktorschutzes (RPROT) sowie des Reaktorbegrenzungs-systems (RLIMIT), die die Eingangssignale entsprechend verändern, mitberücksichtigt werden. Um die Ungenauigkeit bzw. den Ausfall von Meßsignalen möglichst realistisch simulieren zu können, werden in einem eigenen Unterprogramm (AMS) künstliche Meßsignale produziert, d.h. entsprechende, mit GARLIC berechnete Größen mit einem Rauscher oder mit einem Trend versehen bzw. zu bestimmten Zeiten durch einen fehlerhaften Wert ersetzt.

Die Verfügbarkeit leistungsstarker Prozeßrechneranlagen in der Reaktorwarte legt es nahe, diese Anlagen auch für Regelungs-zwecke nutzbar zu machen. Dabei wäre es sinnlos, konventionelle Regelkreise einfach digital nachzubilden. Es können vielmehr nun aufgrund optimaler Regelprinzipien neue Fahrstrategien errechnet werden, die neben einer ökonomisch optimalen Ausnutzung des Reaktorkerns (z.B. bei gleichmäßigerem Abbrand) vor allem auch sicherheitstechnisch wichtige Bedingungen (z.B. Einhalten bestimmter Grenzwerte) erfüllen können. Aus diesem Grunde wurde bei der GRS schon sehr frühzeitig begonnen, entsprechende optimale digitale Regelkonzepte zu entwickeln, die schließlich in dem nach hierarchischen Prinzipien arbeitenden Kernregelungsprogramm MCCS (Multilevel Core Control System) verwirklicht wurden²⁾. Die von diesem Programm als Eingabe benötigten Zustands- und Störungsmatrizen werden dabei von GARLIC berechnet und über eine Datei dem Programm zur Verfügung gestellt.

Das in MCCS programmierte Regelungsverfahren gestattet es, sowohl optimale Regelungsstrategien für Lastfolgebetrieb vorauszuberechnen als auch die Regelung im On-line-Betrieb einzusetzen. Wie bereits erwähnt, können in beiden Betriebsarten Begrenzungen infolge technischer Merkmale (z.B. begrenzte Stabfahrgeschwindigkeiten) oder sicherheitstechnisch relevanter Aspekte (z.B. thermische Grenzwerte, maximale lokale Leistungsdichten, DNB-Verhältnisse) berücksichtigt werden.

Auch bei einer grobmaschigen Einteilung des Reaktorkerns ist der zu regelnde Prozeß als Großsystem zu bezeichnen. Den Ausgangspunkt für das in MCCS eingesetzte Verfahren bildet daher eine Analyse der Struktur des Prozeßmodells. Aufgrund dieser Analyse wird das Gesamtsystem entsprechend seiner unterschiedlichen Zeitmaßstäbe in Untersysteme zerlegt. Die langsame Xenon/Jod-Dynamik, die in jeder Kernzone durch zwei nichtlineare Differentialgleichungen beschrieben wird, kann somit von den schnellen neutronenkinetischen und thermodynamischen Prozessen entkoppelt werden. Die Koordination der Untersysteme erfolgt über Methoden der hierarchischen Systemtheorie. Eine übergeordnete Ebene bestimmt sogenannte Koordinationsvariable, die Einfluß auf die in den Untersystemen durchzuführenden Optimierungsaufgaben ausüben. Die Koordination der Untersysteme erfolgt in einem iterativen Prozeß.

²⁾ Beraha, D. und J. Karpinnen:
Power Distribution Control by Hierarchical Optimization Techniques
ANS/ENS Topical Meeting "Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems", München, 27.-29. 4. 1981

Die hierarchische Lösung erst ermöglicht eine effektive Lösung des nichtlinearen Problems und weist gegenüber einem zentralisierten Verfahren beträchtliche Vorteile hinsichtlich der Rechneranforderungen auf. Die hierarchische Struktur eignet sich darüber hinaus sehr gut für die Übertragung auf Parallelrechner, die in naher Zukunft die Rechnertechnik stark beeinflussen werden.

Die Simulation einer von MCCS vorausberechneten Regelungsstrategie für eine DWR-Anlage (1/4-Kern, 105 Nodes) mit GARLIC ist in Bild 6.3 dargestellt. Ziel der Regelung ist, dem Sollwertverlauf der Generatorleistung möglichst genau zu folgen und gleichzeitig eine günstige Leistungsdichteverteilung innerhalb gegebener Grenzwerte einzuhalten. Die Strategie wurde für das Ende des Abbrandzyklus berechnet, so daß kein Borsäureentzug aus dem Kühlmittel mehr erfolgen kann. Die Sollwertvorgabe für die Reaktorleistung, die zum Zeitpunkt des Maximums der Xenonkonzentration im Kern auf den Ausgangswert ansteigt, kann nicht ganz erreicht werden, da enge Grenzwerte der lokalen Leistungsdichten vorgegeben sind. Die Leistungsdichte im Node 48 zeigt deutlich die Begrenzung auf den Grenzwert von 142 W/cm^2 .

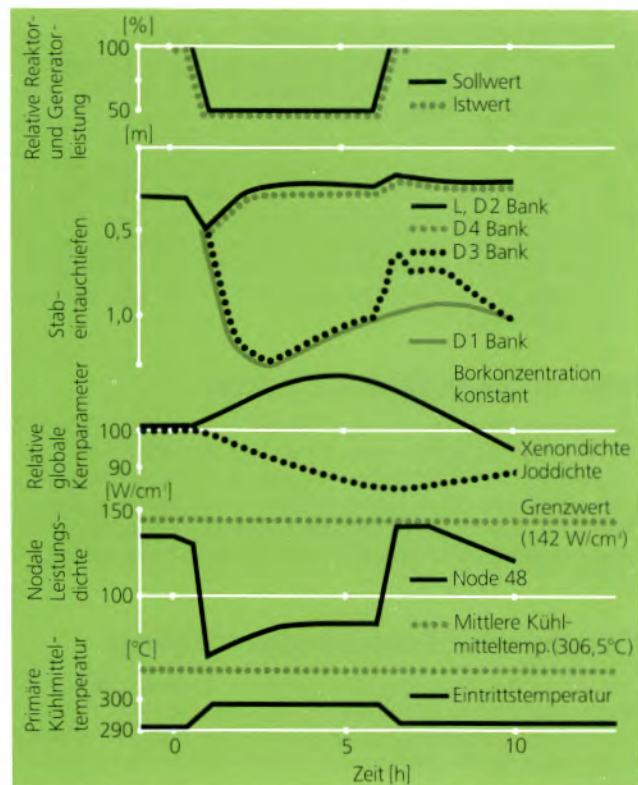


Bild 6.3: Zeitverhalten einer digital geregelten DWR-Anlage (GARLIC/MCCS-1/4-Kern-Rechnung, 105 Nodes)

Datenbank (CODALI-G)

Die für die Weiterentwicklung interessanten Ergebnisse aus GARLIC-Rechnungen (zum Teil auf eine $15 \times 15 \times 20$ Kernunterteilung verfeinert), vorhandene Angaben aus der Auswertung von Meßsignalen über den tatsächlichen Zustand des Reaktors sowie eventuell zusätzliche Informationen über vom Benutzer initiierte Störungen des Gesamtsystems werden über eine Datei an eine Datenbank weitergeleitet und dort in einem Großspeicher gespeichert. Je nach Wunsch des Benutzers wird über das interaktive Dialogsystem der Datenbank mitgeteilt, welche Werte aus der Menge der Daten ausgewählt, auf einem Schnellspeicher aufbewahrt und so für eine Darstellung auf einem graphischen Farbbildschirm im Hinblick auf schnelle Zugriffszeiten bereitgehalten werden sollen.

Bei der im Aufbau befindlichen Datenbank wird von der beim OECD Halden Reaktor Projekt im Rahmen der SCORPIO-Entwicklung erstellten Datenbank CODALI (Core Data Library) ausgegangen, wobei diese, sowohl was die Menge der zu speichernden Parameter als auch die Gesamtstruktur anbelangt, wesentlich erweitert und im Hinblick auf eine Anwendung im Zusammenhang mit dem Echtzeitsimulator GARLIC umgeändert werden muß (CODALI-G).

Die Datenbank kann sich dabei aus drei im wesentlichen voneinander unabhängigen Teilen zusammensetzen, nämlich

- aus einem Teil, der hauptsächlich der Darstellung von zeitlichen Trendkurven der Eingangssignale sowie globaler bzw. einiger ausgewählter nodaler Parameter dient,
- einem Teil, der im Rahmen von Echtzeitrechnungen sich nur auf Daten des jeweiligen Rechenzeitpunktes beschränkt (und diese beim nächsten Zeitschritt überschreibt) sowie
- dem umfangreichsten Teil, der die Gesamtmenge der nodalen Werte verschiedener Kernparameter über eine große Anzahl von Zeitschritten abspeichern und für eine jeweilige gewünschte Darstellung (z.B. in 2D- oder 3D-Form) vorbereiten kann.

Interaktives Dialogsystem

Über dieses System können vom Benutzer sowohl die Fahrstrategien des zu simulierenden Reaktors eingegeben als auch die Ausgabe auf den Farbbildschirmen gesteuert werden. Neben einer alphanumerischen Tastatur können dabei Befehle an die Datenbank bzw. an das Farbbildschirmsystem auch über eine Funktionstastatur oder eine Rollkugel (tracker ball) eingegeben werden.

Graphische Farbbilddarstellung

Gesteuert vom interaktiven Dialogsystem und beaufsichtigt mit entsprechenden Werten der Datenbank können (unter Umständen auch auf mehreren Farbbildschirmen) verschiedene, für einen Reaktoroperator wünschenswerte Darstellungsarten realisiert werden.

Dieser Teil des Vorhabens befindet sich erst in seinem Anfangsstadium, wobei wieder auf Vorarbeiten des OECD Halden Reaktor

Projekts im Rahmen des SCORPIO-Projekts³⁾ zurückgegriffen werden kann. Eine wesentliche Beschleunigung der Arbeiten ist zu erwarten, wenn das bis jetzt verwendete semigraphische Farbbilddarstellungssystem im Jahre 1982 durch ein leistungsfähigeres, vollgraphisches ersetzt wird.

Im einzelnen können folgende Darstellungsarten in Betracht gezogen werden:

- Bild der Gesamtanlage mit eingeblendeten (sich ändernden) Daten wichtiger charakteristischer globaler Werte der Anlage,
- Bild der Anordnung der Regelstabbänke in der x-y-Ebene sowie deren Eintauchtiefe entlang der z-Achse eines $15 \times 15 \times 20$ unterteilten Kerns zu beliebigen Zeitpunkten und in verschiedenen Farbstufen (siehe z.B. obere Hälfte von Bild 6.4),
- Darstellung bestimmter nodaler Parameter sowohl über eine x-y-Ebene als auch entlang einer z-Achse bei einer festen Kernunterteilung von $15 \times 15 \times 20$ Boxen in x-, y-, z-Richtung zu beliebigen Zeitpunkten und in verschiedenen Farbstufen. Hierbei können entweder verschiedene Kernebenen oder verschiedene Kanalachsen (durch Betätigung der Rollkugel), oder maximale oder gemittelte Werte über die jeweiligen Kanäle bzw. Ebenen ausgewählt werden (siehe untere Hälfte von Bild 6.4). Als nodaler Parameter konnte bis jetzt nur die Leistungsdichteverteilung herangezogen werden. Vorläufig wird daran gearbeitet, auch andere Parameter in ähnlicher Weise darzustellen, wie z.B. mittlere und maximale nodale Brennstofftemperaturen, Hüllrohrtemperaturen, Xenon- und Joddichten, DNB-Verhältnisse usw.,
- Darstellung gemessener Werte, um direkte Vergleiche mit berechneten Parametern anstellen zu können,
- Darstellung allgemein verwendeter Reaktorfahrprogramme,
- Darstellung sicherheitsrelevanter Parameter im Hinblick auf vorgegebene Sicherheitsschranken,
- Darstellung des Transientenverhaltens wichtiger Eingangs- bzw. globaler Parameter der Anlage in Form von Trendkurven, z.B. als Ergebnis prädiktiver Rechnungen.

Schlußfolgerung

Die zunehmende Bedeutung der Aktivitäten zur Entwicklung neuer und verbesserter Kernüberwachungssysteme, einerseits bedingt durch die Notwendigkeit, dem Reaktoroperator eine bessere Übersicht über das Geschehen in der Reaktoranlage zu geben, andererseits stimuliert durch den Einbau leistungsstarker Prozeßrechner in die Reaktorwarten und erweiterter Farbbildschirmdarstellungsmöglichkeiten, ist aus der Tatsache zu ersehen, daß mittlerweile von den Betreibern begonnen wird, solche noch sehr einfache Systeme in das Gesamtkonzept der Reaktorführung in sehr provisorischer Weise miteinzubeziehen (KKW BIBLIS-B, KKW Krümmel, KKW Gundremmingen II). Auch wenn bei der Grundkonzeption dieser neuen Systeme teilweise erhebliche Unterschiede auftreten können, so stellt die Herleitung von Kern- und

³⁾ van Nes, J., A. S. Solie, U. S. Jörgensen und K. Haugset:
The Core Surveillance System SCORPIO
HPR-254, Mai 1980

Anlagenmodellen sowie von Methoden zur Bestimmung optimaler, bei gleichzeitigem Einhalten von Grenzwerten auch sicherheitsfördernder Fahrstrategien den überwiegenden Anteil im Rahmen der Anstrengungen bei der Entwicklung fortgeschrittener Kernüberwachungssysteme dar. Hierbei ist es wichtig, daß einerseits Modelle strikt den gegebenen Möglichkeiten (z.B. in bezug auf Rechenzeit- und Speicherplatzbedarf) Rechnung tragen, andererseits aber auch den erhöhten Anforderungen der Kernüberwachung genügen.

Im Mittelpunkt der gesamten Bemühungen bei der Erstellung geeigneter Kernüberwachungssysteme steht der Operator, der alle für den Betrieb und vor allem die Sicherheit der Anlage wesentlichen Informationen in einer übersichtlichen und klaren Form geliefert bekommen soll, wobei eine strenge Siebung der anfallenden Datenmenge nach wichtigen und unwichtigen Meldungen erfolgen muß.

D. Beraha, A. Höld, O. Lupas
Abteilung Prozeßrechner

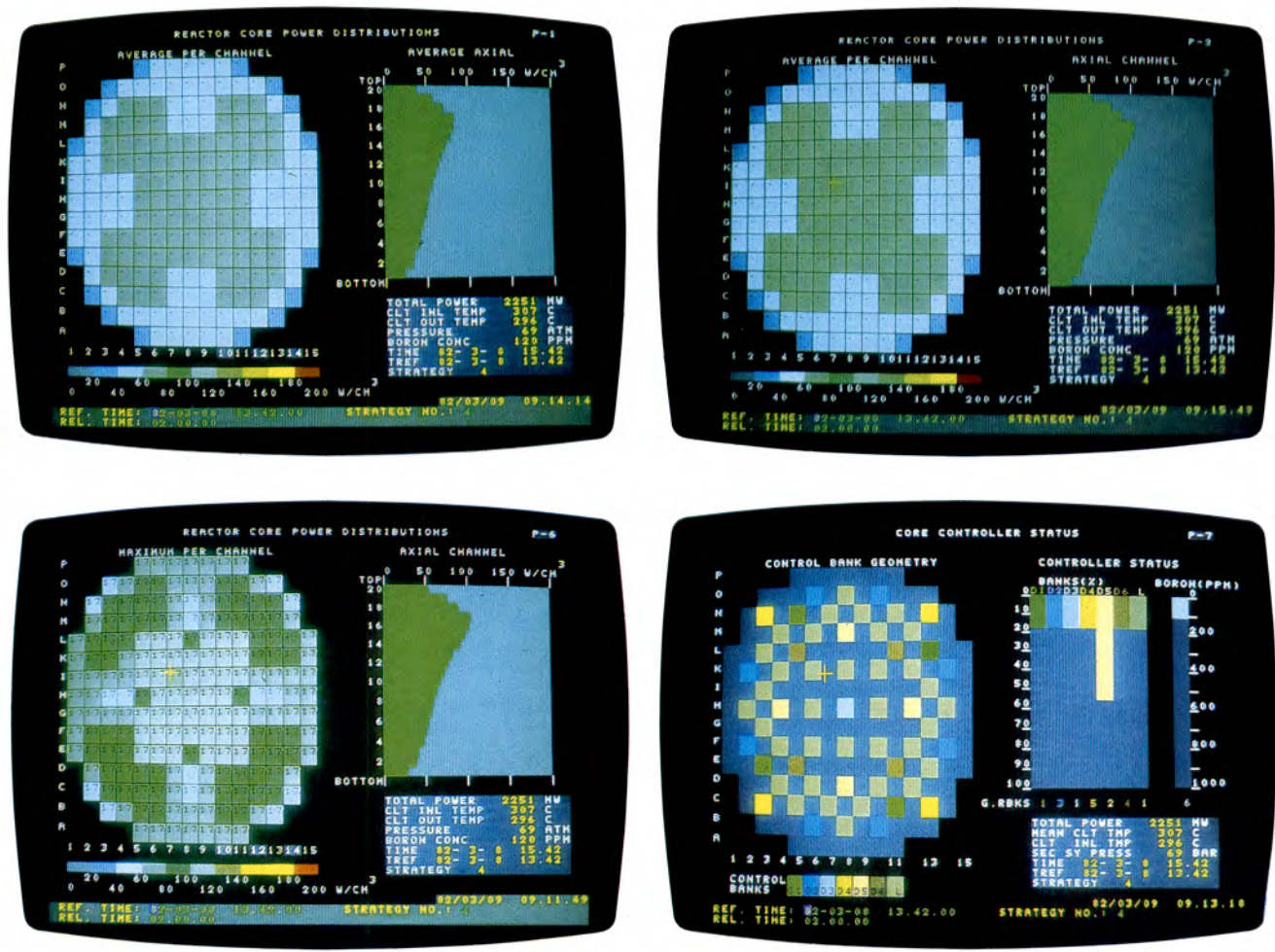


Bild 6.4: Farbbilddarstellung von Ergebnissen aus GARLIC-Rechnungen

7.

Aus dem Bereich Dynamik und Strahlenschutz

7.1 Entwicklung des nichtlinearen Anlagenmodells ALMOD/GDE2 zur Transientensimulation in DWR-Anlagen mit Geradrohrdampf-erzeugern

Transientenanalyse mit ALMOD

Das digitale Rechenprogramm ALMOD¹⁾ wird zur Analyse von Betriebsstörungen und Störfällen in Druckwasserreaktoren (DWR) eingesetzt. Es beschreibt das dynamische Verhalten von Reaktorkern und Primärkühlkreislauf bei stark vom Normalzustand abweichenden Transienten mit Ausnahme der Kühlmittelverluststörfälle.

Da der Ablauf von Transienten stark vom Ungleichgewicht zwischen Wärmequelle (Kern) und Wärmesenke (Dampfzeuger) bestimmt wird, ist eine genaue Modellierung der Wärmeübergangsprozesse im Dampfzeuger unerlässlich.

Geradrohrdampfzeuger

Der DWR-Code zur Transientenanalyse ALMOD war bisher nur für Anlagen mit U-Rohrdampfzeugern einsetzbar, wobei zur Simulation der Sekundärseite das Dampfzeugermodell UTSG verwendet wurde. Im Zusammenhang mit dem Bau der ersten DWR-Anlage mit Geradrohrdampfzeugern in der Bundesrepublik Deutschland (Mülheim-Kärlich) stellte sich die Aufgabe, das Anlagenmodell ALMOD auch für die Begutachtung von BBR-Druckwasserreaktoren verfügbar zu machen. Die Arbeiten hierzu wurden im Rahmen des BMFT-Vorhabens RS 471 durchgeführt. Dazu war die Entwicklung eines anderen Dampfzeugermodells nötig, welches die gegenüber U-Rohrdampfzeugern gänzlich andere Bauart und Betriebscharakteristik von Geradrohrdampfzeugern beschreiben kann. Charakteristische Besonderheiten eines solchen Dampfzeugers sind:

- Zwangsdurchlauf auf der Sekundärseite,
- wandernde Wärmeübergangszonen bei transienten Vorgängen,
- Produktion von überhitztem Dampf,
- relativ geringes sekundärseitiges Wasserinventar im Vergleich zu U-Rohrdampfzeugern.

Die Geradrohrdampfzeuger des Herstellers BBR (Babcock-Brown-, Boveri Reaktor GmbH) sind Gegenstromwärmetauscher mit geraden vertikalen Röhren für das Primärkühlmittel (Bild 7.1). Das vom Reaktor kommende Kühlmittel tritt über den heißen Rohrleitungsstrang in die obere halbkugelförmige Primärkammer ein, durchströmt dann ein Bündel von ca. 16 000 Heizflächenröhren, gibt hier Wärme durch die Rohrwände an die Sekundärseite ab, verläßt den Dampfzeuger durch zwei Austrittsstutzen an der unteren halbkugelförmigen Primärkammer und wird durch die

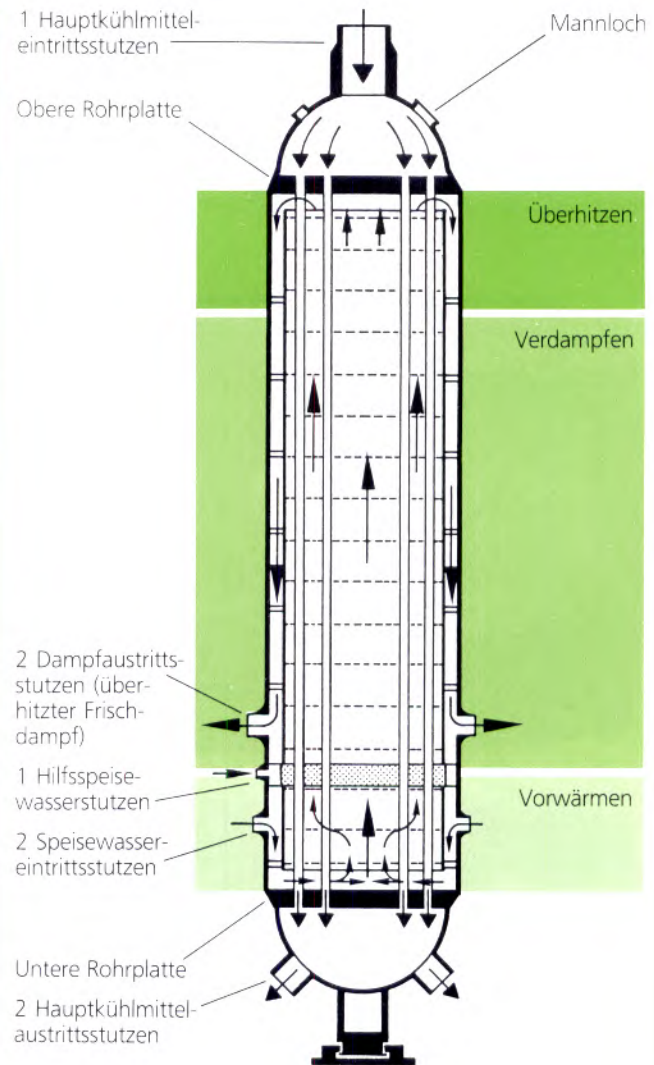


Bild 7.1: Geradrohrdampfzeuger

¹⁾ Frisch, W., und K. D. Schmidt.
A PWR Plant Model for the Analysis of Large Amplitude Transients
Proceedings of the 3rd Power Plant Dynamics Control and Testing Symposium,
Knoxville, Tenn., September 1977

Pumpen zum Reaktor zurückgeführt. Das Heizrohrbündel ist von einem Strömungsmantel umgeben, der mit dem äußeren Dampferzeugermantel einen Ringraum bildet. Dieser Ringraum ist bei ca. 1/7 der aktiven Höhe geteilt. Der untere Ringraum bildet die Speisewassereintrittskammer. Über Stützen tritt das Speisewasser in den unteren Ringraum ein, strömt zunächst nach unten, tritt nach einer Umlenkung von 180 Grad in den Rohrbündelbereich ein und wird hier verdampft. Der überhitzte Dampf tritt oben aus dem Heizflächenbündel aus und wird durch den oberen Ringraum nach unten zu den beiden Dampfaustrittsstützen geleitet. Das an der Außenseite der Rohre von unten nach oben strömende sekundäre Arbeitsmittel erfährt eine Wärmezufuhr, die durch 5 Wärmeübertragungsmechanismen bestimmt wird:

- erzwungener konvektiver Wärmeübergang an unterkühlte Flüssigkeit,
- Blasensieden (unterkühlt und gesättigt),
- erzwungener konvektiver Wärmeübergang durch einen Flüssigkeitsfilm (forced convection vaporization),
- Filmsieden,
- erzwungener konvektiver Wärmeübergang an überhitzten Dampf.

Die verschiedenen Wärmeübergangszonen beanspruchen je nach Lastzustand unterschiedliche Heizflächen. Bei Vollast liegt der Großteil der Rohrlänge in der Zone der sehr effizienten Blasenverdampfung. Die in der Überhitzerzone erzielte Überhitzung beträgt ca. 28 Grad.

Dampferzeugermodell OTSG

Um das stationäre und dynamische Verhalten eines solchen Geradrohrdampferzeugers zu beschreiben, wurde das Dampferzeugermodell OTSG (Once-Through Stream Generator) entwickelt. Die Charakteristik dieses Dampferzeugertyps stellt besondere Ansprüche an das Modell: Einerseits muß wegen der komplizierten Wärmeübergangsverhältnisse eine feine Nodalisierung möglich sein, andererseits darf darunter die Effizienz des aus dem Modell resultierenden Codes nicht allzusehr leiden. Deshalb wurde sowohl für die primär- als auch für die sekundärseitige Fluidodynamik der Basisversion von OTSG ein Ansatz nach dem homogenen Gleichgewichtsmodell gewählt. Hierbei wurden die nichtlinearen partiellen Differentialgleichungen für Masse, Energie und Impuls mit einem problemorientierten impliziten Integrationsverfahren für die axiale Dimension gelöst. Für die Lösung der Wärmeleitungsgleichung wurden für die Rohrwand 2 radiale Zonen vorgesehen. Besonderes Augenmerk mußte auf die Modellierung des sekundärseitigen Wärmeübergangs gerichtet werden. Dazu wurden zwei Wärmeübergangsmechanismen in einem Knoten zusammen und ein detaillierteres mit 7 Korrelationen. In beiden Fällen wird automatisch für jeden Knoten eine Wärmeübergangszahl mit der Korrelation ermittelt, die sich aufgrund des Wärmeangebots der Rohrwand und der Strömungsbestimmungen ergibt. Fallen mehrere Wärmeübergangsmechanismen in einem Knoten zusammen, wird mit einer gewichteten Wärmeübergangszahl weitergerechnet. Durch sorgfältige Auswahl der zu Paketen zusammengefaß-

ten Wärmeübergangskorrelationen wurden die fluiddynamischen Verhältnisse bei verschiedenen Laststufen den auf Messungen basierenden Auslegungsrechnungen des Herstellers angepaßt. Der Zweiphasenreibungsdruckverlust wurde mit Hilfe der Baroczy-Korrelation modelliert.

Kopplung an das Anlagenmodell ALMOD

Um mit dem Anlagen-Code ALMOD Störfallanalysen für DWR-Anlagen der Baureihen BBR bzw. B & W (Babcock & Wilcox) durchführen zu können, wurde der Dampferzeuger-Code OTSG an ALMOD angekoppelt und unter dem Namen ALMOD/GDE2 (Geradrohrdampferzeuger) implementiert. Dabei wurde die innere Rohroberfläche als Kopplungsstelle gewählt, so daß die primärseitige Fluidodynamik nunmehr in ALMOD gerechnet wird. Die beiden unterschiedlichen Integrationsverfahren der beiden Codes waren dabei aufeinander abzustimmen. Um die Effektivität des gekoppelten Programmsystems zu erhöhen, wurde die Möglichkeit vorgesehen, in beiden Teilsystemen mit unterschiedlichen Zeitschrittweiten zu rechnen.

Verifikation

Da bislang noch keine Anlagen mit IEOTSG (Integral Economiser Once Through Steam Generator) der Baulinie BBR in Betrieb sind, mußte zur Verifikation von ALMOD/GDE2 auf Transienten in Vorläufer-Anlagen von B & W (z. B. Oconee, TMI-1 und TMI-2) zurückgegriffen werden. Diese sind mit einem ähnlichen Dampferzeugertyp ausgestattet; hier wird das Speisewasser statt durch das Primärkühlmittel durch bereits erzeugten Dampf aufgeheizt, der über einen Bypass dem Speisewasser zugemischt wird, so daß dieses bereits gesättigt in den Rohrbündelbereich eintritt. Beide Dampferzeugertypen lassen jedoch ein sehr ähnliches integrales Betriebs- und Lastfolgeverhalten erwarten.

Ein Beispiel für eine Verifikationsrechnung mit ALMOD/GDE2 ist die Generator-Trip-Transiente der Anlage Three Mile Island, Unit 1, aus 96 % Vollast. Sie wurde durch Öffnen der Leistungsschalter absichtlich eingeleitet. Bild 7.2 zeigt als Maß der Wärmeübertragung in den Dampferzeugern einen Vergleich zwischen gemessenen und gerechneten Temperaturverläufen des Primärkühlmittels in der heißen Leitung. Da die genaue Stelle der Temperaturmessung und die zeitliche Verzögerung des Meßfühlers unbekannt sind, werden zum Vergleich die gerechneten Temperaturen am Kernaustritt und am Dampferzeugereintritt gezeigt. Der unregelmäßige Verlauf der Meßkurve besonders zu Beginn der Transienten deutet die Grenzen der Versuchsdurchführung und Instrumentierung an. Im Zeitbereich ab 5 s ist die gemessene Wärmeabfuhr niedriger als die gerechnete. Bei der Suche nach dem Grund des Unterschieds stößt man auch hier auf die Unsicherheiten in den gemessenen Größen Speisewasserdurchsatz und Druckverlauf am Dampferzeugeraustritt und auf die unbekannte Totzeit des Temperaturmeßfühlers.

Aus den Ergebnissen dieser Rechnung folgt, daß die Datenbasis für eine Verifizierung des Geradrohrdampferzeugermodells noch unbefriedigend ist. Es wird angestrebt, einerseits Zugang zu vollständigen Transienten-Meßdaten zu erhalten, andererseits die Inbetriebsetzungsversuche der Anlage Mülheim-Kärlich sehr sorgfältig zu analysieren.

G. Höppner, J.P. Weber
Abteilung Reaktordynamik

Zeit [s] Ereignis

0,0	Öffnen der Leistungshalter; der Lastabwurf verursacht Turbinen-Überdrehzahl und Schließen der Turbinenschnellschlußventile: P2 ↑ Das integrierte Blockregelsystem (ICS) fährt den Speisewassermassenstrom zurück: G2 ↓, T1 ↑, P1 ↑. Durch das ICS angeregtes Stabeinfahren (20 %/min)
2,0	Vom ICS initiierte Drehzahlerhöhung der Speisewasserpumpe
4,0	Reaktorschnellabschaltung durch „Kühlmitteldruck hoch“
4,5	Öffnen der sekundärseitigen Sicherheitsventile

Tabelle 7.1: TMI, Unit 1, Generator Trip aus 96 % Vollast

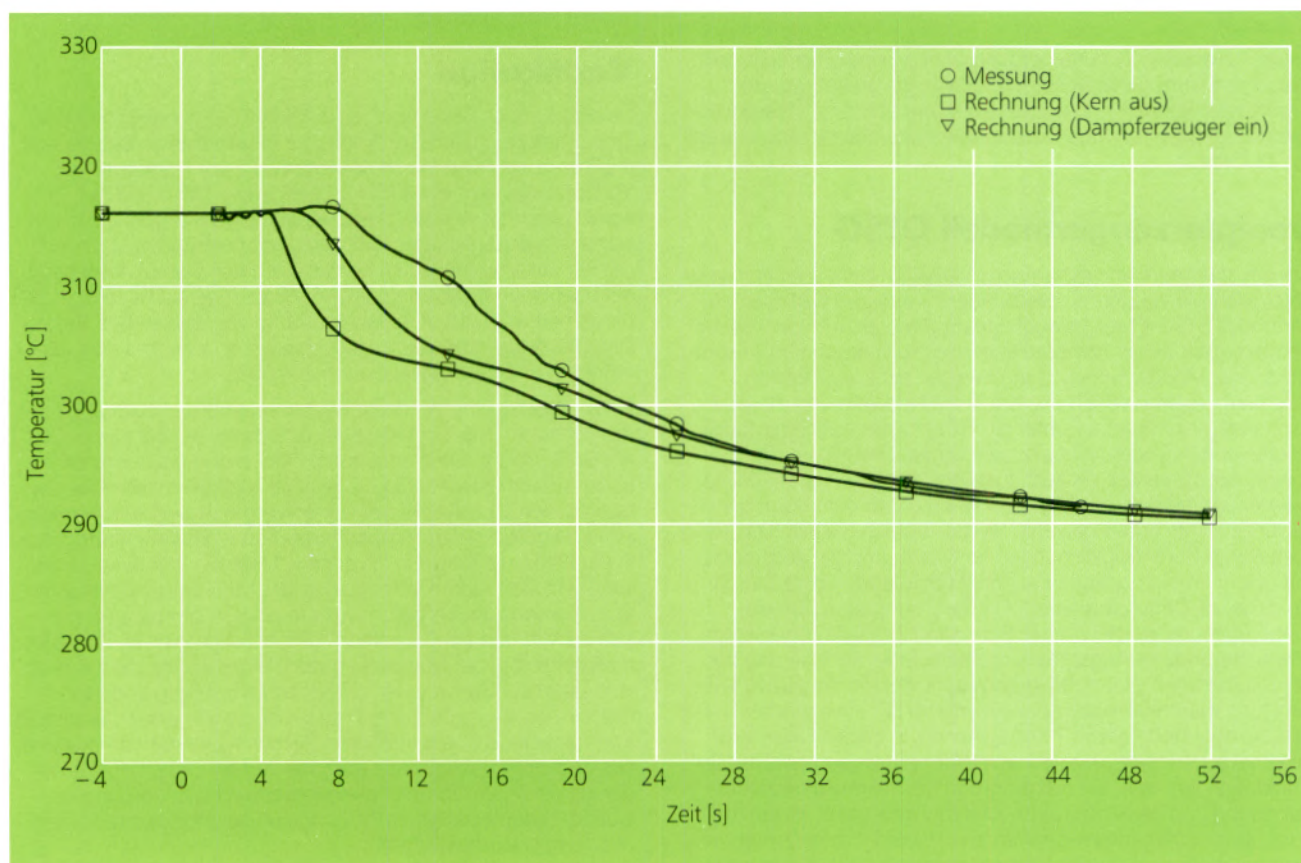


Bild 7.2: Beispiel für eine Verifikationsrechnung mit ALMOD/GDE 2: TMI 1, Generator-Trip-Transiente 1, Kühlmitteltemperatur (heißes Rohr)

7.2 Modell zum Jodverhalten nach einem Kühlmittelverluststörfall

Die Strahlenschutzverordnung fordert den Nachweis, daß ein Kernkraftwerk so konzipiert ist, daß bei Störfällen die in § 28.3 dieser Verordnung angegebenen Grenzwerte der Strahlenexposition nicht überschritten werden. Den im Genehmigungsverfahren geforderten Sicherheitsanalysen müssen zur Ermittlung der radiologischen Konsequenzen von Störfällen Modelle und Modellannahmen zum Spaltproduktverhalten zugrunde gelegt werden, die einerseits genügend Sicherheitsreserven aufweisen, andererseits jedoch nicht überzogen sind. Daher wird es erforderlich sein, in angemessenen Abständen zu prüfen, ob die verwendeten Modelle und deren Parameter dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik noch Rechnung tragen oder ob verfeinerte Modelle und genauer quantifizierbare Modellannahmen herangezogen werden können. Unter den zu betrachtenden Störfällen ist der doppelende Bruch im kalten Strang einer Hauptkühlmittelleitung ausgezeichnet, da dieser Störfall aufgrund seiner möglichen thermohydraulischen und radiologischen Konsequenzen auslegungsbestimmend ist. Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)¹⁾ enthalten Angaben zur Behandlung des Kühlmittelverluststörfalles. Nach gegenwärtigem Kenntnisstand kommt dabei von allen Spaltprodukten dem ¹³¹Iod radiologisch die größte Bedeutung zu. Dies hat gerade auch in der jüngeren Vergangenheit zu vielen Untersuchungen, Veröffentlichungen und Diskussionen zum Freisetzungsverhalten von Jod aus defekten Brennstäben und dessen Rückhaltung an nachgeschalteten Barrieren geführt. Hierbei ist insbesondere auch der Störfall von Three Mile Island (TMI) im März 1979 ein auslösendes Ereignis gewesen, das eine Überprüfung der Modelle und Modellannahmen zum Freisetzungsverhalten von Jod nahelegte, die in Sicherheitsanalysen verwendet werden.

Im folgenden wird ein Modell vorgestellt, welches geeignet erscheint, mit wenigen Parametern, die im Experiment zugänglich sind oder prinzipiell zugänglich sein sollten, das Freisetzungsverhalten von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter und in diesem selbst zu beschreiben. Es wird diskutiert, inwieweit sich die Parameter des Modells für den speziellen Fall des Jods gegenwärtig so quantifizieren lassen, daß sie im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bei konservativer Betrachtungsweise angewandt werden können.

Freisetzungsvorgänge beim Kühlmittelverluststörfall

Beim Kühlmittelverluststörfall mit Bruch einer Hauptkühlmittelleitung führt eine vorübergehende, starke Abnahme der Wärmeabfuhr an den Brennstäben zu einer Temperaturexkursion der Brennstabhüllrohre. Da gleichzeitig mit dem Temperaturanstieg der Hüllrohre der Außendruck – bedingt durch die Druckentlastung über die Bruchöffnung in der Hauptkühlmittelleitung – sehr schnell abnimmt, kann die hohe Innendruckbelastung der

Brennstäbe durch Füllgas und Spaltgase zum Bersten von Hüllrohren führen. Beim Bersten werden das Füllgas, die Spaltgase und andere Spaltprodukte, soweit sie gasförmig im Gap (Spaltgas-sammelraum) vorliegen, ausströmen. Dieser beim Versagen von Hüllrohren auftretende Freisetzungsvorgang (Berstfreisetzung) ereignet sich innerhalb 100 Sekunden nach Störfalleintritt. Für die dabei zunächst in den Reaktordruckbehälter freigesetzten, gasförmigen Spaltprodukte kann aufgrund der dort herrschenden turbulenten Strömungsverhältnisse auf dem Transportweg zur Bruchöffnung mit engem Wasserkontakt gerechnet werden. Dadurch wird für Spaltprodukte wie Jod durch Abscheideprozesse der Anteil, der zunächst in die Gasphase des Sicherheitsbehälters freigesetzt wird, reduziert und entsprechend der Anteil, der in das Sumpfwasser gelangt, erhöht.

Soweit es sich nicht um Edelgase handelt, liegen die Spaltprodukte im Gap ganz überwiegend in nicht flüchtiger Form vor. Sie werden sich bevorzugt auf den Innenflächen des Hüllrohrs befinden. Wegen der komplexen Zusammensetzung des im Gap vorliegenden Vielstoffsystems sind neben der elementaren Form auch die verschiedensten chemischen Verbindungen der Spaltprodukte zu erwarten. Nach dem Fluten der Berststelle können sie durch Diffusion und möglicherweise direktes Auswaschen aus dem Gap in den Primärkreislauf und schließlich in den Sumpf des Sicherheitsbehälters gelangen. Dieser Prozeß des Auslaugens von Spaltprodukten wird über längere Zeit andauern.

Im Sicherheitsbehälter selbst können, abhängig vom jeweiligen Element und seiner chemischen Form, Spaltprodukte aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre in das Sumpfwasser übergehen und umgekehrt. Diese Austauschprozesse zwischen der Wasser- und der Gasphase haben die Tendenz, auf Gleichgewichtsbedingungen zuzulaufen, und führen zu einem Nettoübertritt von Spaltprodukten in die eine oder andere Richtung. Die hohen Temperaturen der Nachstörfall-Dampf-atmosphäre im Sicherheitsbehälter sind innerhalb der ersten 24 Stunden so weit zurückgegangen, daß praktisch Druckausgleich zwischen Sicherheitsbehälter und Ringraum besteht. Damit ist für eine Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung die Konzentration von Radionukliden in der Sicherheitsbehälteratmosphäre während der ersten 24 Stunden maßgebend.

Modell zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens

Entsprechend den kurz skizzierten Freisetzungsvorgängen beim Kühlmittelverluststörfall berücksichtigt das Modell folgende Prozesse:

- Freisetzung von gasförmig im Gap vorliegenden Spaltprodukten beim Bersten des Hüllrohrs,
- Auslaugen von Spaltprodukten aus dem Gap nach dem Wiederfluten des Reaktorkerns,
- Rückhaltung von gasförmig freigesetzten Spaltprodukten durch Abscheideprozesse auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter,
- Austausch von freigesetzten Spaltprodukten zwischen Gas- und Wasserphase des Sicherheitsbehälters.

¹⁾ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe, 14. Oktober 1981
Hrsg. Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission, Köln

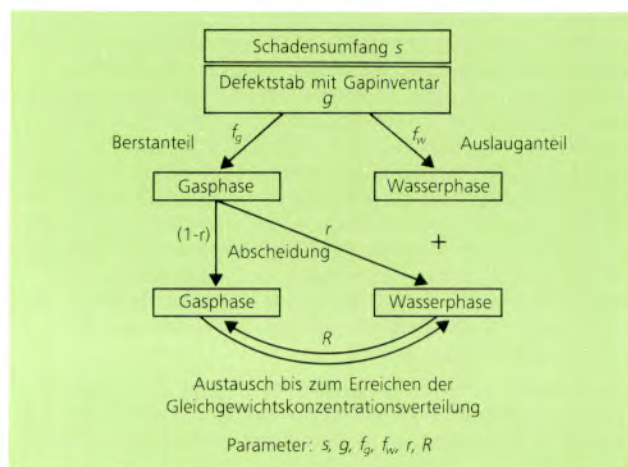


Bild 7.3: Modell zum Spaltproduktverhalten innerhalb des Sicherheitsbehälters

In Bild 7.3 ist das Modell zur Beschreibung des Spaltproduktverhaltens schematisch skizziert. Der Schadensumfang s gibt den Anteil der bestehenden Brennstäbe. Deren Gap-Inventar betrage g , bezogen auf das Stabinventar. Von diesem Gap-Inventar wird ein Anteil f_g unmittelbar beim Bersten zunächst in die Atmosphäre des Reaktordruckbehälters freigesetzt und ein Anteil f_w wird vom Kühlwasser nach dem Wiederfluten des Kerns ausgelaugt.

Im Reaktordruckbehälter, auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter und in diesem selbst werden schnelle Abscheidungsprozesse einen Anteil r der gasförmigen Berstfreisetzung zurückhalten und überwiegend in die Wasserphase überführen. Der übrige Anteil $(1-r)$ entkommt in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters. Langsame Austauschprozesse zwischen der Gas- und der Wasserphase werden, je nach Konzentrationsverhältnissen, zu einem Nettoübertrag von Spaltprodukten führen bis zum Erreichen der Gleichgewichtskonzentration entsprechend einem Verteilungskoeffizienten R .

Diskussion der Parameter zum Jodverhalten

Es wird auf die einzelnen Parameter eingegangen, die im skizzierten Modell das Freisetzungsverhalten von Jod und damit die in der Gasphase des Sicherheitsbehälters vorliegende Jodkonzentration bestimmen. Die Diskussion hat zum Ziel, jeweils Parameterwerte anzugeben, die derzeit im Rahmen des Genehmigungsverfahrens unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Kenntnisstandes bei konservativer Betrachtungsweise zugrunde gelegt werden können. Als generelle Vorbemerkung ist darauf hinzuweisen, daß sowohl für die Freisetzung aus defekten Brennstäben beim Bersten und späteren Auslaugen, für die Rückhaltung auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter als auch für den Anteil, der längerfristig in der Sicherheitsbehälteratmosphäre verbleibt, die chemische Form, in der das Jod vorliegt, eine große Rolle spielt ^{2) 3) 4)}.

Schadensumfang und Gap-Inventar

Eine störfallbedingte Freisetzung aus dem Reaktorkern tritt auf, wenn Brennstabhüllrohre aufgrund der Temperaturexkursion und hoher Innendruckbelastung bersten. Eine Ermittlung des Anteils der versagenden Brennstäbe setzt einmal die Kenntnis der Bedingungen voraus, bei denen ein Bersten der Hüllrohre auftritt. Zum anderen ist eine detaillierte thermohydraulische Analyse der im Verlauf des Kühlmittelverluststörfalles auftretenden Hüllrohrtemperaturen erforderlich.

Der Schadensumfang gibt den Anteil der Brennstäbe an, die im Störfallverlauf versagen. Hierbei ist es wichtig, darauf hinzuweisen, daß die Wahrscheinlichkeit für das Bersten eines einzelnen Brennstabes, von seinem Abbrand und besonders ausgeprägt von seiner aktuellen Stableistung abhängt. Das Gap-Inventar an Jod (der Anteil des Spaltproduktinventars, der die Brennstoffmatrix verlassen hat und sich im Spaltgassammelraum oder auf Oberflächen befindet) eines Brennstabes hängt seinerseits wegen der großen Temperaturabhängigkeit der Diffusion sehr stark von der Stableistung ab. Die Korrelation zwischen Versagenswahrscheinlichkeit eines Brennstabes und seinem Gap-Inventar an Jod bedingt, daß die Parameter Schadensumfang und Gap-Inventar in ihrer wechselseitigen Abhängigkeit zu betrachten sind. Die in Bild 7.4 gezeigte Abhängigkeit des Anteils des Kerninventars, das sich im Gap der Defekttäbe befindet, vom Schadensumfang wurde unter folgenden Voraussetzungen ermittelt:

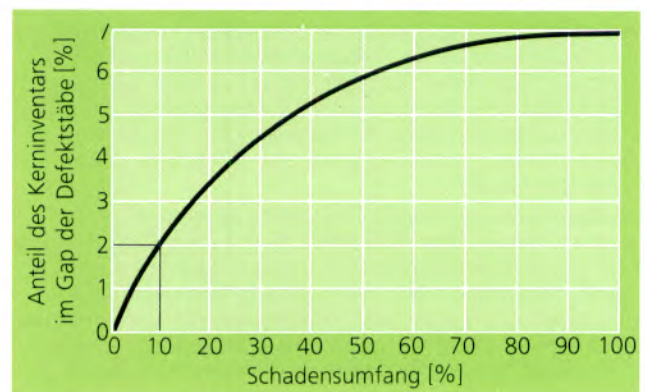


Bild 7.4: Gap-Inventar an Jod in Defekttäben

²⁾ Campbell, D. O., A. P. Malinauskas und W. R. Stratton: The Chemical Behaviour of Fission Product Iodine in Light Water Reactor Accidents. Nucl. Techn. 53 (1981), S. 111

³⁾ TMI Unit-2 Technical Information and Examination Program Update, July 31, 1980, EG&G, Idaho, Inc. for the US DOE

⁴⁾ United States Nuclear Regulatory Commission: Draft Programmatic Environmental Impact Statement Related to Decontamination and Disposal of Radioactive Wastes Resulting from March 28, 1979; Accident Three Mile Island, Nuclear Station, Unit 2, NUREG-0683, July 1980

- Es wurde ein Modell zum Gap-Inventar an Jod⁵⁾ in Abhängigkeit von der Stableistung verwandt, das bestenfalls für langlebige Jodisotope adäquat ist, für das radiologisch relevante ¹³¹Jod jedoch zu einer Überschätzung führt.
- Die für einen Brennstab jeweils angesetzte Stableistung entspricht der Leistung an der Heistelle.

Man erkennt in Bild 7.4, da fr Schadensumfnge grer als einige Prozent das Gap-Inventar deutlich schwcher als linear mit dem Anteil geborstener Stbe zunimmt. Fr Schadensumfnge unterhalb von etwa 4 % betrgt das Jod-Inventar im Gap der Defektstbe weniger als 1 % des Kerninventars. Da neuere Schadensumfangsanalysen Erwartungswerte fr den Anteil versagender Brennstbe im Bereich weniger Prozent ergeben, erscheint insgesamt ein Wert von 10 % fr den Schadensumfang – in Verbindung mit einem Anteil des Kerninventars an Jod im Gap der Defektstbe von 2 % – fr das Genehmigungsverfahren hinreichend konservativ. Bezogen auf das Defektstabinventar bedeutet dies, da fr die 10 % versagender Brennstbe ein Gap-Inventar von 20 % unterstellt wird.

Berstfreisetzung

Experimente in Oak Ridge⁶⁾ stellen die derzeit umfangreichsten Versuche zur Freisetzung aus Brennstben in dem Temperaturbereich dar, der fr beherrschte Khlmittelverluststrflle relevant ist. Einige wichtige Merkmale dieser Experimente sind:

- Sie wurden an abgebrannten Brennstben durchgefhrt, die schon einige Jahre gelagert waren.
- Die umgebende Atmosphre, in die freigesetzt wurde, konnte variiert werden (z. B. trockene Luft oder Wasserdampf).
- Bestandteil der Experimente war ein Rohr mit Temperaturgradienten, um Hinweise auf die chemische Form kondensierbarer Spaltprodukte zu erhalten.

Aus den Experimenten ergibt sich, da beim Bersten eines hochbelasteten Brennstabes ein Jodanteil von 1,5 % des Gap-Inventars freigesetzt wird. Es lieen sich keine eindeutigen Schlsse ziehen ber die chemische Form, in der Jod beim Bersten zusammen mit dem Fllgas und Spaltgasen freigesetzt wird. Der gegenwrtige Kenntnisstand ber die Berstfreisetzung basiert berwiegend auf den Experimenten in Oak Ridge. Es sind methodisch andere Vorgehensweisen denkbar, die zu einer notwendigen Erweiterung des Kenntnisstandes ber die Berstfreisetzung und anschlieende Auslaugprozesse sowie mglichst auch ber die jeweils vorherrschende chemische Form beitragen knnen.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens mu zur Zeit noch unterstellt werden, da das beim Bersten freigesetzte Jod in der ungnstigsten elementaren Form, also als J₂, vorliegt. Auerdem stellt sich die Frage, ob in Anbetracht der Tatsache, da die Quantifizierung der Berstfreisetzung auf Experimenten einer Arbeitsgruppe basiert, fr das Genehmigungsverfahren zur Zeit noch ein Sicherheitszuschlag vorgesehen werden mu.

Auslaugproze

Derzeit fehlen belastbare experimentelle Ergebnisse zum Anteil des Gap-Inventars versagender Brennstbe, das durch Auslaugen freigesetzt wird, und zur Zeitabhngigkeit dieses Prozesses. Fr das Genehmigungsverfahren mu daher angenommen werden, da das gesamte, nach der Berstfreisetzung verbleibende Gap-Inventar ausgelaugt wird. Hierbei ist die Frage von Bedeutung, in welcher chemischen Form das Jod vorliegt. Aus folgenden Grnden ist anzunehmen, da das ausgelaugte Jod nicht als elementares Jod, sondern als anorganisches Jodid in die Wasserphase gelangt:

- Die Temperaturen im Gap liegen schon im Normalbetrieb und erst recht beim Khlmittelverluststrfall so hoch, da dort alles elementar vorliegende Jod gasfrmig ist. Damit hat der als J₂ vorliegende Anteil des Gap-Inventars bereits bei der Berstfreisetzung den Defektstab verlassen.
- Whrend der Strfallphase bis zum Einsetzen des Auslaugprozesses liegen keine oxidierenden Bedingungen vor, so da keine Umwandlung von im Gap befindlichem Jodid in elementares J₂ zu erwarten ist.

Rckhaltung

Soweit Jod beim Bersten von Brennstben als gut wasserlsliches Jodid, z. B. in der Form CsJ, freigesetzt wird, ist ein sehr hoher Abscheidegrad im Primrkreiswasser zu erwarten. Gegenwrtig ist aber in Ermangelung gesicherter Kenntnisse fr die Berstfreisetzung die ungnstigste Form, elementares J₂, zu unterstellen. Es wurden gezielt⁷⁾ Experimente zur Abscheidung von J₂-Dampf in Wasservorlagen im Temperaturbereich von 20 – 85°C durchgefhrt. Die Jodkonzentrationen im Gasstrom entsprachen den Bedingungen, wie sie beim Khlmittelverluststrfall zu erwarten sind. Die Rckhaltung durch die Wasservorlage betrug 92 % bei 25°C und stieg auf 96 % bei 85°C Wassertemperatur. Diese Experimente weisen darauf hin, da fr das beim Bersten freigesetzte Jod ein Rckhaltefaktor von 0,9 erwartet werden kann. Die derzeitige RSK-Annahmen¹⁾ rechnen demgegenber insgesamt mit einem Rckhaltefaktor von 0,75. Daher sind weitere Experimente, die die hheren Abscheidungen erhrten knnen, sehr erwnscht.

⁵⁾ Malinauskas, A. P.: Quarterly Progress Report on Fission Product Behaviour in LWRs for the Period January–March 1979 NUREG/CR-0917, 1979

⁶⁾ Lorenz, R. A., J. L. Collins and A. P. Malinauskas: Fission Product Source Terms for the Light Water Reactor Loss-of-Coolant Accident Nucl. Techn. 46 (1979), S. 404

⁷⁾ Kabat, M. J.: Chemical Behaviour of Radioiodine Under Loss of Coolant Accident Conditions 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, San Diego, 1980

Verteilungskoeffizient

Die Rückhaltung auf dem Transportweg in den Sicherheitsbehälter führt dazu, daß der überwiegende Anteil der Berstfreisetzung unmittelbar in die Wasserphase des Sicherheitsbehälters gelangt, während der übrige Anteil zunächst in der Gasphase des Sicherheitsbehälters vorliegt. In welcher Richtung sich das gesamte System, ausgehend von diesen Anfangsbedingungen, im Laufe der Zeit entwickelt, hängt von der Größe des Verteilungskoeffizienten R ab. Dieser gibt das Verhältnis der volumenbezogenen Konzentration an, das sich bei Gleichgewichtsbedingungen in einem geschlossenen System zwischen Wasser- und Gasphase einstellt:

$$R = \frac{\text{volumenbezogene Konzentration in der Wasserphase}}{\text{volumenbezogene Konzentration in der Gasphase}}$$

Der Verteilungskoeffizient kann in einem weiten Bereich variieren, je nach den chemischen Formen, in denen das Jod vorliegt, und ihren relativen Anteilen.

Die absolut in der Sicherheitsbehälteratmosphäre bzw. im Sumpfwasser befindlichen Jodmengen ergeben sich aus den jeweiligen Konzentrationen durch Multiplikation mit dem freien Volumen des Sicherheitsbehälters (ca. 70 000 m³) bzw. dem Sumpfwasservolumen (im stationären Betrieb der Sumpfwasserumlaufkühlung ca. 1500 m³).

Zum Verteilungskoeffizienten sind zahlreiche Experimente durchgeführt worden, bei denen elementares Jod in ein geschlossenes System mit Wasserphase und darüber befindlicher Gasphase eingebracht wurde. Dabei werden die Bedingungen wie Jodkonzentration, pH-Wert und Temperatur variiert. Für das beim Kühlmittelverluststörfall bei der Berstfreisetzung in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Jod – es wird elementares J₂ unterstellt – kann für den im Sumpfwasser zu erwartenden pH-Bereich bei Temperaturen um 80°C ein Verteilungskoeffizient zwischen etwa 1000 und 2000 angenommen werden⁹⁾. Zusätzlich gelangt noch das beim Auslaugen als anorganisches Jodid freigesetzte Jod in das Sumpfwasser, für das ein um Größenordnungen höherer Verteilungskoeffizient zu erwarten ist. Für das gesamte, überwiegend als Jodid freigesetzte Jod kann für das Genehmigungsverfahren insgesamt ein Verteilungskoeffizient $R = 10^4$ angenommen werden. Zum Vergleich: Der Verteilungskoeffizient von Jod betrug in Three Mile Island bei ersten Messungen drei Tage nach Störfalleintritt $1,2 \cdot 10^3$ ¹⁰⁾ und ein Jahr später nahezu unverändert $2 \cdot 10^3$ ¹¹⁾. Die Größe des Verteilungskoeffizienten ist maßgebend dafür, ob und in welcher Richtung von dem in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Jod ein Nettoübertrag zwischen der Gasphase und der Wasserphase stattfindet.

⁹⁾ Lange, F., H. Frederichs, W. Ullrich und J. P. Hösemann: Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kühlmittelverluststörfall. Atomwirtschaft 27 (1982), S. 82

¹⁰⁾ Heath, R. L.: TMI-1, Task 2.1, Containment Atmosphere Measurements Presented to: International Seminar on TMI-2, Washington D.C., 1980

Zusammenfassung

Die Ergebnisse des hier vorgestellten Modells sind in Tabelle 7.2 zusammengefaßt. Aufgeführt sind diejenigen Werte für die einzelnen Parameter, die nach gegenwärtigem Kenntnisstand bei konservativer Betrachtungsweise im Genehmigungsverfahren zur Anwendung kommen könnten. Das Produkt aus Schadensumfang, Gap-Inventar, Anteil des beim Bersten freigesetzten Gap-Inventars und der Entkommwahrscheinlichkeit bestimmt den Anteil des Kerninventars, der kurz nach Störfallbeginn in die Gasphase des Sicherheitsbehälters gelangt. Der als Anfangsbedingung in die Wasserphase freigesetzte Anteil des Kerninventars setzt sich zum kleineren Teil aus der Abscheidung bei der Berstfreisetzung, überwiegend jedoch aus dem ausgelaugten Anteil zusammen. Bildet man das Verhältnis der Jodkonzentrationen im Sumpfwasser und in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, so liegt dieses anfänglich nahe bei 10^4 . Da der Verteilungskoeffizient von vergleichbarer Größe ist, ist kein Nettoübertrag zwischen Gas- und Wasserphase zu erwarten. Würde hingegen ein Sicherheitszuschlag für die Berstfreisetzung vorgesehen, so läge die anfängliche Konzentration in der Gasphase höher als die Gleichgewichtskonzentration. In Ermangelung gesicherter Kenntnisse über den zeitlichen Verlauf der Gleichgewichtseinstellung müßte in dem Fall konservativ angenommen werden, daß die Ausgangskonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre während der ersten 24 Stunden vorliegt.

Schadens- umfang s	Gap- inventar g	Berst- anteil f_b	Rück- haltung r	Auslaug- anteil $f_w = (1-f_b) \cdot R$	Verteilungs- koeffizient R
0,1	0,2	0,0015	0,75	0,985	10^4
Anteil in der SB-Atmosphäre		$s \cdot g \cdot f_b \cdot (1-r) = 7,5 \cdot 10^{-5}$			
Anteil im Sumpfwasser		$s \cdot g \cdot f_b \cdot r + s \cdot g \cdot f_w =$ $2,25 \cdot 10^{-4} + 1,97 \cdot 10^{-2} = 2 \cdot 10^{-2}$			
$\frac{\text{Jodkonzentration im Sumpfwasser}}{\text{Jodkonzentration in der SB-Atmosphäre}} = 10^4$					

Tabelle 7.2: Spaltproduktfreisetzung in die Gas- und Wasserphase des Sicherheitsbehälters

Jeder einzelne Parameter des Modells wurde so festgelegt, daß der angenommene Zahlenwert Sicherheitsreserven aufweist. Da die für eine Freisetzung in die Umgebung maßgebliche Jodkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre durch das Produkt mehrerer Parameter bestimmt ist, wird die Konservativität insgesamt noch verstärkt. Es ist zu erwarten, daß notwendige und zum Teil schon geplante Experimente zum Freisetzungsverhalten von Jod zu einer besseren Quantifizierung einzelner Parameter des Modells führen. Damit ließe sich der Grad der Konservativität der gegenwärtig getroffenen Annahmen genauer angeben. Einem verbesserten Kenntnisstand könnte dann bei der Festlegung der Parameter Rechnung getragen werden.

7.3 SSC-L: Ein Anlagenmodell eines schnellen natriumgekühlten Brutreaktors

Das Anlagenmodell SSC-L (Super System Code Loop) ist ein Rechenprogramm, das durch mathematische Beziehungen die Eigenschaften und das Verhalten aller für das Gesamtanlagenverhalten wesentlichen Komponenten eines schnellen Brutreaktors in Loopbauweise beschreibt.

Anwendungsbereich

SSC-L kann zur Simulation und zur Analyse des Anlagenverhaltens bei stationärem Betrieb, bei instationären Betriebsvorgängen und bei Störfällen sehr vielseitig eingesetzt werden. In stationären Rechnungen kann z.B. das Teillastverhalten der Anlage ermittelt werden. Instationäre Betriebsvorgänge resultieren aus Wechseln oder Sprüngen in der Lastanforderung an die Anlage. Das vielseitigste und auch wichtigste Einsatzgebiet des Rechenprogramms ist die Simulation von Störfällen. Auslösende Ereignisse solcher Störfälle können z.B. eine Reaktorschnellabschaltung, eine Reaktivitätsstörung im Kern, der Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe oder der Stromversorgung oder der Bruch einer Primär- oder Sekundärnatriumleitung sein. Im Verlaufe des Störfallablaufs können auch Eingriffe des ebenfalls modellierten Anlagenregelungs- und des Reaktorschutzsystems erfolgen. Schließlich ist noch die besondere Fähigkeit des Programms zu

erwähnen, auch das Naturumlaufverhalten der Natriumhauptkreisläufe bei totalem Ausfall aller Pumpenantriebe einschließlich der Ponymotoren zu berechnen.

Die Anwendung des Rechenprogramms ist jedoch auf solche Störfälle beschränkt, in deren Verlauf zwar einzelne Komponenten versagen, die mechanische Integrität der Gesamtanlage, ausgenommen die Leakage oder der Bruch einer Hauptkühlmittel-Natriumleitung, aber erhalten bleibt.

Beschreibung des Anlagenmodells

Das Rechenmodell beschreibt durch mathematische Gleichungen das Verhalten des Reaktorkerns und die Thermo- und Fluiddynamik aller Hauptkühlkreisläufe. Physikalische Grundlage der Differentialgleichungssysteme sind die Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls. Die Stoffeigenschaften der verschiedenen beteiligten Materialien werden durch geeignete Stoffwertgleichungen beschrieben.

Mit dem für das Anlagenverhalten notwendigen Detaillierungsgrad modelliert werden der Reaktorkern mit dem Kern, die Natriumkreisläufe mit den Zwischenwärmetauschern, Dampferzeugern, Pumpen und den verbindenden Rohrleitungen und der Tertiärkreis von der Speisewasserpumpe bis zum Turbineneintritt (Bild 7.5). An den beiden Schnittstellen sind konstante oder zeitabhängige Randbedingungen vorzugeben. Der Reaktor und das Wärmeübertragungssystem werden überwacht durch ein Regel- und Reaktorschutzsystem.

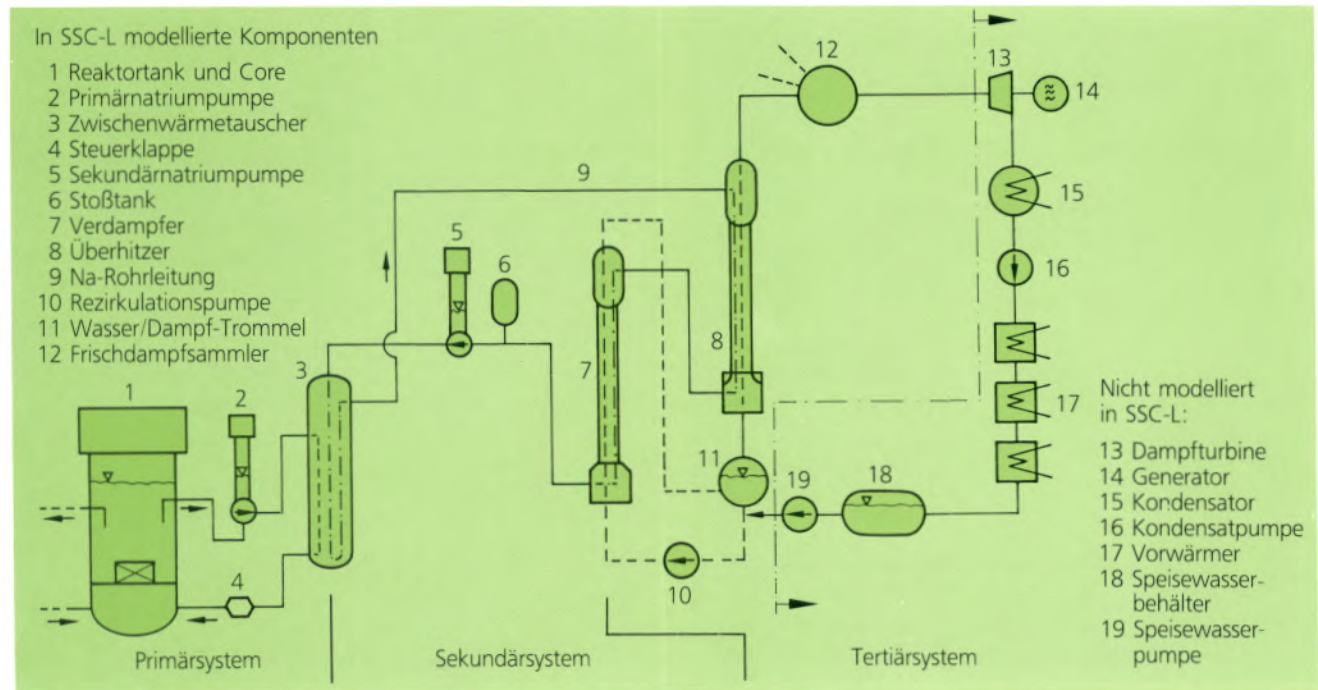
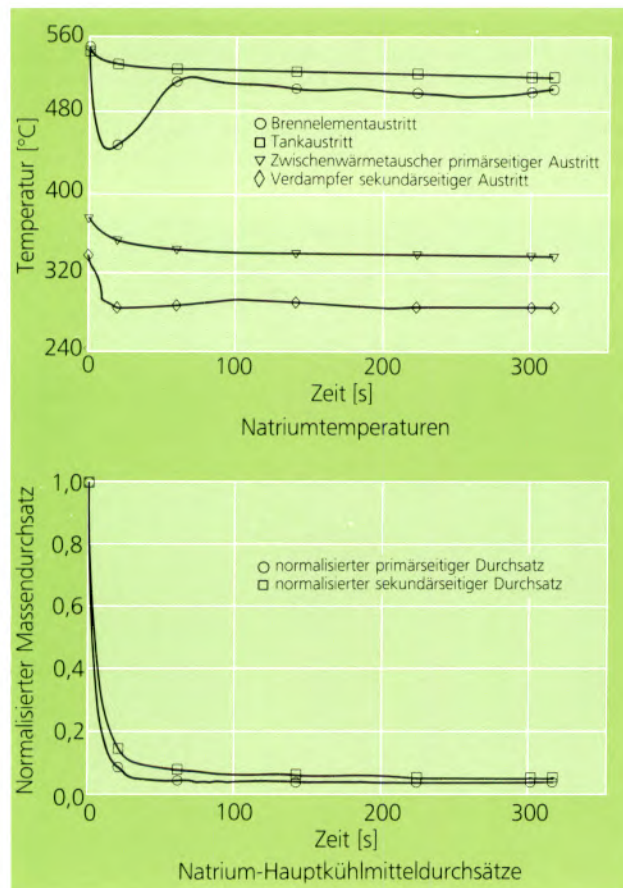


Bild 7.5: Anlagenmodell eines natriumgekühlten Brutreaktors in LOOP-Bauweise (vereinfachte schematische Darstellung)

Das Rechenprogramm SSC-L ist in FORTRAN-IV geschrieben und besteht aus einem Hauptprogramm mit 425 Unterprogrammen von zusammen ca. 92 000 Zeilen.

Zwecks Anpassung des Rechenmodells an den SNR-300 wurden Modelländerungen und Erweiterungen vorgenommen. Diese betreffen die Natriumpumpen, einige Reaktorschutzfunktionen und die Nachsramregelung.

Zur Vermeidung umfangreicher Änderungen im Dampferzeugersystem wurde der Dampferzeuger-Modul aus dem Programmpaket ausgekoppelt. Die dadurch entstehende Lücke wurde durch das GRS-eigene Dampferzeugerprogramm DYNOT geschlossen, welches jedoch nicht in SSC integriert wurde. SSC übernimmt den in einer eigenständigen DYNOT-Rechnung ermittelten zeitlichen Verlauf der Dampferzeugeraustrittstemperaturen und berechnet damit die sekundärseitigen Natriumtemperaturen bis zum Überhitzereintritt. Die Überhitzereintrittstemperaturen sind Eingabewerte für eine weitere DYNOT-Rechnung, falls der vorgegebene Temperaturverlauf nicht hinreichend genau mit dem berechneten übereinstimmt.



50 Bild 7.6: Reaktorschnellabschaltung von Hand

Eingabedaten

Zur Durchführung von Modellrechnungen mit SSC wird ein Paket von Eingabedaten benötigt, das die zu simulierende Anlage und deren Betriebszustand beschreibt. Der Eingabedatensatz einer stationären Rechnung ist in fünf Datengruppen, die Files genannt werden, unterteilt: Das File VESSEL beschreibt den Reaktortank einschließlich Kern und aller Einbauten, das File NALOOOP die Natriumhauptkreisläufe, STMGEN das Dampferzeugersystem. Das File MATDAT enthält die für die Stoffwertgleichungen erforderlichen Koeffizienten. Der anfängliche Betriebszustand der Anlage wird durch die Daten des Files OPDATA definiert.

Für instationäre Berechnungen sind weitere Eingabedaten erforderlich (File TRNDAT), die das eine Transiente auslösende Ereignis quantitativ beschreiben und die notwendigen dynamischen Anlagenparameter definieren. Die Dateneingabe wird schließlich vollständig durch das File OLDDATA, dessen Steuergrößen es dem Anwender gestatten, den Programmablauf zu steuern.

Insgesamt umfaßt die Dateneingabe über 2000 Einzelwerte.

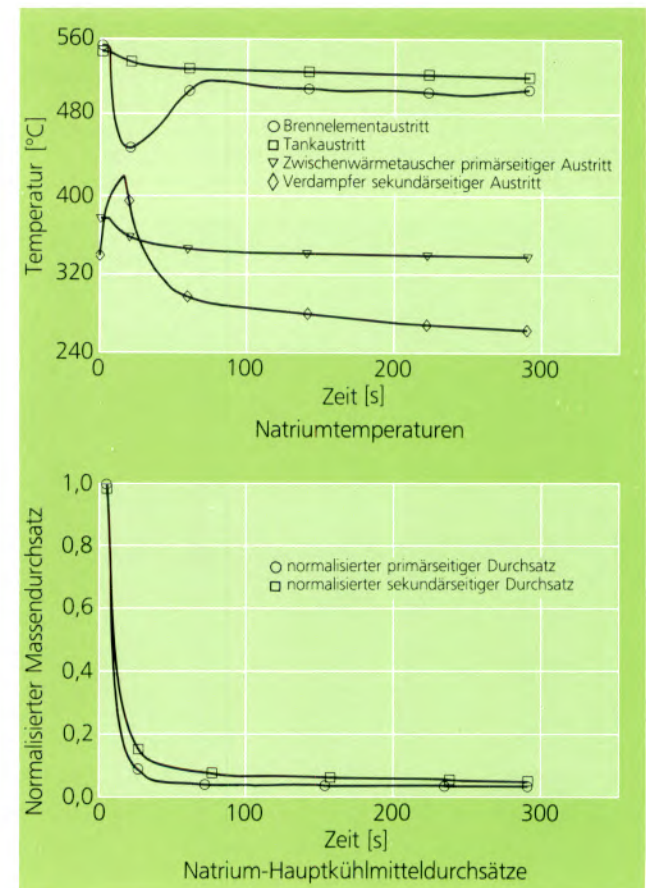


Bild 7.7: Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen

Ergebnisse

Die Modellrechnungen liefern als Ergebnis zunächst die stationäre lokale Temperatur- und Druckverteilung sowie die Massendurchsätze in den einzelnen Hauptkühlkreisläufen. Nachfolgende Transientenrechnungen benutzen diese Werte als Anfangsbedingung und berechnen hiervon ausgehend deren weiteren zeitlichen Verlauf als Folge einer Änderung des Betriebszustandes oder einer Anlagenstörung.

In den Bildern 7.6 und 7.7 sind die wichtigsten Ergebnisse von zwei Störfällen am Ende des Gleichgewichtszyklus aus 100 % Nennleistung gegenübergestellt.

- Auslösung der Reaktorschnellabschaltung von Hand zur Zeit $t = 0,0$ und
- Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen mit dadurch ausgelöster Reaktorschnellabschaltung und Umschaltung auf die Notspeisewasserversorgung.

Unmittelbar nach Auslösung des Scram-Signals werden der Reaktorkern und die Natriumhauptkühlmittelpumpen abgeschaltet, sie laufen auf Ponymotordrehzahl aus. Die Nachscramregelung beginnt zuerst die Primär-, dann auch die Sekundärregelklappen zu

schließen. Dennoch kommt es durch den schnelleren Leistungsabfall zu einer starken Abkühlung des Reaktors und der Kernaustritts temperatur, die dank der dämpfenden Wirkung des Reaktoroberplenums nur sehr abgeschwächt auf die Kreisläufe übertragen wird. Charakteristischer Unterschied der betrachteten Störfälle ist der durch den Speisewasserausfall verursachte und auch den Scram auslösende plötzliche Anstieg der Verdampferaustritts-temperatur. Nach dem verzögerten Anlauf der Notspeisewasserpumpen fällt die Temperatur ebenso schnell wieder ab. Die Eintrittstemperaturen des Reaktors, Zwischenwärmetauschers und Überhitzers haben sich aufgrund der Laufzeiten noch nicht erkennbar verändert und sind deshalb nicht dargestellt.

Zusammenfassung

Das Programm SSC ist ein sowohl detailliertes als auch sehr umfassendes Anlagenmodell eines schnellen natriumgekühlten Brutreaktors. SSC und DYNOT haben sich in ihrem Zusammenspiel zur Analyse von Betriebs- und Störfalltransienten des SNR-300 gut bewährt.

U. Quast
Abteilung Auslegung



Drehdeckel und Natriumpumpe
(KWU-Photo)

8. Aus dem Bereich Betrieb

8.1 Betriebserfahrungen mit Druckabsicherungen – Auswertung von Prüfungen –

Als Beispiel für die Auswertung von Betriebserfahrungen mit Komponenten werden im folgenden die Untersuchungen zu einer Betriebsmittelart, nämlich zu Sicherheitsventilen, dargestellt.

Störfall- und Risikountersuchungen zeigen, daß der zuverlässigen Funktion von Druckabsicherungen eine besondere Bedeutung zukommt. In Zusammenarbeit zwischen dem TÜV-Rheinland, dem Rheinisch-Westfälischen TÜV und der GRS wurde deshalb im Auftrag des BMI die „Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken“¹⁾ durchgeführt.

Vor einigen Jahren kam es in einem konventionellen Kraftwerk durch den Ausfall von zwei gesteuerten Sicherheitsventilen zum Versagen des Turbinengehäuses. Daraufhin wurden Funktionsprüfungen unter Einsatz registrierender Meßgeräte entwickelt, die eine wesentlich bessere Beurteilung der Funktionstüchtigkeit erlauben.

Die Ergebnisse solcher regelmäßig durchgeführten Prüfungen wurden im Hinblick auf allgemeine Erfahrungen und auf quantitative Zuverlässigkeitskenngrößen hin ausgewertet. Es handelt sich um Unterlagen zu 1378 Prüfungen an Sicherheitsventilen in konventionellen Anlagen.

Zu diesem Zweck wurde eine Arbeitsunterlage für die Erfassung und Verschlüsselung der eingesetzten Sicherheitsventile und der durchgeführten Prüfungen und ihrer Ergebnisse erstellt. Für die Speicherung und Auswertung der Daten wurde eine Datenbank mit dem bei der GRS installierten Datenbank-Management-System „System 2000“ aufgebaut.

Die quantitative Auswertung zeigt charakteristische Unterschiede zwischen den verschiedenen Bauarten. In Tabelle 8.1 sind die Ergebnisse für Versagens- und Mangelhäufigkeit zahlenmäßig zum Vergleich dargestellt.

Weiterhin wurden alle bekannten Versagen an gesteuerten Druckabsicherungen zusammengestellt und untersucht, inwieweit sie durch Funktionsprüfungen oder entsprechende Auslegungsanforderungen zu vermeiden wären. Hieraus wurden Empfehlungen für verbesserte Prüfungen bzw. Auslegungsanforderungen abgeleitet. Die Ergebnisse der Funktionsprüfungen und Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken wurden im Rahmen einer Besuchsrundreise in Zusammenarbeit mit der Technischen Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber (VGB) erfragt. Dabei zeigte sich, daß die Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken denen in konventionellen Kraftwerken vergleichbar sind. Der Umfang der messenden Prüfung ist teilweise geringer.

Die wichtigsten Ergebnisse der Untersuchungen kann man wie folgt zusammenfassen.

	Eigenmedium				Fremdmedium							
					Luft				Öl			
	erstmalig		wiederk.		erstmalig		wiederk.		erstmalig		wiederk.	
	Anzahl	%	Anzahl	%	Anzahl	%	Anzahl	%	Anzahl	%	Anzahl	%
Funktionsprüfungen	283	100,0	294	100,0	209	100,0	331	100,0	90	100,0	171	100,0
Funktion einwandfrei	91	32,2	148	50,3	138	66,0	285	86,1	75	83,3	148	86,6
Hauptventil öffnet trotz Mangel am Hauptventil	16	5,7	16	5,4	20	9,6	15	4,5	6	6,7	9	5,3
Hauptventil öffnet trotz Mangel an Steuerung	129	45,6	110	37,4	22	10,5	21	6,3	4	4,4	12	7,0
Hauptventil öffnet nicht (Mangel am Hauptventil)	5	1,8	–	–	–	–	1	0,3	–	–	2	1,2
Hauptventil öffnet nicht (Mangel an Steuerung)	11	3,9	4	1,4	–	–	1	0,3	–	–	–	–
Hauptventil schließt nicht (Mangel an Hauptventil)	3	1,1	–	–	2	1,0	–	–	–	–	–	–
Hauptventil schließt nicht (Mangel an Steuerung)	12	4,2	13	4,4	–	–	–	–	–	–	–	–

Tabelle 8.1: Vergleich erstmaliger mit wiederkehrender Prüfung

¹⁾ Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken
Bericht Nr. 911-258/81 Verlag TÜV Rheinland

- Funktionsprüfungen, umfassend durchgeführt mit schreiben dem Gerät, sind geeignet, Funktionsmängel auch im Ansatz festzustellen. Insbesondere ist dabei wichtig, daß das dynamische Verhalten und die Stellkraftreserven zu ermitteln sind. Bewegungsprüfungen und Prüfung des Ansprechdrucks reichen allein nicht aus.
- Bei der Auslegung der Einrichtung müssen ausreichende Stellkraftreserven sowohl beim Hauptventil als auch in der Steuerung vorgesehen werden.
- Für Kernkraftwerke sind je nach Aufgabenstellung der Armaturen für die Funktionsrichtung „Schließen“ zusätzlich Überlegungen notwendig, weil die Öffnungsrichtung in der Auslegung zu Lasten des sicheren Schließens bevorzugt wird.

Die entsprechenden Regelwerke sollten gemäß den im Bericht gegebenen Empfehlungen ergänzt werden.

P. Hönke
Abteilung Betriebsverhalten

8.2 Strukturdynamische Analyse eines dünnwandigen Rohrleitungssystems

Im Rahmen der Begutachtung der Primärkreiskomponenten des Kernkraftwerks Kalkar (SNR-300) wurden von den Gutachtern statische und dynamische Analysen für einen der drei heißen Hauptkühlmittelstränge zwischen der Primärpumpe und den drei Zwischenwärmetauschern durchgeführt.

Bild 8.1 zeigt eine schematische Darstellung und die Hauptabmessungen dieses Rohrleitungsabschnitts, der für die unterschiedlichsten mechanischen und thermischen Betriebs- und Störfallarten ausgelegt ist. Aus der Vielzahl der Lastfälle, für die der Hersteller die Integrität des Rohrleitungssystems nachweist, wurden für die Prüfrechnungen unter anderem

- die langfristig anstehenden Betriebslasten aus dem Rohrleitungseigengewicht, dem Innendruck und aus den behinderten Wärmedehnungen sowie
 - die transienten Betriebslasten, wie sie z.B. durch An- und Abfahrvorgänge hervorgerufen werden,
- ausgewählt.

In Bild 8.2 ist die Isometrie dieses Rohrleitungsstrangs dargestellt, die einem zwischenzeitlichen Planungsstand des Herstellers entspricht. Zur Analyse dieses schwingungsfähigen Systems mit dem Finite-Element-Rechenprogramm für Rohrleitungen NUPIPE wurden die einzelnen Rohrleitungsabschnitte durch Balkenelemente mit diskreten Massen modelliert. Die Großkomponenten Pumpe und Zwischenwärmetauscher wirken aufgrund ihrer großen Massen für die anschließenden Rohrleitungen als feste Einspannungen.

Gemäß ASME-Code, Section III wurden die erhöhte Flexibilität (Nachgiebigkeit) der Rohrleitungskrümmen gegenüber angreifenden Schnittlasten und die zur Bestimmung der Maximalspannungen in den Rohrleitungen vorgesehenen Spannungserhöhungsfaktoren berücksichtigt. Zur Gegenüberstellung mit den zulässigen Beanspruchungen wurden dann die Vergleichsspannungen gebildet.

Die Spannungsermittlung und -bewertung erfolgte entsprechend den Festigkeitsregeln des Herstellers, die von ihm, basierend auf dem ASME-Code, für die maschinentechnischen Komponenten des Kernkraftwerks Kalkar entwickelt wurden. Diese Regeln berücksichtigen auch das zeitabhängige Festigkeitsverhalten des Werkstoffs bei erhöhten Temperaturen.

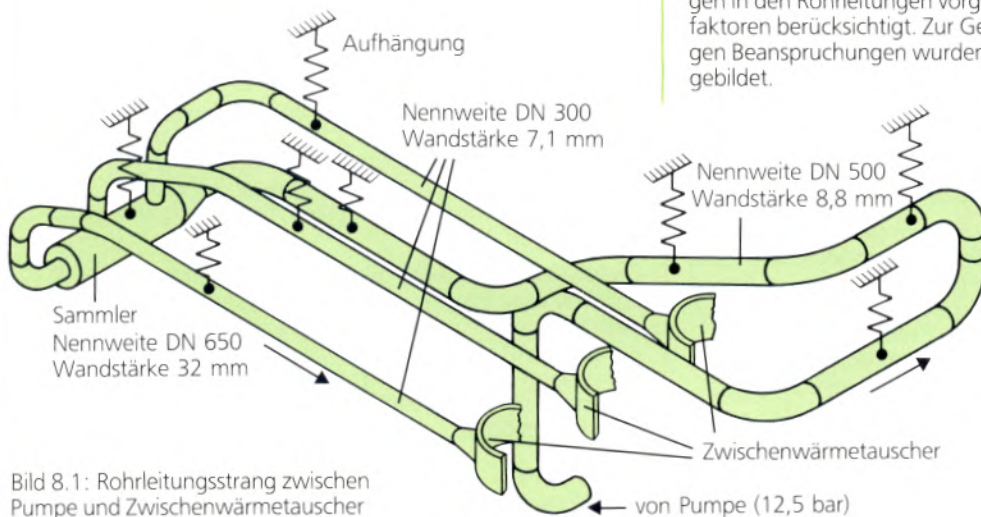


Bild 8.1: Rohrleitungsstrang zwischen Pumpe und Zwischenwärmetauscher

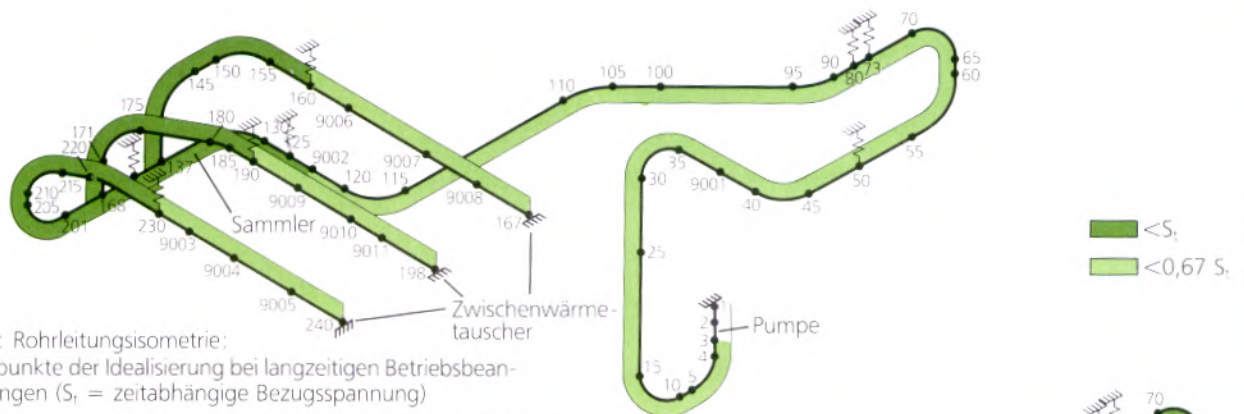


Bild 8.2: Rohrleitungsisometrie:
Massenpunkte der Idealisierung bei langzeitigen Betriebsbeanspruchungen (S_t = zeitabhängige Bezugsspannung)

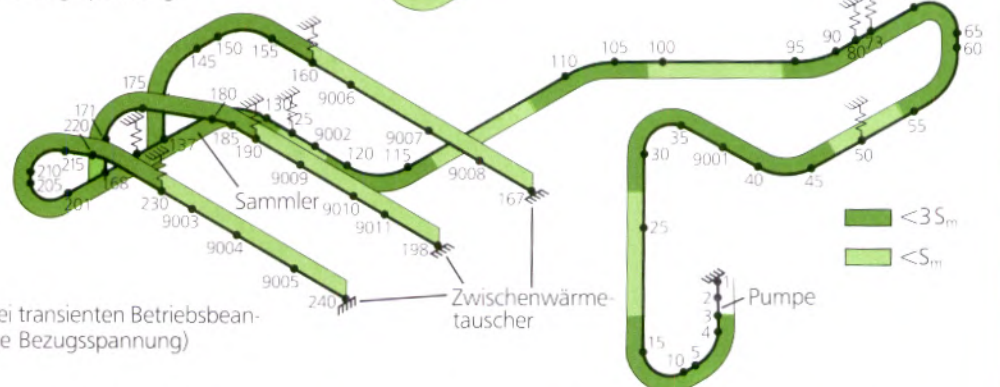


Bild 8.3: Rohrleitungsisometrie:
Massenpunkte der Idealisierung bei transienten Betriebsbeanspruchungen (S_m = zeitabhängige Bezugsspannung)

Die Höhe der Primärspannungsausnutzung in den einzelnen Bereichen des Rohrleitungssystems, wie sie durch die mechanischen Betriebslastanteile Eigengewicht und Innendruck und durch die thermisch bedingten Schnittlasten aus den behinderten Wärmedehnungen verursacht werden, ist in Bild 8.2 dargestellt. Die zeitabhängige Bezugsspannung für die Primärspannungen liegt für den austenitischen Rohrleitungswerkstoff mit $t = 10^5$ h und $T = 550^\circ\text{C}$ bei einem Wert von 75 N/mm^2 .

Die Darstellung der primären Membran- plus Biegespannungen in Bild 8.2 weist den Rohrleitungsstrang in weiten Bereichen als gering belastet aus. Die höhere Spannungsausnutzung der Krümmen in der Nähe des Sammlers wird durch den ausgeprägten Biegeanteil der Belastung und den in den Krümmern zu berücksichtigenden Spannungsüberhöhungsfaktor verursacht.

In Bild 8.3 ist längs der Isometrie des analysierten Rohrleitungsstrangs die Höhe der Primär- plus Sekundärspannungsausnutzung dargestellt, wie sie durch die transienten Betriebslasten der Anlage hervorgerufen werden. Zur Ermittlung dieser, im wesentlichen aus Wärmespannungsanteilen bestehenden Beanspruchungen wurden die jeweils abdeckenden transienten Anlagenzustände aus den unterschiedlichen An- und Abfahrvorgängen einschließlich Reaktorschnellabschaltung und Lastwechsel kombiniert.

Die nach den Festigkeitsregeln des Herstellers zulässige Vergleichsspannungsschwingbreite aus primären Membran- plus Biegespannungen und Sekundärspannungen – als Grundlage für

die sich anschließende Ermüdungsanalyse – liegt für den austenitischen Werkstoff 1.4948 und $T = 550^\circ\text{C}$ bei $39\text{ m} = 225\text{ N/mm}^2$.

Zur Bestimmung der Ermüdungsausnutzung wurde die Spannungsschwingbreite aus Primär- und Sekundärspannungen, abhängig von der konstruktiven Ausführung und der Fertigungsqualität der Teilkomponenten, durch weitere Spannungserhöhungsfaktoren erhöht, um den örtlich begrenzten Einfluß der Spitzenspannungen zu berücksichtigen.

Ein erster Vergleich mit der zulässigen Ermüdungsausnutzung nach den Festigkeitsregeln zeigt, daß das Rohrleitungssystem durch die vom Hersteller geplanten An- und Abfahrzyklen F 500 und die Lastwechsel F 5000 in den geraden Rohrleitungsabschnitten und auch in weiten Krümmern nur gering ausgelastet ist.

Die Beanspruchungshöhe der höher ausgelasteten Stellen des Rohrleitungssystems kann zum Teil bei der Montage der Komponenten durch eine optimierte Rohrleitungsverlegung reduziert werden. Darüber hinaus werden diese Stellen im Rahmen der betriebsbegleitenden wiederkehrenden Prüfungen und des Lebensdauerüberwachungskonzepts der Komponenten besonders berücksichtigt.

M. Glahn
Abteilung Strukturdynamik

8.3 Ein Datenbanksystem zur Handhabung von Meldungen besonderer Vorkommnisse

Kerntechnische Anlagen zeichnen sich durch ein besonderes Maß an Sicherheitsvorkehrungen bei Errichtung und Betrieb aus. Ein wesentliches Mittel, deren Wirksamkeit zu bewerten und sicherzustellen, ist die Auswertung von Erfahrungen, die beim Betrieb der Anlagen gemacht werden.

Mit der Lösung der Frage einer systematischen, bundeseinheitlichen Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen wurde Anfang der siebziger Jahre der beim Länderausschuß für Atomenergie bestehende Arbeitskreis „Aufsicht – Reaktorbetrieb“ beauftragt. Dessen Vorarbeiten führten 1975 zum Beschluß des Länderausschusses, eine zentrale Erfassungsstelle für das Gebiet der Bundesrepublik Deutschland einzurichten. Das damalige IRS, eine der beiden Vorläuferinstitutionen der GRS, wurde vom BMI im Einvernehmen mit den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder mit dem Aufbau einer solchen Stelle („Störfallstelle“) beauftragt. Die Ziele dabei sind,

- eine Wiederholung von Fehlern zu vermeiden,
- Fehlerursachen zu erkennen und zu beseitigen,
- Schwachstellen zu erkennen und zu beseitigen,
- Sicherheitsanalysen in der Praxis zu überprüfen.

Um diese Ziele zu erreichen, werden nicht nur Störfälle, sondern auch Vorkommnisse, die keine Einschränkung des Leistungsbedarfs erfordern, erfaßt.

Die Erfassung der Vorkommnisse erfolgt mit Hilfe formalisierter Meldungen, die von den Betreibern zu erstellen sind. Dazu existieren

- Kriterien, die festlegen, welche Art von Vorkommnissen zu melden sind, und
- Formblätter, auf denen das Vorkommnis durch Text und codierte Angaben dargestellt wird.

Die weitere Bearbeitung hat im wesentlichen die folgenden Schwerpunkte:

- Speicherung,
- statistische Auswertungen,
- Auswahl von Vorkommnissen, die eine weitere Untersuchung erfordern,
- Einzelverfolgung ausgewählter Störungen.

Die Entwicklung der Anzahl der gemeldeten Vorkommnisse aus Kernkraftwerken seit Einführung des formalisierten Meldewesens im Jahr 1975 zeigt Tabelle 8.2.

Die zunehmende Zahl gemeldeter Vorkommnisse aus Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland führte frühzeitig zu der Überlegung, für die Speicherung der anfallenden Daten ein Datenbanksystem einzusetzen.

Einerseits ist damit eine breite Nutzung der vorhandenen Informationen möglich. Andererseits können langfristig nur mit Hilfe der EDV Auswertungen, wie die Erstellung von Übersichten und

Statistiken oder Abfragen zu speziellen Problemstellungen, mit vertretbarem Zeitaufwand durchgeführt werden.

Im Jahr 1978 wurde zur Speicherung der besonderen Vorkommnisse eine Prototyp-Datenbank erstellt. Daraus ging nach ca. einjähriger Erprobung die endgültige Datenbank hervor, die seither verwendet wird. In der Datenbank sind inzwischen alle besonderen Vorkommnisse ab Mitte 1975 abgespeichert.

Zeitraum	Anzahl der Meldungen
1975 ^{*)}	45
1976	146
1977	140
1978	196
1979	204
1980	203

^{*)} nur 2. Halbjahr 1975

Tabelle 8.2: Anzahl gemeldeter Vorkommnisse aus Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland

Inhalt und Struktur der Datenbank

Die Speicherung der besonderen Vorkommnisse erfolgt mit dem in der GRS eingeführten Datenbank-Management-System (DBMS) „System 2000“. Es zeichnet sich durch hohe Flexibilität und Anwendungsfreundlichkeit aus.

Die Datenbank enthält zum einen allgemeine Informationen über die im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Zum anderen werden zu jedem gemeldeten Vorkommnis eine Reihe von Daten teils als Klartext, teils verschlüsselt eingespeichert. Im wesentlichen sind dies:

- Ablauf des Vorkommnisses,
- Art der Entdeckung,
- Auswirkungen,
- Ursachen,
- Behebung,
- Vorkehrungen gegen Wiederholung,
- Angaben zu eventuellen Ableitungen oder Freisetzungen von radioaktiven Stoffen,
- Beschreibung eventueller radiologischer Auswirkungen auf Personen,
- detaillierte Angabe der bei dem Vorkommnis betroffenen technischen Einrichtungen,
- Klassifikation des Vorkommnisses mit Hilfe eines Standard-Auswertungskatalogs.

In Bild 8.4 ist schematisch dargestellt, in welcher Struktur die vorhandenen Informationen in der Datenbank gespeichert sind. Die Datenbank ist anlagenorientiert aufgebaut. In der obersten Hierarchiestufe sind die anlagenspezifischen Daten (z. B. Anlagentyp, Hersteller, Standort usw.) gespeichert. Dadurch brauchen diese Angaben für jede Anlage nur einmal in der Datenbank abgelegt zu werden.

Unter jeder Anlage sind alle Informationen zu Vorkommnissen, die in dieser Anlage aufgetreten sind, angeordnet. Die Angaben zu einem Vorkommnis werden ihrerseits unterteilt in Daten, die pro Vorkommnis nur einmal auftreten (z.B. Beschreibung usw.), und solche, die mehrfach auftreten können (z.B. betroffene Einrichtungen, Ableitungen usw.). Letztere sind auf der untersten Stufe angeordnet.

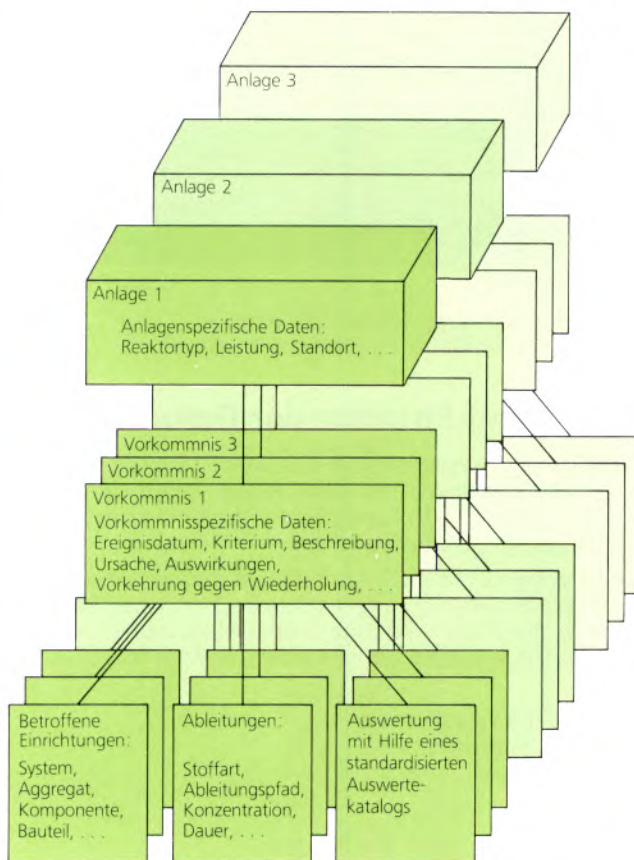


Bild 8.4: Inhalt und Struktur der Datenbank für besondere Vorkommnisse

Zugriffsmöglichkeiten

Die Datenbank ist so aufgebaut, daß alle abgespeicherten Informationen entsprechend den speziellen Wünschen des Benutzers zurückgewonnen werden können. Für Abfragen in der Datenbank finden derzeit zwei Hilfsmittel Verwendung:

- die datenbankeigene Sprache „Immediate Access“ und
- eine speziell entwickelte, benutzerfreundliche Abfragemöglichkeit.

„Immediate Access“ verfügt über umfangreiche und anpassungsfähige Eigenschaften, die das Wiederauffinden und die Ausgabe von Informationen aus der Datenbank ermöglichen. Der Benutzer kann einzelne Datenwerte oder auch Datengruppen ansprechen. Es können dabei unterschiedliche Datenwerte zusammengefaßt und ausgegeben werden. Ebenso ist eine Sortierung der Datenwerte vor der Ausgabe möglich. In den einzelnen Ausgabebefehlen können komplexe Qualifikationskriterien angewendet werden, damit eine Eingrenzung des relevanten Datenbereichs erreicht wird.

Die benutzerfreundliche Abfragemöglichkeit wurde speziell entwickelt, um üblicherweise auftretende Abfragen bzw. Selektierungen von Vorkommnissen ohne EDV-Kenntnisse durchführen zu können. Für die Datenausgabe stehen drei standardisierte Formen zur Verfügung. „Immediate Access“ kann im Batch-Betrieb verwendet werden, ist aber vor allem für den interaktiven Dialog am Bildschirm konzipiert. Die benutzerfreundliche Abfragemöglichkeit ist nur für den Dialogbetrieb gedacht.

Nutzung der Datenbank

Die Datenbank für besondere Vorkommnisse wird für die verschiedensten Anwendungsbereiche benutzt. Wesentliche Beispiele sind:

- Selektion von Vorkommnissen unter bestimmten Gesichtspunkten. D. h. es werden Vorkommnisse gesucht, die ein oder mehrere vorgegebene Kriterien erfüllen sollen. Ein einfaches Beispiel wäre die Selektion aller Vorkommnisse, bei denen es durch menschliche Fehlhandlung zu einer Schnellabschaltung gekommen ist.
- Schneller und gezielter Zugriff auf die gespeicherten Detailinformationen zu jeweils interessierenden Vorkommnissen.
- Statistische Auswertungen über besondere Vorkommnisse, z.B. Aufschlüsselung der Vorkommnisse nach Meldekategorien, Art der Erkennung oder Ursache. Als Hilfe bietet die datenbankeigene Sprache dazu die Möglichkeit, bereits im Rahmen der erforderlichen Abfragen einfache mathematische Operationen durchzuführen.
- Aktualisierung von Vorkommnissen. Bei Zugang neuer Informationen können alle zu einem Vorkommnis gehörenden Texte oder Daten in kurzer Zeit auf den aktuellen Stand gebracht werden.
- Textverarbeitung, wie Erstellung von Berichten, Übersichtslisten usw.

Zukünftige Entwicklung

Für die Zukunft ist vorgesehen, die Effektivität der Datenbank weiter zu steigern. Dazu sollen die in der Datenbank gespeicherten Informationen, soweit möglich, ergänzt und vervollständigt sowie die Zugriffsmöglichkeiten verbessert werden.

K. Kotthoff, A. Voswinkel
Abteilung Betriebsverhalten

8.4 Störfallerfassung auf internationaler Ebene

Die primäre Verantwortung für die Aufsicht über kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland ruht bei den jeweils zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden der einzelnen Länder. Sie unterliegen dabei, ebenso wie die atomrechtlichen Genehmigungsbehörden, der Gesetz- und Zweckmäßigkeitssicht des Bundes, die vom Bundesminister des Innern wahrgenommen wird. Er wird bei Störfallerfassung und -auswertung von der GRS, in der entsprechende Aktivitäten zentralisiert sind, unterstützt. Vergleichbare Arbeiten werden in den meisten Staaten, die kerntechnische Anlagen errichten und betreiben, bei den zuständigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden durchgeführt. Im Rahmen des internationalen Erfahrungsaustausches bestehen deshalb seit einer Reihe von Jahren mit verschiedenen Staaten des Westens bilaterale Abkommen, die besondere Vorkommnisse beim Betrieb kerntechnischer Anlagen einschließen.

Über die bilaterale Zusammenarbeit auf diesem sicherheitstechnisch wichtigen Gebiet hinaus gab und gibt es verschiedene Ansätze zu einer umfassenderen multilateralen Zusammenarbeit. Auf sie soll im folgenden näher eingegangen werden, wobei zuerst regionale existierende bzw. vorgesehene Systeme angesprochen und abschließend das von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) vorbereitete weltweite System behandelt werden. GRS-Mitarbeiter sind an verschiedenen dieser Aktivitäten unmittelbar beteiligt, so daß uns auch auf diese Weise ein zunehmend größerer Erfahrungsschatz für die Sicherheitsgewährleistung kerntechnischer Anlagen erschlossen wird.

Die Vertreter der Mitgliedsländer in der OECD-NEA¹⁾, in der die führenden, industrialisierten Länder des Westens einschließlich Japan zusammengeschlossen sind, hatten sich schon vor vielen Jahren in den Fachausschüssen CREST²⁾, später CSNI³⁾, Organe geschaffen, in denen der Meinungsaustausch über besondere Vorkommnisse im Betrieb, insbesondere von Kernkraftwerken, kanalisiert werden konnte. Ereignisse aus jenen Jahren, mit denen sich die Fachleute intensiv auseinandersetzten, waren beispielsweise aufgetretene Common-Mode-Ausfälle, Heizrohrschäden in Dampferzeugern, Ribbildung in Speisewasserstutzen von SWR-Druckbehältern, strömungsinduzierte Schwingungen und menschliches Fehlverhalten. Auch waren Sondersitzungen vorgesehen, falls Störfälle dies angezeigt erscheinen ließen. Eine erste derartige Sitzung fand dann auch nach dem bekannten TMI⁴⁾-Störfall im Juni 1980 statt.

Schon vorher hatte der amerikanische CSNI-Vertreter vorgeschlagen, ein zentralisiertes System zur Erfassung und Auswertung der Betriebserfahrungen in Leichtwasserreaktoren aufzubauen. Nach entsprechenden Vorbereitungen wurde dieses „Incident Report-

ing System“ (IRS) im November 1979 für einen 2-jährigen Probebetrieb in Betrieb genommen, nachdem Lösungen für solche Probleme wie Vertraulichkeit, Art des Informationsaustauschs, Aufgaben des Sekretariats, erforderliche formale Festlegungen usw. gefunden worden waren. Nach zögernden Anfängen hat sich nunmehr eine Berichtsfrequenz von etwa 0,35 Vorkommnissen/Betriebsjahr eingestellt. Aufgrund zwischenzeitlich präziserer Meldekriterien wird zukünftig eine Berichtsfrequenz zwischen 0,5 und 1,5 Vorkommnissen/Betriebsjahr erwartet.

Die im IRS-Rahmen ausgetauschten Berichte dienen der Unterrichtung der zuständigen Stellen in den teilnehmenden Mitgliedsländern, nicht der Unterrichtung der Öffentlichkeit. Da nur sicherheitstechnisch signifikante Ereignisse erfaßt werden sollen, ist die Zahl der eingehenden Berichte begrenzt. Statistische Auswertungen, wie sie nur bei umfassenderem Datenmaterial möglich sind, wurden bewußt den nationalen Systemen überlassen. Die Berichte (ein vorläufiger Bericht innerhalb eines Monats, ein detaillierter Bericht innerhalb dreier Monate), verfaßt in den Amtssprachen Englisch oder Französisch, enthalten neben den charakterisierenden Anlagendaten den Ereignisablauf, die Ursachenermittlung, die Abhilfemaßnahmen und die sicherheitstechnische Bedeutung. Koordinatoren in den Mitgliedsländern sind Absender und Empfänger der Berichte, die gewöhnlich für den dienstinternen Gebrauch nach Maßgabe der zuständigen Stellen bestimmt sind. Auf Verlangen des berichtenden Landes kann die Verteilung vertraulicher Berichte auf einen kleineren Kreis beschränkt werden. Das IRS-Sekretariat sammelt die eingehenden Berichte, fordert gegebenenfalls weitere Informationen an und verteilt sie an alle Mitgliedsländer.

Nach dem erfolgreich abgeschlossenen IRS-Probebetrieb wurde inzwischen eine „Incident Analysis Group“ gebildet, deren Aufgabe die Sichtung des eingegangenen Materials und die Auswahl generischer Ereignisse für weitergehende Analysen ist. Kriterien derartiger Ereignisse sind etwa die Berichtsfrequenz, die Übertragbarkeit auf andere Reaktortypen und die internationale sicherheitstechnische Relevanz. Diese Gruppe hat inzwischen getagt, verschiedene generische Vorkommnisse analysiert und wird ihre Arbeit nach Bedarf weiterführen.

Über das zweite, im Aufbau begriffene regionale internationale System, das von den Mitgliedsländern des Rats für Gegenseitige Wirtschaftshilfe (RGW) getragen werden soll, ist bisher nicht mehr bekannt als in dem Beitrag V. A. Sidorenko und O. M. Kovalevich „Development of a Safety Approach for a Soviet Nuclear Power Programme of Increased Size and Wider Scope“ in Stockholm 1980 vorgetragen wurde. Dort heißt es: „... In den letzten Jahren wurde vom zuständigen sowjetischen Ministerium für Energie und Elektrifizierung, dem Hauptauftraggeber für Kernkraftwerke, ein System zur Erfassung und Auswertung von Informationen über Schäden und Ausfälle in allen sowjetischen Kernkraftwerken aufgebaut. Dieses System ist jetzt in Betrieb. Vorgesehen ist, es auf alle Kernkraftwerke auszudehnen, die von der Sowjetunion an andere Länder geliefert werden. Damit wird eine enge Zusammenarbeit zwischen Betreiber und Hersteller/Ersteller eingeleitet, damit der Hersteller anfällige Teile, die einen Schaden verursachen können, identifizieren kann. Ein anderes wichtiges Ziel ist die Aufstellung weitergehender Zuverlässigkeitsanforderungen für die in der Entwicklung befindlichen Kernkraftwerke...“

¹⁾ OECD: Organization for Economic Cooperation and Development
NEA: Nuclear Energy Agency

²⁾ CREST: Committee on Reactor Safety Technology

³⁾ CSNI: Committee on the Safety of Nuclear Installations

⁴⁾ TMI: Three Mile Island

Zu den Aktivitäten, die die IAEQ nach dem TMI-Störfall auf Vorschlag verschiedener Mitgliedsländer zur Verstärkung ihres Engagements in Fragen Reaktorsicherheit unternahm, gehört auch der Aufbau eines weltweiten Systems zur Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken. Zu diesem Zweck wurden zwei Beratergruppen in Wien zusammengerufen, die erste am 17./18. Dezember 1979 und, da die Realisierung der dabei ausgearbeiteten Vorschläge keine nennenswerten Fortschritte erkennen ließ, eine zweite in der Zeit vom 23. bis 27. November 1981, der zur sorgfältigen Vorbereitung noch eine Arbeitsgruppensitzung vorgeschaltet war. Diese zweite Beratergruppe setzte sich aus Vertretern von 22 Mitgliedsländern und 2 internationalen Organisationen zusammen, wobei zwar die Mitglieder von OECD-NEA in der Mehrzahl waren, nichtsdestoweniger eine repräsentative Vertretung der Entwicklungsländer und auch eine aktive Beteiligung aus dem RGW-Bereich erreicht werden konnte.

Die Empfehlungen der Beratergruppe, die am Ende der einwöchigen Beratungen verabschiedet wurden, lassen sich dahingehend zusammenfassen, daß die IAEQ trotz der bisher nicht so ermutigenden Ergebnisse ihre Bemühungen fortsetzen soll, ein weltweites System zur Erfassung, Verbreitung und Durchsicht besonderer Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Signifikanz in Kernkraftwerken aufzubauen. Deshalb sollte die aktive Mitarbeit aller Mitgliedsländer, die bereits jetzt oder in naher Zukunft ein Kernenergieprogramm durchführen, gesucht und dadurch erleichtert werden, daß die Details des IAEQ-Systems den jeweils zuständigen Stellen mitgeteilt und erläutert werden. Um den Erfolg auch wirklich zu sichern, mußte schnell und energisch gehandelt werden, was wiederum den Einsatz geeigneten, qualifizierten und engagierten Personals erfordert. Da andere internationale (regionale) Systeme ähnlicher Ausrichtung bereits existieren bzw. aufgebaut werden, mußten diese parallelen Aktivitäten — mit dem Endziel einer Integration — harmonisiert, insbesondere Doppelarbeit vermieden werden. Deshalb dürften Koordinationstreffen zweckmäßig sein, um den Informationsaustausch, die Kompatibilität der Dokumentationssysteme, vielleicht auch gemeinsame Dokumentationssysteme, und gemeinsame Durchsicht sicherheitstechnisch signifikanter Vorkommnisse zu ermöglichen. Schließlich wären noch der Einsatz von Computerkonferenzsystemen für die schnelle internationale Kommunikation zu erwägen.

Grundlage des weltweiten IAEQ-Systems sind funktionierende nationale Systeme, die die große Anzahl besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken nach einheitlichen Grundsätzen erfassen, auswerten und weiterleiten. Zwar gibt es in den Mitgliedsländern mit größeren Kernenergieprogrammen bereits solche Systeme, doch sind auch eine ganze Reihe anderer Mitgliedsländer, etwa in Osteuropa, Südamerika und Fernost, dabei, entsprechende Systeme aufzubauen. Sie sollten unbedingt miteinander kompatibel sein. Deshalb war ein Teil der Zeit der Beratergruppe dafür reserviert, Zweck und Anwendungsbereich einer Richtlinie zu spezifizieren, nach der solche nationalen Systeme aufgebaut und betrieben werden sollten.

Für die eigentliche Ausarbeitung der Richtlinie, die zwar außerhalb, aber doch in Ergänzung des NUSS¹⁾-Programms geschehen

soll, wird im Laufe des Jahres 1982 eine besondere Arbeitsgruppe eingerichtet. Sie wird dabei weitgehenden Nutzen aus den umfangreichen nationalen und internationalen Erfahrungen mit solchen Systemen ziehen und erprobte Hilfsmittel, z.B. Formblätter, übernehmen können.

Nach Ansicht der Beratergruppe sollten die IAEQ-Mitgliedsländer aus den in ihren nationalen Systemen erfaßten und analysierten besonderen Vorkommnissen nur jene nach Wien berichten, die sie für sicherheitstechnisch signifikant und international interessant halten. Die Berichte sollten, wie in allen einschlägigen Systemen, die die Anlage charakterisierenden Daten enthalten und zunächst in frei fließendem Text, zusammen mit geeigneten Zeichnungen, Diagrammen usw., eine Schilderung von Ereignisablauf, Ursachen, Folgen, Abhilfe, Aktivitätsfreisetzung, Strahlenexposition, Personen- und Anlagenschäden bringen. Dieser Art der primären Berichterstattung, wurde der Vorzug gegenüber einer zu sehr formalisierten Berichterstattung gegeben, die unter Umständen zu einem Verlust an Informationen führen kann. Zusätzliche Formblätter sind jedoch durchaus zugelassen, da sie die Informationsspeicherung in Datenbanken vereinfachen können. Zur Erleichterung der IAEQ-Bearbeitung sollten die Berichte in einer der Amtssprachen abgefaßt sein, tunlichst mit einer englischen Kurzfassung, ergänzende Informationen allerdings könnten in der Originalsprache belassen bleiben.

Das IAEQ-Sekretariat würde, ähnlich wie im OECD-NEA-System, die bei ihm eingehenden Berichte den teilnehmenden Mitgliedsländern übermitteln, vermutlich mit ähnlichen Vorgaben hinsichtlich dienstinterner bzw. vertraulicher Verwendung wie dort. Die vorhandenen Informationen würden, wegen der erwarteten größeren Informationsmenge in der Zukunft, in einem geeigneten Datenbanksystem abgespeichert. Zu überlegen wäre auch noch die möglicherweise angebotene Aufnahme umfangreicher nationaler Informationsmengen oder eine Korrespondenz mit den entsprechenden nationalen Datenbanken, wobei der Rückgriff auf die praktischen Erfahrungen mit INIS²⁾ sicherlich nützlich ist. Aus der immer noch großen Anzahl sicherheitstechnisch wichtiger Vorkommnisse sollten dann diejenigen ausgewählt und, ergänzend zu den nationalen Analysen, einer Durchsicht und Wertung unterzogen, sowie die Ergebnisse dieser Arbeit den zuständigen Stellen in den Mitgliedsländern zur Verfügung gestellt werden. Hierbei sollte das Sekretariat durch eine Arbeitsgruppe unterstützt werden, die in ihrer Zusammensetzung Generalisten und Spezialisten, Kontinuität und Wechsel in den Personen vereinen sollte. Ihre Aufgabe wären die Beurteilung von Analysen und Analysemethoden, die Identifizierung von Tendenzen und Übertragbarkeiten, die Veröffentlichung der Ergebnisse, die Unterstützung von Mitgliedsländern bei der Auswertung besonderer Vorkommnisse u.ä. Darüber hinaus könnten auch andere Mittel zum Erfahrungsaustausch eingesetzt werden, beispielsweise durch Einrichtung eines Technischen Ausschusses oder Abhaltung von Seminaren. Das Zusammenwirken der nationalen Systeme und des weltweiten IAEQ-Systems, das auf eine sinnvolle Arbeitsteilung und Erschließung aller relevanten Erfahrungen mit besonderen Vorkommnissen abzielt, ist in Bild 8.5 nochmals schematisch dargestellt. Ob es in der realen Wirklichkeit auch funktioniert, hängt

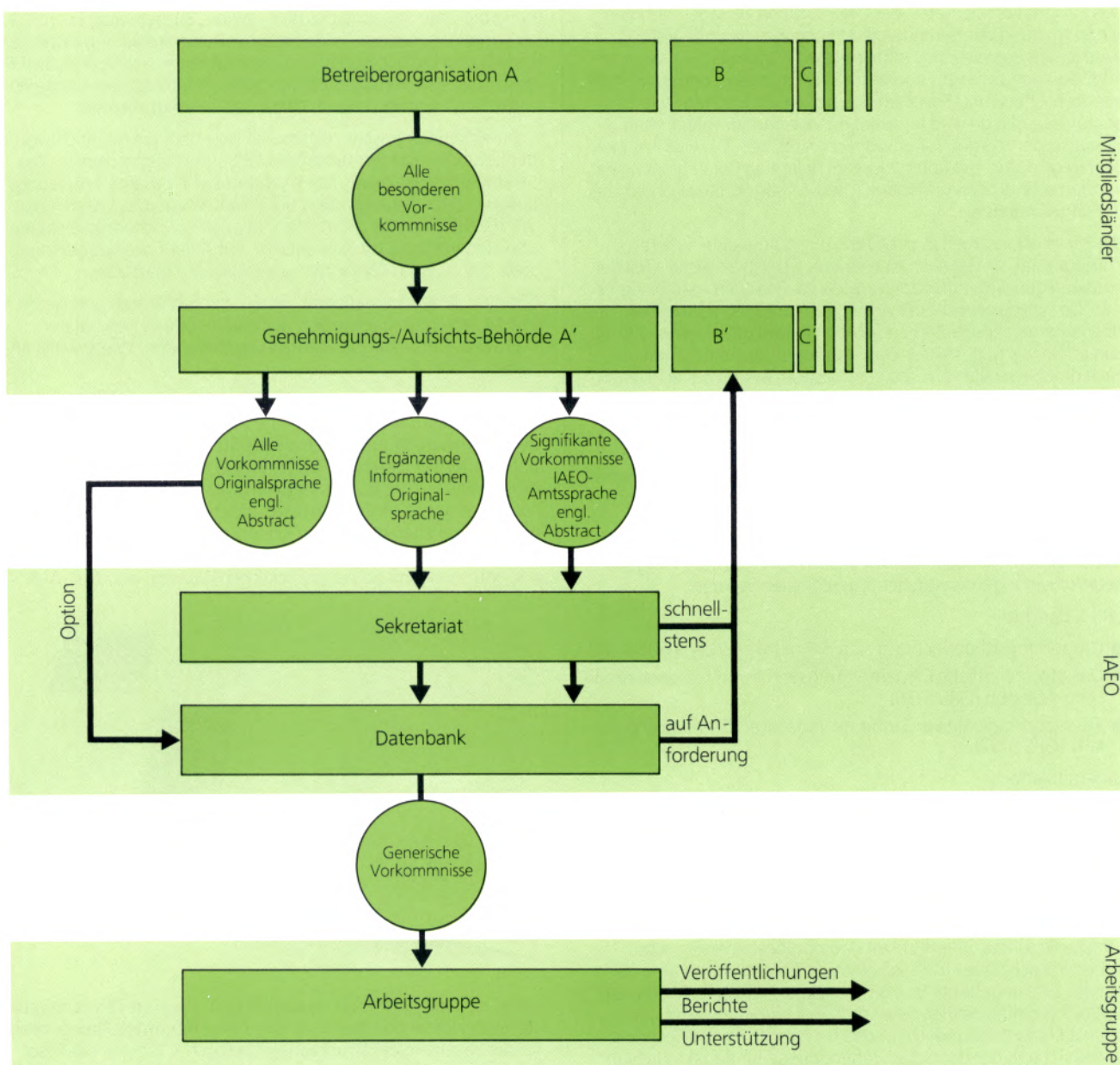


Bild 8.5: Weltweites IAEA-System zur Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken

ausschließlich von der Kooperationsbereitschaft der Mitglieder ab. Ist diese uneingeschränkt gegeben, könnten sogar das existierende OECD-NEA- und das vorgesehene RGW-System darin aufgehen. Bis dahin jedoch wollen die Mitgliedsländer nichts aufgeben, was sich bereits bewährt hat. Der Schlüssel für Erfolg oder Mißerfolg des weltweiten IAEA-Systems liegt zweifellos bei der Sowjetunion mit ihrem großen Schatz einschlägiger Erfahrungen

aufgrund des großen Kernenergieprogramms. Damit wird aber das IAEA-System auch für die Bundesrepublik Deutschland attraktiv, denn es würde mehr Informationen und Serviceleistungen erbringen als andere internationale Systeme.

9. Information

Das Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit in Fragen der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist nach wie vor ungebremst. Wird jemals ausreichende Informiertheit konstatiert werden können? Solange sich nicht nur kleine Randgruppen, sondern Bürger aus allen Alters- und Sozialschichten aktiv um Informationen bemühen, solange wird Information eine immer wieder neue Herausforderung der Verantwortlichen bleiben. Die GRS hat ihren Beitrag geleistet, wie unter anderem belegt wird durch die vielen hundert schriftlichen und mündlichen Anfragen, die alljährlich bei der GRS eingehen.

Die Informationsarbeit in der GRS hat nicht nur eine äußere Komponente, sie hat auch eine innere, die sich als aktiver Teil der notwendigen GRS-Infrastruktur versteht. Bilanziert man beide, so war das Schwergewicht der Arbeit nach draußen verschoben. Die Überlegungen konzentrieren sich nun darauf, die interne Information effektiver zu gestalten. Das Programm für die Information nach draußen sollte vom kostenintensiven aktiven auf ein kostengünstigeres reaktives umgestellt werden.

Bereits vor einigen Jahren wurde das Konzept darauf angelegt, Informationen in der Form aufzuarbeiten, daß ein Schriftenbestand anwachsen konnte, der nicht schnell von aktuellen Ereignissen überholt wurde. Dieses Ziel ist heute nahezu erreicht, denn die GRS kann auf ein inhaltlich abgerundetes und durch zwei Publikationsreihen diversifiziert aufbereitetes Informationspaket zurückgreifen. Die vorhandenen Lücken konnten durch folgende Neuerscheinungen weitgehend geschlossen werden:

GRS-S-Berichte:

- Umgebungsüberwachung von Kernkraftwerken (GRS-S-35)
- Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen (GRS-S-36)
- Transport radioaktiver Stoffe im nuklearen Brennstoffkreislauf (GRS-S-37)

GRS-Faltblätter:

- Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente
- Aufsicht und Kontrolle bei Kernkraftwerken
- Transport radioaktiver Stoffe
- Notfallschutz bei Kernkraftwerken

Die GRS-Schriften sind eine geschätzte und gefragte Informationsquelle für die Öffentlichkeit und dort besonders im schulischen Bereich. Dazu trägt sicherlich die Erwartungshaltung bei, von der GRS ungefärbte und differenzierte Aussagen zu erhalten. Als Beweis gelten die Beispiele: Anlässlich einer gemeinsamen Veranstaltung des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) und der deutschen Jugendpresse für Redakteure von Schülerzeitungen wählten die Organisatoren nach sorgfältiger Sichtung vielfältiger Materialien aus unterschiedlichen Quellen gerade diese GRS-Serien zur fachlichen Unterstützung der äußerst skeptischen und der Kernenergie gegenüber kritisch eingestellten Zielgruppe aus. Weiterhin setzten atomrechtliche Genehmigungsbehörden GRS-Schriften im Rahmen der Öffentlichkeitsarbeit ein.

Als sinnvolle Ergänzung zu den schriftlich gegebenen Informationen ist die Teilnahme an Veranstaltungen durch Vortrag und Diskussion zu bewerten. Insbesondere ist in diesem Zusammen-

hang die Unterstützung des BMFT beim „Bürgerdialog Energie“ zu nennen, den dieser im Auftrag der Bundesregierung organisatorisch und fachlich durchführt. Im Rahmen eines mit dem BMFT geschlossenen Vertrages konnten GRS-Referenten bei mehreren förderungswürdigen Veranstaltungen beteiligt werden.

Schmerzlich überrascht zeigten sich viele über die Nachricht von der Einstellung zweier bewährter GRS-Informationsdienste: Die „Aktuellen Meldungen“, eine wöchentliche Zusammenstellung ausgewählter Zeitungsartikel über die Kernenergie, wurden per 30. 10. 1981 und die „Kurzinformationen“, wöchentliche Fakten und Hintergründe zur Kernenergie, mit Ablauf des Jahres eingestellt. Sie wurden Opfer des unerbittlichen Sparstiftes.

Mit den „Kurzinformationen“ ist ein von Fachleuten und Presse seit 14 Jahren gleichermaßen vielbeachteter und geschätzter Dienst aus der Medienlandschaft verschwunden. Was wächst an seinem Platz?

Eine Bestandsaufnahme nach 5 Jahren GRS zeigte vielfältige Kommunikationsmöglichkeiten für die gesamte Belegschaft: Betriebsversammlungen, Schwarzes Brett, Roter Punkt, Informationsblätter der Geschäftsführung. Was fehlte, war ein ortsübergreifendes, beide GRS-Betriebsteile umfassendes Medium, das Münchner und Kölner Mitarbeiter gleichermaßen ansprechen und die Möglichkeiten der aktiven Kommunikation bieten kann. So fiel die Entscheidung für die langdiskutierte Hauszeitschrift noch kurz vor Jahresende mit dem ausdrücklichen Wunsch, eine Null-Aus-



gabe vor Weihnachten herauszubringen. Die enge Terminalsituation stellte das Redaktionsteam vor eine echte Herausforderung, blieb für die Erstellung der Druckvorlage lediglich 1 Woche. Die Resonanz auf die pünktlich erschienene Null-Ausgabe war zwar erfolgversprechend, fordert aber weiter heraus. Die Erscheinungsweise soll zunächst mit den quartalsmäßigen Betriebsversammlungen synchronisiert werden. Das Konzept geht von der Voraussetzung aus, daß Mit-Wissen, Mit-Denken, Mit-Verantwortlichkeit und schließlich Mit-Arbeit im eigentlichen Wortsinn eine Kausalkette darstellen. Diese bildet die eigentliche Basis für die Informationsaufgabe der Hauszeitschrift. Inhaltliche Schwerpunkte sind demnach Informationen der Geschäftsführung über gesamtunternehmerische Ziele und Pläne, Probleme und Erfolge, Informationen

aus dem Personal- und Sozialbereich, Informationen über neue Entwicklungen und erzielte Fortschritte aus den Fachbereichen sowie Interessantes und Berichtenswertes über und von den Mitarbeitern. Grundsätzlich steht die Hauszeitschrift damit jedermann offen. Anspruch und Wirklichkeit? Hoffen wir, daß beide zueinanderfinden. Wenn die erste Resonanz kein Strohfeuer war und sich so fortsetzt, dürfte der Hauszeitschrift eine erfolgreiche Zukunft bevorstehen.



Die GRS hat sich entschlossen, noch eine weitere bedeutende Investition zur Verbesserung der internen Information zu tätigen. Sie zielt unmittelbar auf schnellere und damit effektivere Beschaffung fachspezifischer Informationen für die Sachverständigen ab. Dazu wurden sogenannte IuD-Terminals in unseren Bibliotheken Köln und Garching installiert. Sie sind an das Fachinformationszentrum Energie-Physik-Mathematik (Karlsruhe) angeschlossen und haben damit einen direkten Zugriff auf einen Datenpool mit Millionen gespeicherter Daten. Vorbereitende Kurse zur Ausbildung an diesen Geräten haben alle Mitarbeiter unserer Bibliotheken in Karlsruhe besucht.

Informationen über praktisch alle Fachgebiete, auf denen die GRS arbeitet, können jederzeit direkt und schnell on-line abgerufen werden. Die maschinelle On-line-Suche wird auf der Grundlage eines verbindlichen Fachvokabulars (Thesaurus) mit Suchwörtern (Deskriptoren) und einem eigenen Retrieval-System (DIRS 3 und GQLEM[®]) durchgeführt. Ergebnis einer Suche ist der Ausdruck der relevanten Fachliteratur, wobei zu jeder Veröffentlichung ein Kurzbericht, Titel, Autoren, Sprache des Originals und weitere bibliographische Kenndaten genannt werden.

Gerade die Kenntnis der neuesten Entwicklungen ist für die technisch-wissenschaftliche Arbeit unserer Sachverständigen unabdingbar. Dies kann letztlich auch als Forderung des Atomgesetzes interpretiert werden, wonach der jeweilige „Stand von Wissenschaft und Technik“ beim Bau und Betrieb und somit auch bei der begleitenden Begutachtung zu berücksichtigen ist.

H.-P. Butz
Abteilung Kommunikation

10. Ausbildung von GRS-Mitarbeitern

Nach § 20 des Atomgesetzes können die zuständigen Behörden im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren zu ihrer Beratung Sachverständige hinzuziehen. Viele der rund 300 technisch-wissenschaftlichen Mitarbeiter der GRS sind in diesem Sinne als Sachverständige tätig.

Von den Sachverständigen wird erwartet, daß sie über eine besondere Sachkunde verfügen. Diese besondere Sachkunde wird erworben durch

- die Eingangsqualifikation (Studium an einer Technischen Hochschule, Universität oder an einer staatlich anerkannten Fachhochschule),
- die Ausbildung (Ausbildung = Einweisung plus Weiterbildung) in der Sachverständigenorganisation und
- die Berufserfahrung.

Die Berufserfahrung ist entsprechend ihrer natürlichen Reihenfolge in der obigen Aufstellung zwar an letzter Stelle genannt, jedoch kommt ihr allein wegen ihres Zeitaufwands eine große Bedeutung zu. Sie wird ergänzt und kann in gewissen Grenzen konzentriert und damit ersetzt werden durch eine systematische Ausbildung der Mitarbeiter.

Bei der Ausbildung wird zwischen Einweisung und Weiterbildung unterschieden. An der Einweisung nehmen alle Mitarbeiter teil, die neu in die GRS eingetreten sind. Sie soll die neuen Mitarbeiter mit den organisatorischen Gegebenheiten sowie den grundlegenden und fachspezifischen Anforderungen ihres neuen Arbeitsplatzes bekannt machen. Nach Abschluß der Einweisung nehmen alle Mitarbeiter an der Weiterbildung teil. Sie dient im wesentlichen der Aktualisierung des Grundwissens, der Vertiefung des Fachwissens und der Erweiterung des Fachwissens auf angrenzende Arbeitsgebiete.

Die Ausbildung der Sachverständigen in der GRS erfolgt wie bei den Technischen Überwachungs-Vereinen (TÜV) nach einer gemeinsamen Richtlinie, um eine einheitliche Ausbildung von Sachverständigen sicherzustellen.

Ausbildungsrichtlinie

Die gemeinsame Richtlinie der TÜV und GRS sieht zunächst drei Arten von Seminaren vor, deren Teilnahme für neu einzuweisende technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter obligatorisch ist.

1. In einem sogenannten G-Seminar werden in 10 Grundthemen allgemeine Kenntnisse vermittelt. Sie reichen von den verfassungsrechtlichen Grundlagen und Organen der Bundesrepublik Deutschland über die Mitarbeit von Sachverständigen bei der Weiterentwicklung von Rechtsvorschriften und Regeln der Technik sowie Organisation und Arbeitsgebiete der GRS bis zur Datenverarbeitung im technischen Bereich und im Verwaltungsbereich der GRS (Tabelle 10.1).
2. In einem sogenannten GK-Seminar werden in 13 Grundthemen Kenntnisse zur Kerntechnik vermittelt. Sie reichen von den einschlägigen Gesetzen und Verordnungen des Bundes und der Bundesländer über in- und ausländische Regeln der Technik sowie Grundlagen der Kernphysik bis zu Grundsätzen des radiologischen Arbeits- und Umgebungsschutzes (Tabelle 10.2).

G 1	Verfassungsrechtliche Grundlagen und Organe der Bundesrepublik Deutschland
G 2	Entstehung von Rechtsvorschriften auf Bundes- und Länderebene
G 3	Geschichtliche Entwicklung und Aufgaben der GRS, der Technischen Überwachungs-Vereine und der Vereinigung der TÜV
G 4	Informationssystem von GRS, KTA und Technischen Überwachungs-Vereinen
G 5	Mitarbeit von Sachverständigen bei der Weiterentwicklung von Rechtsvorschriften und Regeln der Technik
G 6	Rechtsstellung der GRS und der Technischen Überwachungs-Vereine und ihrer Mitarbeiter
G 7	Organisation und Zuständigkeiten der GRS
G 8	Arbeitsgebiete der GRS und der Technischen Überwachungs-Vereine
G 9	Berichterstattung, Referats- und Literaturbearbeitung, Bibliothekswesen
G 10	Datenverarbeitung im technischen Bereich und im Verwaltungsbereich der GRS

Tabelle 10.1: Themen der G-Seminare

GK 1	Atomgesetz
GK 2	Verordnungen aufgrund des Atomgesetzes
GK 3	Gesetze und Verordnungen des Bundes außerhalb des Atomgesetzes
GK 4	Gesetze und Verordnungen der Bundesländer
GK 5	Regeln der Technik
GK 6	Internationale und amerikanische Regelung auf dem Gebiet der Kerntechnik
GK 7	Das atomrechtliche Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren
GK 8	Aufbau und Abfassung von Gutachten
GK 9	Grundsätze der Dokumentation
GK 10	Grundlagen der Kernphysik
GK 11	Aufbau und Funktion kerntechnischer Anlagen
GK 12	Grundsätze der Sicherheit kerntechnischer Anlagen
GK 13	Grundsätze des Arbeits- und Umgebungsschutzes

Tabelle 10.2: Themen der GK-Seminare

3. In 6 sogenannten K-Seminaren wird jeweils eines der folgenden fachbezogenen Kerntechnik-Themen behandelt (Tab. 10.3)

- Strahlenschutz und Standort
- Elektrotechnik
- Bautechnik
- Neutronenphysik und thermohydraulische Kernauelegung
- Komponenten
- Verfahrenstechnik, Systemtechnik und Betriebsüberwachung.

Wegen der grundlegenden Bedeutung nimmt bei der GRS jeder Einzuweisende am K-Seminar über Strahlenschutz und Standort teil. Darüber hinaus absolviert er in der Regel noch ein weiteres K-Seminar, dessen Auswahl von dem Arbeitsgebiet abhängt, auf dem er tätig werden soll.

Im Rahmen der Ausbildungsrichtlinie ist weiter vorgesehen, daß neue Mitarbeiter in intensiven Besichtigungen typische kerntechnische Anlagen (vornehmlich Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren) kennenlernen.

Ferner fordert die Ausbildungsrichtlinie, daß auch die forensischen Fähigkeiten gefördert werden, damit der Sachverständige seine Arbeitsergebnisse Dritten in schriftlicher und mündlicher Form logisch und plausibel mitteilen kann.

- | | |
|-----|--|
| K 1 | Fachgebiet Strahlenschutz und Standort
Strahlenmeßtechnik, Aktivitätsfluß, physikalische und biologische Strahleneinwirkung, Strahlenabschirmung, radio-
logischer Arbeitsschutz, Radioökologie, Meteorologie, Hy-
drologie, Standortfragen und Notfallschutzplanung
Federführung: GRS, Köln |
| K 2 | Fachgebiet Elektrotechnik
Elektrische Energieversorgung, Leittechnik (Messen, Steu-
ern, Regeln, Reaktorschutz)
Federführung: TÜV Baden, Mannheim |
| K 3 | Fachgebiet Bautechnik
Bauliche Anlagen, Druck- und Sicherheitsbehälter, Bau-
werksabdichtungen, Strahlenschutzbeton, Brandschutz
Federführung: RW-TÜV, Essen |
| K 4 | Fachgebiet Neutronenphysik und thermohydraulische
Auslegung
Neutronenphysik, Thermohydraulik
Federführung: TÜV Norddeutschland, Hamburg |
| K 5 | Fachgebiet Komponenten
Behälter, Reaktordruckbehälter-Einbauten, Kernbauteile,
Rohrleitungen, Armaturen usw.
Federführung: TÜV Hannover, Hannover |
| K 6 | Fachgebiet Verfahrenstechnik, Systemtechnik und Be-
triebsüberwachung
Thermodynamik, Thermohydraulik, Systemtechnik, Stör-
fallanalyse, Betriebsüberwachung
Federführung: TÜV Stuttgart, Filderstadt |

Organisation der Ausbildung

Ab 1.1.1981 nahm in der GRS die Ausbildung mit 3 hauptamtli-
chen Mitarbeitern ihre Tätigkeit auf. Sie ist der Geschäftsführung
direkt unterstellt und für den Aufbau und die Durchführung von
GRS-Ausbildungsveranstaltungen grundlegender Art und die
Dokumentation verantwortlich. Sie betreut grundsätzlich alle
GRS-Mitarbeiter, begann jedoch vornehmlich mit den technisch-
wissenschaftlichen Mitarbeitern unter Vorzug derjenigen, die
Sachverständigentätigkeiten ausüben werden. Bezüglich ihrer
Aufgaben ist die Ausbildung bei der GRS vergleichbar mit den
Mitarberschulen bei den Technischen Überwachungs-Vereinen.
Entsprechend der weit geringeren Anzahl der zu betreuenden
Mitarbeiter und der Beschränkung auf das Fachgebiet Kerntechni-
k arbeitet sie jedoch in einem bescheideneren Rahmen als die
Mitarberschule der TÜV.

Im Berichtsjahr 1981 wurden von der Ausbildung viele Gespräche
mit den Entscheidungsbefugten (Geschäftsführung, Bereichsleiter
und Betriebsrat) geführt und im wesentlichen die folgenden
Arbeiten ausgeführt:

- Vorlage von Konzepten zur gesamten Ausbildung samt Doku-
mentation sowie zu Details derselben,
- Vorbereitung und Durchführung je eines einwöchigen G-Semi-
nars in Köln und München,
- Vorbereitung und Durchführung eines zweitägigen K-Seminars
über Strahlenschutz und Standort in Köln,
- Vorbereitung und Durchführung je einer Exkursion zu einem
Kernkraftwerk mit Druck- und Siedewasserreaktor nach Mül-
heim-Kärlich und Gundremmingen,
- Planung und Durchführung von GRS-Kolloquien in Köln und
München zur Querinformation der Mitarbeiter,
- Vermittlung von Kursen für Rhetorik, rationelles Arbeiten und
Fremdsprachen,
- sporadische Auslese der Angebote über fachlich und schulisch
orientierte GRS-externe Veranstaltungen und entsprechende
Information der Bereiche,
- Aufbau einer veranstaltungsbezogenen Dokumentation,
- Beginn der Vorbereitungen zum zweiwöchigen GK-Seminar in
Köln und Garching.

Parallel zu den angeführten Arbeiten der Ausbildung verlief die
interdisziplinäre und spezielle fachliche Weiterbildung der Mitar-
beiter in den zuständigen Fachbereichen.

H. Knüfer

Tabelle 10.3: Themen der K-Seminare

11. Aus dem Bereich Geschäftsstellen

Der Bereich Geschäftsstellen ist im Jahr 1981 eingerichtet worden. Ihm gehören die Geschäftsstellen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), der Strahlenschutzkommission (SSK) und die Arbeits-einheit Wiederaufarbeitung an. Die Geschäftsstelle der RSK betreut darüber hinaus noch das vom BMI eingerichtete Be-ratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit.

11.1 RSK-Geschäftsstelle

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

Mit Anfang des Jahres 1981 begann eine neue 2jährige Beru-fungsperiode der RSK. Der Bundesminister des Innern, Gerhart Rudolf Baum, berief dafür 19 Mitglieder, von denen 15 bereits vorher der RSK angehört hatten. Im Juni wurde ein weiteres Mitglied berufen.

Auf Vorschlag der RSK ernannte der Bundesminister des Innern den Leiter des Instituts für Reaktorentwicklung des Kernfor-schungszentrums Karlsruhe und Inhaber des Lehrstuhls für Reak-tortechnik der Universität Karlsruhe, Prof. Dr. Dieter Smidt, zum 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, zum stellvertretenden Vorsitzenden.

Der BMI veröffentlichte am 15. Dezember 1980 die Bekanntma-chung über die Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission in neuer Fassung. Sie enthält einige Änderungen gegenüber der früheren Fassung vom 25. Mai 1973. Diese Änderungen bestehen im wesentlichen in der Verkürzung der Berufungsperiode der RSK von früher 3 auf jetzt 2 Jahre mit der Möglichkeit einer zweimaligen Wiederberufung der einzelnen Mitglieder (§ 3 Abs. 2) sowie in der Amtszeit des Vorsitzenden, die in unmittelbarer Folge 2 Jahre nicht überschreiten soll (§ 4).

Ergebnisse

Tabelle 11.1. gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1981. Zum Vergleich sind auch die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben. Wie in den Vorjahren hat die RSK-Geschäftsstelle die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse vorbereitet und technisch abgewickelt. Sie unter-stützte die RSK durch Erarbeitung von Beratungsunterlagen (RSK-Informationen) maßgeblich in fachlicher Hinsicht.

Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden – wie bisher – im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 11.2).

Ausschuß	Zahl der Sitzungen	
	1980	1981
Leichtwasserreaktoren	11	9
Natriumgekühlte Reaktoren	6	4
Hochtemperaturreaktoren	2	1
Druckführende Komponenten ¹⁾	14	8
Notkühlung	4	0
Spaltproduktrückhaltung	4	2
Elektrische Einrichtungen	7	6
Bautechnik	0	2
Reaktorbetrieb	8	6
Standortfragen		4
Brennstoffverarbeitung und -lagerung ²⁾	}	3
Wiederaufarbeitung ²⁾	}	3
Endlagerung ²⁾	}	5
Sicherheitsforschung	2	2
Ad-hoc-Ausschuß Sonderfragen		2
gem. Ausschuß RSK/SSK § 28 Abs.(3) StrlSchV	5	5
Beratungsgremien PNP/HHT-Sicherheit	4	4
Sonstige RSK-Veranstaltungen	17	22
RSK-Sitzungen	10	10
Insgesamt:	97	98

¹⁾ früher RSK-Unterausschüsse DRUCKBEHÄLTER und KÜHLMITTELKREISLAUFE

²⁾ früher in RSK-Unterausschuß NUKLEARE ENTSORGUNG

Tabelle 11.1: Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung lfd. Nr. Datum		Bundesanzeiger lfd. Nr. Datum	
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf Sicherheitskonzept	159	15.10.80	55	20. 3.81
THTR-300	Einrichtungen zur Regelung und Abschaltung des Kernreaktors	160	12.11.80	57	24. 3.81
SNR-300	Notkühlsystem, Bodenkühleinrichtung und Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz	160	12.11.80	Veröffentlichung in Vorbereitung	
Mülheim-Kärlich	Sicherheitskonzept	161	17.12.80	64	2. 4.81
KKI	Einrichtung und Betrieb des Wasserstoff-Abbau-Systems	161	17.12.80	64	2. 4.81
KKG	Inbetriebnahme und nuklearer Betrieb	163	18. 2.81	83	6. 5.81
KWW	Errichtung und Betrieb eines unabhängigen Nachkühlsystems (UNS)	164	18. 3.81	140	1. 8.81
Allgemein	Vorhaben zur Unfallproblematik bei Kernkraftwerken	165	29. 4.81	140	1. 8.81
THTR-300	Lüftungssysteme (Primärteil)	167	1. 6.81	222	27.11.81
UAG	Standort und Sicherheitskonzept – Lastfall Flugzeugabsturz – Ökologisches Gutachten	167	1. 6.81	222	27.11.81
DWR allgemein	RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe	169	14.10.81	Veröffentlichung in Vorbereitung	
Biblis C	Standort und Sicherheitskonzept	169	14.10.81	Veröffentlichung in Vorbereitung	
KKI-2	Standort und Sicherheitskonzept	169	14.10.81	Veröffentlichung in Vorbereitung	
DWR allgemein	Weiteres Vorgehen in der Frage der Wartungsluftfilterung bei den Konvoi-Anlagen	170	11.11.81	Veröffentlichung in Vorbereitung	
KKE	Standort und Sicherheitskonzept	170	11.11.81	Veröffentlichung in Vorbereitung	
● Bekanntmachung über die Neufassung der Bekanntmachung über die Bildung einer Reaktor-Sicherheitskommission vom 15. Dezember 1980				10	16. 1.81
● Bekanntmachung über die Zusammensetzung der Reaktor-Sicherheitskommission vom 22. Januar 1981				21	31. 1.81

Tabelle: 11.2 Im Bundesanzeiger im Jahr 1981 veröffentlichte Empfehlung der RSK und von der RSK 1981 ausgesprochene Empfehlungen sowie Bekanntmachungen des BMI zur Neuberufung der RSK

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen des internationalen Erfahrungsaustauschs hat sich die RSK im Jahr 1981 mit verschiedenen Vertretern ausländischer Organisationen für Reaktorsicherheit getroffen. Die folgende Auflistung enthält einen Überblick über Zeiten und Diskussions-schwerpunkte der einzelnen Treffen:

- Mai 1981 in Pierrelatte (Frankreich) mit SCSIN/GPR Besichtigung von EURODIF und TRICASTIN; Beratungsschwerpunkte: Sicherheit von schnellen natriumgekühlten Reaktoren, Qualitätssicherung, Konsequenzen aus dem TMI-Störfall, Vergleich von deutschen und französischen Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke, Risiko-Analysen.
- September 1981 in Washington mit einer Delegation der NRC/ACRS. Zweck der Gespräche war eine Erörterung der Themen: Bruchpostulate bei Großrohrleitungen der Druck-führenden Umschließung von DWR, Strahlenversprödung von Reaktordruckbehältern, Lüftungstechnische Anforderung an die Schaltwarte.
- Oktober 1981 in Bonn mit Vertretern der Firmengemeinschaft GEND (General Public Utility, EPRI, NRC und DOE). Erörtert wurden derzeitige Überlegungen zum Konzept der Aufräumarbeiten im Kernkraftwerk TMI-2, Beratungsschwerpunkte: verantwortliche amerikanische Organisation, Kosten und veranschlagter Zeitraum, Ist-Zustand der Anlage, geplante Aufräumarbeiten und integriertes Sicherheitsforschungsprogramm, Beteiligung nicht-amerikanischer Institutionen.

Fachkunde des verantwortlichen Betriebspersonals von Kernkraftwerken

Nach vorbereitenden Beratungen im Ausschuß REAKTORBETRIEB befaßte sich die RSK mit speziellen Fragen der Ausbildung und der erforderlichen Fachkunde des verantwortlichen Betriebspersonals in Kernkraftwerken. Sie überprüfte die gegenwärtige Praxis der Ausbildung und Fachkundeprüfungen und erörterte mögliche Konsequenzen für die einschlägige Fachkunderichtlinie des BMI. Darüber hinaus befaßte sich die RSK mit Fragen der Anforderungen an das Simulatortraining sowie mit der Weiterentwicklung von Trainingssimulatoren.

Schwerpunkte der Beratung waren:

- Ergänzungen bei den erforderlichen Grundlagenkenntnissen des verantwortlichen Schichtpersonals,
- Lernziele für Situationen, bei denen eine Schädigung des Reaktorkernes vorliegt oder zu besorgen ist,
- Differenzierung der Aufgaben und Kompetenzen der Schicht und der technischen Kraftwerksleitung,
- Ausbau bestehender Trainingssimulatoren,
- neue Trainingssimulatoren für Anlagen der KWU-Baulinie KKG, KKP-II und KWG sowie des KWU-Konvoi-Abwicklungsverfahrens.

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

Im Rahmen der Beratungen zur Erarbeitung eines Entwurfs von Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV bewertete der gemeinsame Ausschuß von RSK/SSK neuere Untersuchungen zum

- Schadensumfang nach einem Kühlmittelverluststörfall,
- Gap-Inventar an Spaltprodukten im Brennstab,
- Verhalten der nach einem Störfall freigesetzten Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter.

Die Untersuchungen zeigten, daß frühere Annahmen über den Umfang und die Art der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte unrealistisch sind. Der gemeinsame Ausschuß schlug geänderte Berechnungsgrundlagen vor. Diese Änderungen wurden auch in die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren übernommen.

Begleitend dazu wurden von der GRS Ingestionsdosisberechnungen nach Maßgabe einiger im Leitlinienentwurf enthaltener Störfälle durchgeführt. Dies führte dazu, daß genauere Festlegungen zu

- der zu unterstellenden Aktivität im Primärkühlmittel,
- den bei Störfällen mit nachfolgender Schnellabschaltung anzunehmenden Spiking-Faktoren,
- dem Einfluß des thermischen und kinetischen Auftriebs auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe,
- der Berücksichtigung des Einflusses des Kühlturms bei den Ausbreitungsrechnungen

in den Leitlinienentwurf eingearbeitet werden konnten.

Vor einer endgültigen Verabschiedung der Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV sind weitere Überlegungen von RSK/SSK und den zuständigen Sachverständigen geplant.

Leichtwasserreaktoren

3. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

Am 14. Oktober 1981 verabschiedete die RSK die 3. Ausgabe der Leitlinien für Druckwasserreaktoren. Diese Ausgabe berücksichtigt alle seit Verabschiedung der 2. Ausgabe erzielten RSK-Beratungsergebnisse, die Leitliniencharakter haben. Im folgenden sind einige Beispiele gegeben. Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island wurden z. B. folgende Forderungen in die Leitlinien aufgenommen:

- Verbesserung der Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach einem Kühlmittelverluststörfall,
- separater unabhängiger Brennelementbecken-Kühlstrang,
- Hochdruckeinspeisung aus dem Sicherheitsbehältersumpf,
- fernbetätigte Entgasung des Reaktordruckbehälters,
- Rückschaltung des Notspeisesystems auf das Netz bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung,
- Verbesserung der Information des Betriebspersonals:
 - Siedeabstandsmessung,
 - Entwicklung einer Füllstandsmessung,
 - verbesserte Temperaturüberwachung im Reaktorkern,
- Stellungsanzeige an Druckhalterventilen,
- Stellungsüberwachung sicherheitstechnisch relevanter Handarmaturen,
- automatischer Lüftungsabschluß bei hoher Aktivität im Sicherheitsbehälter.

In dem Kapitel, das die von der RSK als sinnvoll angesehenen Auslegungsmaßnahmen gegen einen Flugzeugabsturz beschreibt, wurde nach eingehender Prüfung festgelegt, daß bei der Überprüfung der Auslegung von Systemen und Komponenten im Reaktorgebäude gegen aus einem Flugzeugabsturz resultierende Erschütterungen eine statische Ersatzlast zugrunde gelegt werden kann. Dadurch wird eine erhebliche Reduzierung des Nachweisumfanges bei voller Erhaltung des Sicherheitsniveaus erreicht.

Weiterhin hat die RSK in der 3. Ausgabe ihrer Leitlinien die nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik in der Störfallanalyse zu unterstellenden Leckquerschnitte an den Hauptkühlmittelleitungen beschrieben, wobei das Basissicherheitskonzept der Großkomponenten des Primärkreises von entscheidender Bedeutung ist.

In dieser Festlegung wird eindeutig differenziert zwischen Lecks oder Rissen an der Druckführenden Umschließung, die trotz Einführung der Basissicherheit konservativ unterstellt werden (Sekundärmaßnahme) und gegen deren Folgen Vorkehrungen als Berechnungsgrundlage in der Störfallanalyse zu treffen sind (schnellöffnendes Leck von 0,1 Leitungsquerschnitt) und Postulaten für die Auslegung und den Sicherheitsnachweis des Notkühlsystems, des Sicherheitsbehälters und seiner Einbauten sowie der Abstützung der Primärkreiskomponenten (doppelendige Öffnung der Hauptkühlmittelleitungen).

Konvoi-Anlagen

Die RSK behandelte 1981 schwerpunktmäßig das Sicherheitskonzept der zu den Konvoi-Anlagen gehörenden 1300 MW_e-Druckwasserreaktoren Biblis C, Isar 2 und Emsland. Bei der Anlagenauslegung werden die Anforderungen der RSK-Leitlinien (3. Ausgabe) in vollem Umfang berücksichtigt.

Für die Anlagen Biblis C und Isar 2 wurden die Möglichkeiten gegenseitiger Beeinflussungen der geplanten Anlagen mit bereits am Standort vorhandenen Kernkraftwerksblöcken erörtert.

Unabhängig von der Wirksamkeit von Sicherheitseinrichtungen zur Verhinderung von Störfällen hat sich die RSK dazu im Rahmen der Katastrophenschutzvorsorge auch mit Maßnahmen und Einrichtungen befaßt, die gewährleisten, daß bei einem Unfall in einem bereits am Standort vorhandenen Kernkraftwerk, dessen Auswirkungen über die der anlageninternen Auslegungsstörfälle für dieses Kraftwerk hinausgehen, die langfristige Unterkritikalität und Nachwärmeabfuhr für die neue Anlage sichergestellt werden kann. Die RSK nannte für einen solchen Fall geeignete Maßnahmen und stellte zusammenfassend fest, daß sich aus der Möglichkeit gegenseitiger Beeinflussung der Kernkraftwerksblöcke keine signifikante Erhöhung des Risikos am Standort ergibt.

Im Herbst 1981 wurden die Beratungen jeweils mit einer Empfehlung zum Standort und Sicherheitskonzept der einzelnen Anlagen abgeschlossen. Sie besagen, daß gegen die geplante Errichtung der Anlagen unter Erfüllung bestimmter Auflagen aus Sicht der RSK keine Bedenken bestehen.

Kernkraftwerk Grafenrheinfeld

Im Februar des Berichtsjahres schloß die RSK ihre bereits 1980 begonnenen Beratungen zum Kernkraftwerksprojekt Grafenrheinfeld ab. Sie äußerte keine Bedenken gegen die Inbetriebnahme und den Betrieb der Anlage.

Sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen

Die RSK befaßte sich mit der Auswertung der Betriebsberichte der im Jahr 1980 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke der Bundesrepublik Deutschland. Zielsetzung war eine summarische und vergleichende Beurteilung der erzielten Betriebsergebnisse. Aufgrund von Erfahrungen mit den vorliegenden Betriebsberichten schlug die RSK aktualisierte Formblätter für diese Art der routinemäßigen Berichterstattung vor.

Neben einer Auswertung der Jahresberichte befaßte sich die RSK mit den von der GRS erfaßten meldepflichtigen „besonderen Vorkommnissen“. Darüber hinaus beriet sie jeweils aus aktuellem Anlaß über Ereignisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung.

Brennstoffkreislauf

Urananreicherungsanlage Gronau

Die RSK hat auf ihrer 167. Sitzung eine Empfehlung zum Standort und Sicherheitskonzept der Urananreicherungsanlage Gronau ausgesprochen. Zu den radiologischen Auswirkungen durch Störfälle wurde festgestellt, daß unter Bezugnahme auf die vom Sachverständigen vorgelegten Rechnungen die nach § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung für Kernkraftwerke geltenden Planungsrichtwerte deutlich unterschritten werden.

Die RSK ist der Ansicht, daß der Beurteilungsmaßstab der chemotoxischen Belastung sich an entsprechenden konventionellen Anlagen der Chemie orientieren soll.

Weiterhin haben sich die Sachverständigen mit synergistischen Effekten durch die gleichzeitige Abgabe von Radionukliden und chemotoxischen Verbindungen im Falle innerbetrieblicher Störfälle und solcher durch äußere Einwirkungen befaßt. Zu Einwirkungen von außen stellt die RSK fest, daß die Auslegung gegen Erdbeben nach der KTA-Regel 2201.1 und dem BMI-Kriterium 2.6 nur sinngemäß unter Berücksichtigung der Gegebenheiten einer Urananreicherungsanlage erfolgen sollte. Zum Lastfall Flugzeugabsturz stellt die RSK fest, daß wegen der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Ereignisses keine Maßnahmen im Sinne einer Vorsorge gegen Auslegungsfälle erforderlich sind. Maßnahmen gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes sind im Einzelfall einer kerntechnischen Anlage im Sinne einer Restrisikominimierung zu betrachten. Die RSK hat hinsichtlich der Errichtung einer Urananreicherungsanlage am Standort Gronau keine sicherheitstechnischen Bedenken.

Brennelementzwischenlager Gorleben und Ahaus

Auf der Basis ihrer am 19.9.1979 ausgesprochenen Empfehlung zur grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit der trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen in Transportbehältern beriet die RSK über das von der DWK geplante Zentrale Zwischenlager Gorleben.

Zusätzlich zu den früher beratenen Konzeptunterlagen wurden folgende Themenkomplexe behandelt:

- Maßnahmen zur Überprüfung der Integrität der in einem Lagerbehälter befindlichen Brennelemente,
- Bereitstellung besonderer Einrichtungen für den Transport beschädigter Behälter,
- Dauer eines einem unterstellten Flugzeugabsturz folgenden Kerosinbrandes,
- Lastannahmen für die Auslegung gegen Flugzeugabsturz,
- Permeation von Tritium durch die Behälterdichtungen,
- Qualitätssicherung.

Es wurden hierbei keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen eine spätere Betriebsgenehmigung für das Zwischenlager ersichtlich.

Ebenso erscheinen die von der DWK vorgestellte Anordnung und Ausführung der vorgesehenen Lagerhallen und andere notwendi-

gen Gebäudeteile der RSK geeignet, die Transportbehälter des vorgesehenen Typs aufzunehmen und den sicheren Betrieb eines zentralen Trockenlagers zu gewährleisten. Die vom Antragsteller berechneten und vom Gutachter bestätigten Ortsdosisleistungen liegen am Zaun des Lagergeländes unterhalb der Grenzwerte nach § 44 StrlSchV.

Die RSK hat betont, daß nuklearspezifische Fragen nicht Bestandteil der von der Kreisbehörde zu erteilenden Baugenehmigung sein sollten, da den Gebäudeteilen keine wesentliche Abschirmfunktion zufällt. Diese Fragen sollten erst bei der von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt zu erarbeitenden Einlagerungsgenehmigung für Transportbehälter diskutiert werden.

Das konzeptgleiche Zwischenlager Ahaus konnte noch nicht abschließend behandelt werden.

Konzepte für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

Der Ausschuß ENDLAGERUNG hat im Jahr 1981 verschiedene Konzepte für eine Endlagerung radioaktiver Abfälle in Bergwerken diskutiert. Dabei wurden u. a. die Eignung und Nutzungsmöglichkeiten der geplanten Schachtanlage Konrad für die Endlagerung von schwachradioaktiven Abfällen und von Stillelegungsabfällen aus Kernkraftwerken geprüft.

Der Ausschuß stellt fest, daß die Ergebnisse bereits durchgeführter bzw. laufender F&E-Arbeiten darauf hinweisen, daß die Schachtanlage Konrad prinzipiell für die Einlagerung von schwachradioaktiven Abfällen geeignet ist.

Mit dem Versuchsendlagerbergwerk Asse II und dem Salzstock Gorleben behandelte der Ausschuß weitere Konzepte für die Endlagerung in Bergwerken. Nach Ansicht des Ausschusses kann der Sicherheitsbericht für Asse II als Basis für ein erstmalig durchzuführendes Planfeststellungsverfahren für ein Endlager von schwach- und mittelaktiven Abfällen angesehen werden.

Die bisher durchgeführten Standortuntersuchungen in Gorleben haben nach Feststellung des Ausschusses in der Gesamtschau keine Ergebnisse erbracht, die eine Eignung des Salzstockes für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Frage stellen. Es wird daher ausdrücklich empfohlen, das Erkundungsprogramm für den Salzstock Gorleben uneingeschränkt und zügig fortzusetzen, insbesondere das Abteufen der beiden vorgesehenen Tagesschächte und die untertägige Erkundung des Salinars.

Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit

Das Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit hat 1981 in 4 Sitzungen über die Konzepte einer HTR-Zweikreisanlage mit Prozeßdampfauskoppelung und einer HHT-Demonstrationsanlage beraten. Die Ergebnisse wurden in zwei Stellungnahmen zusammengefaßt:

„Sicherheit und grundsätzliche Genehmigungsfähigkeit des Konzeptes der HTR-Zweikreisanlage mit Prozeßdampfauskoppelung“,

„Sicherheitstechnische Grundfragen der HHT-Demonstrationsanlage“.

Beide Stellungnahmen enthalten folgende Gemeinsamkeiten:

- Abschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme erfüllen die Sicherheitsanforderungen.
- Auslegung, Fertigung und sicherer Betrieb der metallischen Komponenten der Kreisläufe sind realisierbar.
- Einschluß radioaktiver Stoffe wird im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen durch eine ausreichende Zahl von Barrieren gewährleistet.
- Bei Unfällen bieten die vorgesehenen Hochtemperaturreaktoren durch ihr Zeitverhalten günstige Voraussetzungen für Notfallschutzmaßnahmen und gewährleisten guten Schutz der Bevölkerung und Umgebung.
- Die Auslegung der nuklearen Systeme und Komponenten gegen Störfälle erfüllt die Anforderungen des § 28 Abs. 3 StrlSchV.
- Für die Standortwahl ergeben sich keine besonderen Anforderungen.

Die HTR-Zweikreisanlage besitzt folgende Konstruktionsmerkmale:

- Die integrierte Anordnung des Primärkreislaufes in exzentrischen Kavernen des Spannbetonreaktordruckbehälters ist realisierbar und sicherheitstechnisch vorteilhaft.
- Dem Strahlenschutz für Beschäftigte und Umgebung ist Rechnung getragen.
- Sicherheitstechnische Probleme bei Koppelung der Reaktoranlage mit einer Kohleveredlungsanlage sind durch Sicherheitsabstände zwischen beiden Anlagen lösbar; eine Aktivitätsübertragung aus der Reaktoranlage in die Gasfabrik kann – auch bei Störfällen – vermieden werden.
- Die Auslegung der nuklearen Systeme und Komponenten gegen Störfälle erfüllt die Anforderungen des § 28 Abs. 3 StrlSchV.

Für die HHT-Demonstrationsanlage kann festgestellt werden:

- Die integrierte Anordnung des Primärkreislaufes und der Gasturbine im Spannbetonreaktordruckbehälter ist realisierbar und sicherheitstechnisch zweckmäßig.
- Für den „heißen“ Liner sind hinsichtlich des Liners, der Linerverankerung und des Betons bei den erhöhten Temperaturen noch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten notwendig.
- Dem Strahlenschutz für Beschäftigte und Umgebung wird beim bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Reparatur- und Wartungsarbeiten insbesondere der Gasturbinenanlage Rechnung getragen.
- Sicherheitstechnische Probleme in bezug auf Anordnung und Betrieb der Gasturbine im Spannbetonreaktordruckbehälter werden ausreichend berücksichtigt. Ein Versagen des Gasturbinenläufers gefährdet nicht die Gesamtsicherheit des Spannbetonbehälters.

Insgesamt erscheinen beide Projekte dem Beratungsgremium sicherheitstechnisch realisierbar, wobei allerdings auf bestimmten Gebieten noch beträchtliche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich sein können.

11.2 SSK-Geschäftsstelle

Die Strahlenschutzkommission (SSK) wurde im Jahre 1974 vom Bundesminister des Innern (BMI) einberufen. Sie hat die Aufgabe, den BMI in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten. Die Beratungsaufträge erhält die SSK in der Regel vom BMI, sie nimmt aber darüber hinaus auch zu selbstgestellten Fragen Stellung.

Bei der SSK sind derzeit sechs Ausschüsse eingerichtet, in denen als Vorbereitung für die Arbeit in der Kommission die Beratung von einzelnen Fachgebieten des Strahlenschutzes stattfindet. Um die Effizienz der Arbeit der SSK zu erhöhen, werden sowohl von der Kommission als auch von den Ausschüssen Arbeitsgruppen eingesetzt, von denen spezielle Beratungsunterlagen sowie Empfehlungen- und Richtlinienentwürfe erarbeitet werden.

Die SSK-Geschäftsstelle unterstützt die Strahlenschutzkommission, die Ausschüsse und die Arbeitsgruppen in ihrer Arbeit. 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.

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

Tabelle 11.3: Sitzungen der SSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

Die Aufgaben der Geschäftsstelle wurden im Berichtszeitraum 1981 unter der Leitung des Geschäftsführers von sechs wissenschaftlichen Mitarbeitern und drei Verwaltungsfachkräften wahrgenommen. Die Anzahl der Sitzungen der einzelnen Beratergruppen im vergangenen Jahr 1981 und zum Vergleich die entsprechenden Zahlen des Jahres 1980 sind in der Tabelle 11.3 wiedergegeben:

Wie der Tabelle zu entnehmen ist, war die Arbeit durch eine starke Zunahme der Sitzungstätigkeit gegenüber dem Vorjahr gekennzeichnet. Aus der Vielzahl der Beratungsthemen seien im folgenden einige Schwerpunkte genannt:

● Novellierung der Strahlenschutzverordnung

Einen wesentlichen Raum in den Beratungen nahmen die Diskussionen zur Novellierung der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) ein. Auslösendes Moment für diese Novellierung ist die Verabschiedung der EG-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen vom 15. 7. 1980 und die damit notwendig gewordene Anpassung des deutschen Strahlenschutzes an diese Richtlinie. Die Beratungen hierzu werden derzeit in einer Reihe eigens eingerichteter Arbeitsgruppen sowie in allen Ausschüssen und in der Strahlenschutzkommission geführt.

● Stellungnahme der SSK zur Entwicklung der Strahlenschutzforschung in der Bundesrepublik Deutschland

Aufgrund einer während des Gesprächs zwischen dem Bundesminister des Innern, Gerhard Rudolf Baum, und der Kommission am 18. Dezember 1980 getroffenen entsprechenden Vereinbarung verabschiedete die SSK in ihrer 33. Sitzung die

„Stellungnahme der Strahlenschutzkommission (SSK) beim Bundesminister des Innern zur Entwicklung der Strahlenschutzforschung in der Bundesrepublik Deutschland“.

Unter Hinweis auf die Zunahme von Tätigkeiten, die mit Expositionen des Menschen durch ionisierende Strahlen und radioaktive Stoffe verbunden sind und die den weiteren Ausbau eines wirksamen Strahlenschutzes für den Menschen und seine Umwelt erforderlich machen, stellt die SSK die folgenden Gebiete zur Lösung der anstehenden Probleme als besonders wichtig dar:

- Das Verhalten radioaktiver Stoffe in der Umwelt und ihr Weg über Nahrungsketten zum Menschen (Radioökologie),
- die biophysikalische Analyse der Energiedeposition in Geweben und Zellen durch externe und interne Strahlenexpositionen (Strahlenbiophysik),
- die Entwicklung biologisch-medizinischer Strahleneffekte von den Primäreignissen über zellbiologische Wirkungen zu pathologischen Prozessen (Strahlenbiologie),
- die Erkennung von Strahlenschäden beim Menschen und die Erarbeitung von Möglichkeiten zu deren Verhütung und Behandlung (medizinische Strahlenbiologie),
- die Verminderung des Strahlenrisikos durch technische Maßnahmen (Strahlenschutztechnik).

In der Stellungnahme werden die unten aufgeführten Fragenkomplexe beispielhaft angesprochen:

Die quantitative Risikoabschätzung durch Emissionen radioaktiver Stoffe bzw. durch Strahlenexposition muß insbesondere im Bereich niedriger Dosen verbessert werden. Der Vergleich des Risikos durch Strahlung und andere Umweltgiften sowie sogenannte synergistische Effekte müßten untersucht werden. Es werden biologische Indikatoren zur Erkennung von Strahlenschäden benötigt.

Die SSK sieht mit großer Sorge, daß trotz der Bedeutung dieser Fragestellungen für weite Lebensbereiche unserer Gesellschaft die strukturelle Entwicklung der beiden Fächer Strahlenbiophysik und Strahlenbiologie sowie die allgemeine Forschungsförderung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes in der Bundesrepublik Deutschland vor allem an den Hochschulen, aber auch an den Großforschungszentren, im Gegensatz zu anderen vergleichbaren Ländern, rückläufig ist. Sie hält es für unabdingbar notwendig, daß bestehende Einrichtungen erhalten und erweitert werden. Vorhandene Lücken in dem Fächerspektrum müssen nach Meinung der Kommission geschlossen werden.

Die geschilderte rückläufige Entwicklung läßt die SSK befürchten, daß der Anschluß an den internationalen Fortschritt mit schwerwiegenden Folgen für die entsprechenden Aufgaben in technischer und medizinischer Anwendung verlorengelht. Sie empfiehlt daher eindringlich allen Verantwortlichen in Bund und Ländern, die Voraussetzungen zu schaffen, daß Strahlenschutzforschung und -lehre dem internationalen Standard entsprechend betrieben werden können. Die SSK ist bereit, Modellvorstellungen für die Förderung dieser Fachgebiete zu erarbeiten und beim konkreten Ausbau an einzelnen Orten beratend mitzuwirken.

● Ersatz langlebiger Radionuklide durch kurzlebige Radionuklide in der nuklearmedizinischen In-vivo-Diagnostik

Mit dieser Empfehlung, die in der 33. Sitzung der SSK verabschiedet wurde, möchte die Kommission dazu beitragen, daß eine Grundsatzforderung des Strahlenschutzes, wie sie im § 42 Abs. 2 der StrlSchV formuliert ist, erfüllt wird:

„... Die durch die ärztlichen Untersuchungen bedingte Strahlenexposition und Inkorporation radioaktiver Stoffe ist ... so weit einzuschränken, wie dies mit den Erfordernissen der medizinischen Wissenschaft zu vereinbaren ist.“

Die SSK empfiehlt dem Bundesminister des Innern, einerseits die Verwendung kurzlebiger radioaktiver Arzneimittel im Bereich der nuklearmedizinischen In-vivo-Diagnostik intensiv zu fördern, andererseits für einen Ersatz solcher nuklearmedizinischen In-vivo-Verfahren Sorge zu tragen, die gelegentlich noch benutzt werden, aber nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Um in Anbetracht der rasch fortschreitenden Entwicklung der nuklearmedizinischen In-vivo-Diagnostik durch neue Technologien auf dem Gebiet der Meßtechnik und Datenverarbeitung sowie durch Bereitstellung neuer radioaktiver Arzneimittel zu erreichen, daß die Strahlenexposition des Patienten das nach dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendige Maß nicht überschreitet, empfiehlt die Strahlenschutzkommission dem Bundesminister des Innern, darauf hinzuwirken, daß

1. die vorgesehene Neufassung der Verordnung nach § 7 Abs. 2 des Arzneimittelgesetzes baldmöglichst verabschiedet wird, damit alle nuklearmedizinisch tätigen Ärzte, d. h. auch die niedergelassenen Ärzte, die Facharztanerkennungen bzw. Fachkundenachweise gemäß der „Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin“ (Rundschreiben des BMI vom 18. 10. 1979, GMBI 1979, Nr. 31) nachweisen können, auch tatsächlich dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende radioaktive Arzneimittel für die nuklearmedizinische Diagnostik verwenden dürfen, und
2. der Umgang mit radioaktiven Arzneimitteln, die wegen unnötig hoher Strahlenexposition des Patienten oder wegen unbefriedigender Bildqualität nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, eingeschränkt wird.

- Stellungnahme der SSK zum Vergleich der Strahlenexposition der Bevölkerung durch Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kohlekraftwerken und aus Kernkraftwerken

Im Jahre 1978 hat die Strahlenschutzkommission eine Arbeitsgruppe eingesetzt mit der Aufgabe, eine Stellungnahme über die Strahlenexposition der Bevölkerung durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Kohlekraftwerken im Vergleich zu denjenigen aus Kernkraftwerken abzugeben.

In ihrer 35. Sitzung stellte die SSK dazu zusammenfassend fest:

Die Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe aus Kohlekraftwerken wird fast ausschließlich durch α -Strahlen, d. h. durch dicht ionisierende Strahlen (mit hohem linearen Energieübertragungsvermögen) verursacht. Demgegenüber resultiert die Strahlenexposition durch Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken aus der Einwirkung von β - und γ -Strahlen, d. h. durch locker ionisierende Strahlen (mit niedrigem linearen Energieübertragungsvermögen).

Bei der Berechnung der Dosiswerte wurde davon ausgegangen, daß sich die Referenzperson ganzjährig am Ort maximaler Immission aufhält und ihren gesamten Nahrungsbedarf vom bodennahen Konzentrationsmaximum deckt. Unter Berücksichtigung dieser Annahme sowie der Unsicherheit der Abschätzung ist zu erwarten, daß die tatsächliche Strahlenexposition (effektive Äquivalentdosis) durch moderne Kohle- und Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland unter den angegebenen Bedingungen in der gleichen Größenordnung liegt und einen Bereich von 0,1 bis 1 mrem pro 1 GW · a elektrische Leistung nicht übersteigt. Die Strahlenexposition durch Emissionen radioaktiver Stoffe aus Braunkohlekraftwerken ist im allgemeinen um etwa den Faktor 5 niedriger als die in der Umgebung von Steinkohlekraftwerken, bei Siedewasserreaktoren ist die Strahlenexposition um etwa den Faktor 4 höher als bei Druckwasserreaktoren. Die zusätzliche Strahlenexposition liegt beim bestimmungsgemäßen Betrieb beider Kraftwerkstypen im Bereich zwischen 1 % und 1 % der mittleren natürlichen Strahlenexposition der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland; sie ist somit klein gegenüber der natürlichen Strahlenexposition. Diese Aussage gilt auch für die Steinkohlekraftwerke, bei denen wegen der angesprochenen Schwankungsbreite der eingehenden Parameter (eingesetzte Kohle, Staubreuehaltung, Verbrennungstemperatur) auch eine höhere Strahlenexposition als bei Kernkraftwerken möglich ist.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß die Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus beiden Kraftwerkstypen beim gegenwärtigen Stand der Abluftreinigung bzw. der Rückhaltetechnik für die Strahlenexposition der Bevölkerung von minimaler Bedeutung sind.

- Fortschreibung der Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer

Im November 1980 wurde in der 40. Sitzung des Ausschusses „Radioökologie“ bei der SSK der Beschluß gefaßt, dem Wunsche des BMI entsprechend eine Fortschreibung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage“ bis zum Sommer 1981 vorzunehmen.

Die Änderungen, die vorgenommen wurden, lassen sich wie folgt einteilen:

- Inhaltliche Änderungen, z.B. in den Abschnitten Vorbemerkung, Definition, ungleichmäßige Emissionen;
- Änderungen in den Tabellenwerken, u.a. Ausbreitungsparameter, Transferfaktoren, Konzentrationsfaktoren, Dosisfaktoren;
- Ergänzungen, z.B. Interpolationsformel für die Ermittlung des Langzeitausbreitungsfaktors für unterschiedliche Schornsteinhöhen, Gleichungen über den Gebäudeeinfluß;
- Harmonisierung des „Abluft“- und des „Abwasser“-Teils der Richtlinie;
- redaktionelle Änderungen, z.B. Querverweise.

Die Strahlenschutzkommission nahm in ihrer 36. Sitzung den vom Ausschuß „Radioökologie“ vorgelegten Entwurf zustimmend zur Kenntnis.

- Empfehlung für die Begrenzung von Kurzzeitableitungen bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor

In ihrer 36. Sitzung hat die SSK folgende „Empfehlung für die Begrenzung von Kurzzeitableitungen bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor“ verabschiedet:

Die potentielle Strahlenexposition durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Luft aus Kernkraftwerken wird bei Zugrundelegung einer konstanten Ableitungsrate mit Hilfe von Langzeitausbreitungsfaktoren berechnet.

Da die Strahlenexposition in der Umgebung von den jeweiligen Ausbreitungsbedingungen abhängt und zudem die Emissionsraten zeitlich nicht konstant sind, werden bei Aktivitätsabgaben mit der Luft zusätzlich zu der Begrenzung der Jahresemissionswerte Begrenzungen der Tageswerte (1/100 des Jahresemissionswertes) festgelegt. Dadurch wird eine statistische Verteilung auf die verschiedenen Ausbreitungsbedingungen und damit die Anwendbarkeit des Langzeitausbreitungsfaktors bei der Berechnung der Strahlenexposition gewährleistet. Die Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV wird sichergestellt, auch wenn die zulässigen Tagesemissionsmengen kurzzeitig abgeleitet werden. Der beim Übergang von Stunden- auf Tagesemissionswerte zu berücksichtigende Einfluß der Schwankungen der Ausbreitungsbedingungen ist im Hinblick auf die in die konservative Gesamtbewertung einzubeziehenden statistischen Faktoren von untergeordneter Bedeutung. Deshalb ist eine zusätzliche Begrenzung von Stundenemissionen nicht erforderlich.

11.3 Arbeitseinheit Wiederaufarbeitung

Durch den Beginn des Genehmigungsverfahrens für eine Wiederaufarbeitungsanlage in Hessen ergab sich auf dem Gebiet der nuklearen Entsorgung eine neue Situation. Das Arbeitsprogramm der Arbeitseinheit Wiederaufarbeitung wurde im Einvernehmen mit dem BMI der neuen Situation angepaßt. Die standortunabhängige Prüfung der Genehmigungsfähigkeit einer großen Wiederaufarbeitungsanlage wurde nicht weiter verfolgt.

Die Auswertung des Statusberichtes der TÜV-Arge NEZ über die Begutachtung des Nuklearen Entsorgungszentrums, Stand 31.5.1979 wurde abgeschlossen, außerdem die Auswertung der Dokumentation über die Veranstaltung „Rede – Gegenrede“ und der Berichte über die „Internationale Bewertung des Kernbrennstoffkreislaufs (INFCE)“.

Mit der Erstellung eines Statusberichtes über den Stand der Technik von in Betrieb und in Bau befindlichen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs sowie eines Statusberichtes über existierende Risiko- und Störfallanalysen für das Gebiet des Kernbrennstoffkreislaufs wurde begonnen. Ferner wurde die Bearbeitung von Fragestellungen zur Kritikalitätssicherheit bei der Wiederaufarbeitung und Refabrikation von Kernbrennstoffen aufgenommen, um Rechenmethoden zu verbessern und zu überprüfen sowie Kritikalitätsparameter für die verschiedenen Spaltstoffsysteme zu ermitteln.

Der Bundesminister des Innern wurde auch direkt durch Mithilfe bei der Erstellung von BMI-Berichten zu Fragestellungen auf dem Gebiet der Entsorgung unterstützt.

Die KTA-Geschäftsstelle hat im Berichtsjahr 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), 3 seines Präsidiums und 79 der verschiedenen Unterausschüsse betreut.

KTA-Unterausschüsse (UA)

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

Darüber hinaus war sie bei zahlreichen Sitzungen externer Arbeitsgremien beteiligt, die für den KTA Vorberichte erarbeiten oder Regelentwürfe vorbereiten. Die Ergebnisse der Regelarbeit, die der Öffentlichkeit vorgelegt werden konnten, bestehen in 4 vom KTA aufgestellten und vom Bundesminister des Innern bekanntgemachten Regeln, darunter 2 geänderte Regeln, und 12 vom KTA verabschiedeten Regelentwürfen, darunter einer für eine Regeländerung. Daneben wurde die Vorbereitung von 2 neuen Regelentwürfen in Angriff genommen, davon einer auf der Grundlage vorangegangener Vorberichte. Ferner wurden 6 Vorberichte in Auftrag gegeben. Für 3 Regeln wurden Änderungsverfahren eingeleitet. Damit umfaßt das KTA-Regelwerk zum Jahresende:

- 28 Regeln (siehe Tabelle 12.1)
- 13 Regelentwürfe (siehe Tabelle 12.2)
- 54 Regelentwürfe in Vorbereitung
- 12 Vorberichte

Auf einige Aktivitäten des KTA sei hier kurz eingegangen.

Die beiden im vergangenen Jahr fertiggestellten Regeln, KTA 3102.3 und KTA 3401.4, vervollständigen als Teilregeln das jeweilige Regelungsthema. Die beiden Regeländerungen schlossen die Überarbeitungen mit dem Ziel ab, die bestehenden KTA-Regeln zu verbessern. In KTA 1201 werden insbesondere die Anforderungen an die Gestaltung von Betriebshandbüchern klarer und detaillierter als bisher gefaßt. Die Vorläuferregel zu KTA 3901 war nur auf Einblockanlagen anzuwenden. In Form einer Teilregel wurden Anforderungen, wie sie an Mehrblockanlagen zu stellen sind, erarbeitet. Diese Anforderungen wurden mit der notwendigerweise überarbeiteten Vorläuferregel durch die Regeländerung zu der neuen Regel zusammengefaßt.

Ein die Regelarbeit des Jahres 1981 kennzeichnendes Ergebnis war die Verabschiedung von 11 Regelentwürfen.

Im Regelentwurf KTA 1301.2 „Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb“ werden Fragen der Organisation des Strahlenschutzpersonals, seine Aufgaben und seine Beteiligung bei Arbeitsabläufen behandelt. Der Regelentwurf zum Teil Auslegung, der aus Bearbeitungsgründen im Jahr 1979 auf zwei Teile aufgeteilten Regel, befindet sich noch in Vorbereitung.

Zum Sachgebiet Gesamtanlage und bauliche Anlagen sind die Regelentwürfe KTA 2201.2 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 2: Baugrund“ und KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ fertig geworden. Das erstgenannte Vorhaben gehört zur sechsteiligen Regel über seismische Einwirkungen. Nachdem die Teile „Grundsätze“ und „Seismische Instrumentierung“ schon seit längerem vorliegen (1975 bzw. 1977), behandelt dieser Teil die Ermittlung und Anwendung von Kenndaten des Baugrunds. Im zweiten der beiden Regelentwürfe werden Bemessungsgrundlagen und Hochwassermaßnahmen angegeben.

Mit den Regelentwürfen KTA 3502 „Störfallinstrumentierung“ und KTA 3503 „Gerätespezifische Eignungsprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems“ sind zwei wichtige Vorhaben aus dem Sachgebiet Instrumentierung und Reaktorschutz der Öffentlichkeit vorgelegt worden.

Der Regelentwurf zum Anhang der Regel KTA 3201.1 „Komponenten des Primärkreises, Teil: Werkstoffe“ enthält die Werkstoffkenndaten für den Vergütungsstahl 20 MnMoNi 5 5. Zu diesem Papier sind ergebnisformbezogene Festlegungen zur chemischen Zusammensetzung, den mechanisch-technologischen Eigenschaften sowie zu Bedingungen der Weiterverarbeitung enthalten. Durch diesen Anhang wird die Regel 3201.1 in wertvoller Weise ergänzt.

Im Jahr 1977 wurde vom KTA aus der Bearbeitung der Primärkreiskomponenten eine Thematik abgetrennt, zu der nun der Regelentwurf KTA 3205.1 „Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen und Ausschlagsicherungen für Primärkreiskomponenten“ fertiggestellt wurde. Der Regelentwurf enthält Anforderungen an Werkstoffe, Auslegung, Herstellung, Qualitätssicherung und Dokumentation.

In KTA 3502 „Störfallinstrumentierung“ wurden die Anforderungen zusammengestellt an Einrichtungen, die den Zustand der Anlage vor, während und nach Störfällen beschreiben und die die Information über Anlagenparameter bei ihrer Annäherung an die Auslegungswerte und bei ihrem weiteren Verlauf wiedergeben. In der Regel KTA 3501 „Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen“ werden Eignungsprüfungen von u. a. auch elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems gefordert. In KTA 3503 „Gerätespezifische Eignungsprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems“ werden die diesbezüglichen Anforderungen festgelegt. Hierbei ist darauf hinzuweisen, daß die Eignungsprüfung eine gerätespezifische Prüfung und nicht eine systemspezifische oder anlagenspezifische Prüfung ist.

KTA-NR.	Fassung	Titel
1201	3/81	Anforderungen an das Betriebshandbuch (ersetzt KTA 1201, Fassung 2/78) ¹⁾
1401	2/80	Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung ¹⁾
1501	10/77	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken ²⁾
1503.1	2/79	Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb ²⁾
1504	6/78	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen ²⁾
2201.1	6/75	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze ²⁾
2201.5	6/77	Teil 5: Seismische Instrumentierung ²⁾
3101.1	2/80	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung
3102.1	6/78	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte ¹⁾
3102.3 ³⁾	3/81	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 3: Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen
3104	10/79	Ermittlung der Abschaltreaktivität
3201.1	2/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Werkstoffe ¹⁾
3201.2	10/80	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
3201.3	10/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Herstellung
3401.1	6/80	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 1: Werkstoffe
3401.2	6/80	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 1: Auslegung, Konstruktion und Berechnung ¹⁾
3401.3	10/79	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Lastannahmen) Teil 3: Herstellung
3401.4 ³⁾	3/81	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Lastannahmen) Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen
3402	11/76	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen ²⁾
3403	10/80	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken (ersetzt Fassung 11/76)
3405	2/79	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit Absolutdruckmethode ²⁾
3409	6/79	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen ²⁾
3501	3/77	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen ²⁾
3603	2/80	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken
3701.1	6/78	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen ²⁾
3702.1	6/80	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken Teil 1: Auslegung
3901	3/81	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke (ersetzt KTA 3901.1, Fassung 3/77)
3902	6/78	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen ²⁾ (ersetzt Fassung 11/75)

KTA-NR.	Fassung	Titel
1301.2	6/81	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken Teil 2: Betrieb
2201.2	12/81	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 2: Baugrund
2207	12/81	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser
Anhang A zu 3201.1	6/81	Werkstoffkenndaten für den Vergütungsstahl 20 MnMoNi 5 5
3201.4	3/81	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung
3205.1	12/81	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen und Ausschlagsicherungen für Primärkreiskomponenten
3404	6/77	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters
3502	12/81	Störfallinstrumentierung
3503	3/81	Gerätespezifische Eignungsprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems
3601	10/79	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken
3602	12/81	Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuerelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
3604	12/81	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken
3701.2	6/81	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken Teil 1: Kernkraft-Mehrblockanlagen
3903	12/81	Prüfungen und Betrieb von Hebezeugen in kerntechnischen Anlagen

Tabelle 12.2: Entwürfe sicherheitstechnischer Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)^{a)}

¹⁾ Liegt im Entwurf in englischer Übersetzung vor

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

³⁾ Im Jahr 1981 vom KTA aufgestellt und vom BfM bekanntgemacht

⁴⁾ Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag, KG, Gereonstraße 18-32, 5000 Köln 1

Die beiden Regelentwürfe KTA 3602 „Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuerelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“ und KTA 3604 „Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken“ gehen ursprünglich auf ein Regelthema zurück. Die Untersuchungen im Vorbericht hatten die Aufteilung auf diese beiden Vorhaben angeregt, um die jeweils spezifischen Gesichtspunkte besser herausarbeiten zu können. In beiden Regeln werden Anforderungen an Transportmittel und gegebenenfalls -wege, an die Orte zur Lagerung und an die Art der Lagerung gestellt.

Durch den Regelentwurf KTA 3701.2 „Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken, Teil 2: Kernkraft-Mehrblockanlagen“ wird der bereits 1978 veröffentlichte Regelteil für Einblockanlagen ergänzt. Der Regelentwurf gilt für Kernkraftwerke mit mehreren Kernkraftblöcken an gleichem Standort. Der Fall einer Verbindung von Kernkraftblöcken mit konventionellen Kraftwerksblöcken ist wegen der großen Zahl der unterschiedlichen Randbedingungen im Regelentwurf nicht behandelt worden.

Mit KTA 3903 „Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in kerntechnischen Anlagen“ ist ein Regelentwurf vorgelegt worden, der in sich abgeschlossen alle Prüfungen von Hebezeugen sowie deren Betrieb behandelt. Um diese geschlossene Darstellung zu erreichen, wurden entsprechende Abschnitte aus der Regel KTA 3902 „Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen“, die gegenwärtig überarbeitet wird, übernommen. In dem Regelentwurf ist der Prüfumfang in detaillierten Prüfschritten ausführlich festgeschrieben worden mit dem Ziel, Erfahrungen, die man nach der bisherigen Vorgehensweise bei der Abwicklung gemacht hatte, zu nutzen und um zu einem eindeutigeren Vorgehen für alle Beteiligten zu gelangen.

Am 24. Juni 1981 fand die 3. Obleutetagung statt, auf der vom Unterausschuß Störfallfragen das von ihm entwickelte „Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen“ vorgestellt und diskutiert wurde. Zweck des Seminars war es, der Empfehlung des KTA-Präsidiums zu folgen und die Arbeit in den Unterausschüssen und Arbeitsgremien auf der Basis dieses Konzeptes in Gang zu setzen. Die hierfür erforderlichen Aufgaben der KTA-Unterausschüsse und Arbeitsgremien wurden erläutert und der organisatorische Ablauf der Maßnahmen dargelegt mit dem Ziel, durch einen auf breiter Ebene erfolgten Erfahrungsaustausch zur Aufstellung einer Regel zu gelangen. Diese zu erarbeitende Regel soll einheitlich und systemunabhängig für ortsfeste Kernkraftwerke anzuwenden sein und

- Ereignisklassen,
- notwendige Schutzziele,
- Grenzwerte und Grenzwertklassen zur Einhaltung der Schutzziele,
- Kriterien für die Zuordnung zwischen Ereignisabläufen, Ereignisklassen und Grenzwertklassen.

festlegen.

Der Verlauf der regen Diskussion ließ erkennen, daß noch einige Fragen klärungsbedürftig sind.

Am 9. Dezember 1981 fand auf Veranlassung des KTA-Präsidiums die 4. KTA-Obleutetagung statt, die wieder der Informationsvermittlung und dem Meinungsaustausch der Obleute von KTA-Unterausschüssen und Arbeitsgremien dienen sollte. Die Themen der Tagung waren:

- Inhalt und Aufbau von KTA-Regeln,
- Fragen der praktischen Zusammenarbeit bei der Regelvorbereitung und der Fortschreibung von Regeln.

Der erste Themenkomplex behandelte grundsätzliche Sachverhalte bei der Erstellung einer bestimmten Regel wie

- die Anbindung der Regel an übergeordnete Rechtsnormen und Beziehungen zu anderen Regelwerken,
- die sicherheitstechnische Funktion des Regelungsgegenstandes,
- das konkrete sicherheitstechnische Ziel,
- das zugrundeliegende sicherheitstechnische Konzept,

die künftig einer jeden Regel vorangestellt werden sollen, um ihren Hintergrund und ihr Umfeld deutlich zu machen.

Ferner wurden Fragen im Zusammenhang mit der verwaltungsmäßigen Abwicklung von Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren durch die zuständigen Behörden und ihre Behandlung in KTA-Regeln erörtert.

Der zweite Themenkreis diente der Klärung von Fragen bezüglich der praktischen Zusammenarbeit bei der Regelvorbereitung und der Fortschreibung von Regeln. Im einzelnen wurden die Rolle von Auftragnehmer und Arbeitsgremium und ihre Zusammenarbeit mit der Geschäftsstelle, die Kooperation Unterausschuß/ Arbeitsgremium sowie Möglichkeiten fachlicher Zuarbeit von Geschäftsstellenmitarbeitern erörtert.

13. Fünftes GRS-Fachgespräch

In Münchens Hotel Bayerischer Hof fand am 22./23. Oktober 1981 das fünfte GRS-Fachgespräch diesmal zum Thema „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“ statt. Etwa 500 in- und ausländische Teilnehmer aus Wirtschaft, Wissenschaft und Verwaltung wohnten der auf dem Gebiet der Kerntechnik inzwischen schon traditionsreichen Veranstaltung bei.

Wesentlichster Bestandteil der Begutachtung eines Kernkraftwerks ist, zu beurteilen, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu stellenden Sicherheitsanforderungen erfüllt sind. Oberstes Schutzziel für den Betrieb einer Anlage ist hierbei, die Strahlenexposition der Bevölkerung und des Personals auch unterhalb der festgelegten Höchstwerte so gering wie möglich zu halten. Bei einem sehr komplexen System, wie es ein Kernkraftwerk darstellt, bei dem alle Teile starke Rückwirkungen aufeinander ausüben, bleibt es unerlässlich, das Gesamtsystem im Auge zu behalten, um in einem Teilbereich spezielle Sicherheitsanforderungen zu stellen und zu erfüllen. Dazu sind umfangreiche und oft zeitaufwendige Untersuchungen erforderlich, denn letztlich soll als Ergebnis ein Sicherheitsgewinn entstehen. Bei diesem Fachgespräch wurden schwerpunktmäßig neuere Forschungsergebnisse vorgestellt, die das Stadium des rein wissenschaftlichen Interesses verlassen und solche Bedeutung erlangt haben, daß sie im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren diskutiert werden.

Den abendlichen Festvortrag hatte der Schweizer Theologe und Bankfachmann Ernst Bieri unter das Thema „Die Menschlichkeit unserer technischen Zivilisation“ gestellt. Eloquent und humorvoll verstand er es, dem mehr technisch orientierten Zuhörerkreis ein philosophisches Leitmotiv nahezubringen. Ausgehend von verschiedenen Thesen zeigte er sich in seiner Argumentation als engagierter Verfechter dieser Zivilisation. Er berichtete von den erzielten Leistungen dieser Zivilisation, die zu verbesserten Daseinsbedingungen geführt haben, und erläuterte in diesem Zusammenhang u.a. die Begriffe Glück, Zufriedenheit, Bedürfnis und Humanität. Das Homonym Risiko stellte er sowohl in den geschichtlichen als auch in den Kontext der Kernenergie. Dabei verdeutlichte er, daß Forderungen an die Technik immer höher geschraubt werden und sie eine Risikofreiheit bewerkstelligen soll, die im nicht-technischen Bereich aus naturgegebenen Gründen nie erreicht werden kann.

Bernd Schütz (GRS) informierte über den Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten. Er stellte die Vorteile der Risikoabschätzungen heraus, mit deren Hilfe sich in den Anlagen vorhandene Sicherheiten, die schädliche Auswirkungen auf die Umwelt verhindern, aufzeigen lassen. Weit fortgeschritten sind Risikoanalysen in der Kerntechnik. Ein Vergleich mit anderen Energiegewinnungsarten, z.B. der Kohleverstromung, ist durch die großen Unsicherheiten in den Untersuchungsergebnissen noch schwierig. So schwanken die Abschätzungen für Reaktorunfälle aufgrund der fehlenden Erfahrungswerte zwischen etwa 5% und 40% Anteil am Gesamtrisiko der Kernenergie.

Will man regenerative Energiequellen in den Vergleich mit einbeziehen, so stellen sich auch dort noch gravierende Lücken heraus. Systematische Untersuchungen stecken erst in den Anfängen.

Insgesamt wurde jedoch aufgezeigt, daß vergleichende Risikoabschätzungen verschiedener Energieerzeugungsarten mit analogen

Methoden durchgeführt werden können. Praktische Bedeutung haben jedoch vornehmlich Risikoabschätzungen ein und derselben Energieerzeugungsart erlangt. Mit ihrer Hilfe konnten Schwachstellen aufgedeckt und eine Risikominderung erreicht werden.

Anhand des Beispiels Kühlmittelverluststörfall erläuterte Klaus Wolfert (GRS) das Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Programmentwicklung. Er machte deutlich, daß eine sichere Aussage bei der Untersuchung von Störfallabläufen mit Hilfe eines Rechenprogramms neben den analytischen Voraussetzungen vor allem einen erfahrenen Programmanwender erfordert. Unterschiedliche Bewertungen der Aussagesicherheit solcher Analyseprogramme lassen sich durch weitere erhebliche Anstrengungen im experimentellen, analytischen und auch organisatorischen Bereich abbauen.

Im konventionellen Bereich kann der Sachverständige eine Bewertung mit hoher Aussagesicherheit aufgrund von Schadensfällen und Betriebserfahrungen abgeben. In der Reaktortechnik muß wegen der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit von Schadensfällen bei der Bewertung von Kühlmittelverluststörfällen auf analytische Methoden und experimentelle Untersuchungen zurückgegriffen werden.

Roland Meißner (GRS) gab einen Überblick über den gegenwärtigen Stand der Transientenanalyse. Er stellte die unterschiedlichen Bewertungsmaßstäbe für Transientenanalysen in der Reaktorsicherheitsforschung und der Anlagenbegutachtung heraus. Während in der Reaktorsicherheitsforschung möglichst genaue Ergebnisse angestrebt werden, kommt es in der Anlagenbegutachtung darauf an, eine sichere Aussage abzugeben. Vorrangiges Ziel der Transientenanalyse ist, mit größtmöglicher Sicherheit nachzuweisen, daß die übergeordneten Schutzziele der Reaktorsicherheit eingehalten werden. Auch bei der Transientenanalyse wird erneut das Problem fehlender Erfahrungen mit extrem unwahrscheinlichen Ereignissen deutlich. Bei ihnen ist die Absicherung durch Analysemethoden und Experimente nicht vollständig. Dies wird bei den Ergebnissen durch entsprechende Sicherheitszuschläge berücksichtigt. Für die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren zu behandelnden Fälle bestehen jedoch zahlreiche Vergleichsmöglichkeiten und die Modellverifikation ist entsprechend weit fortgeschritten.

Neuere Erkenntnisse bezüglich der Spaltprodukt-, insbesondere der Jodfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen in Leichtwasserreaktoren trug Florentin Lange (GRS) vor. Das Freisetzungsverhalten des Jods aus defekten Brennstäben und seine Rückhaltung an den nachgeschalteten Barrieren, wie Rohrleitungen, Betonwände, Sicherheitsbehälter, haben in letzter Zeit zu vielen Diskussionen und Veröffentlichungen geführt, besonders intensiviert durch Erkenntnisse aus dem TMI-Störfall. Differenziertere Betrachtungsweise zum Bersten der Brennstäbe, Unterscheidungen spezifischer Freisetzungsphasen (kurzfristiger Berstanteil und längerfristiger Auslaganteil) und Berücksichtigung der Löslichkeit der verschiedenen Jodverbindungen im Notkühlwasser zeigen, daß die Jodfreisetzung bei Kühlmittelverluststörfällen erheblich niedriger ist als bisher angenommen. Daraus resultieren Vorschläge für realistischere Parameterwerte, die im Rahmen atomrechtlicher

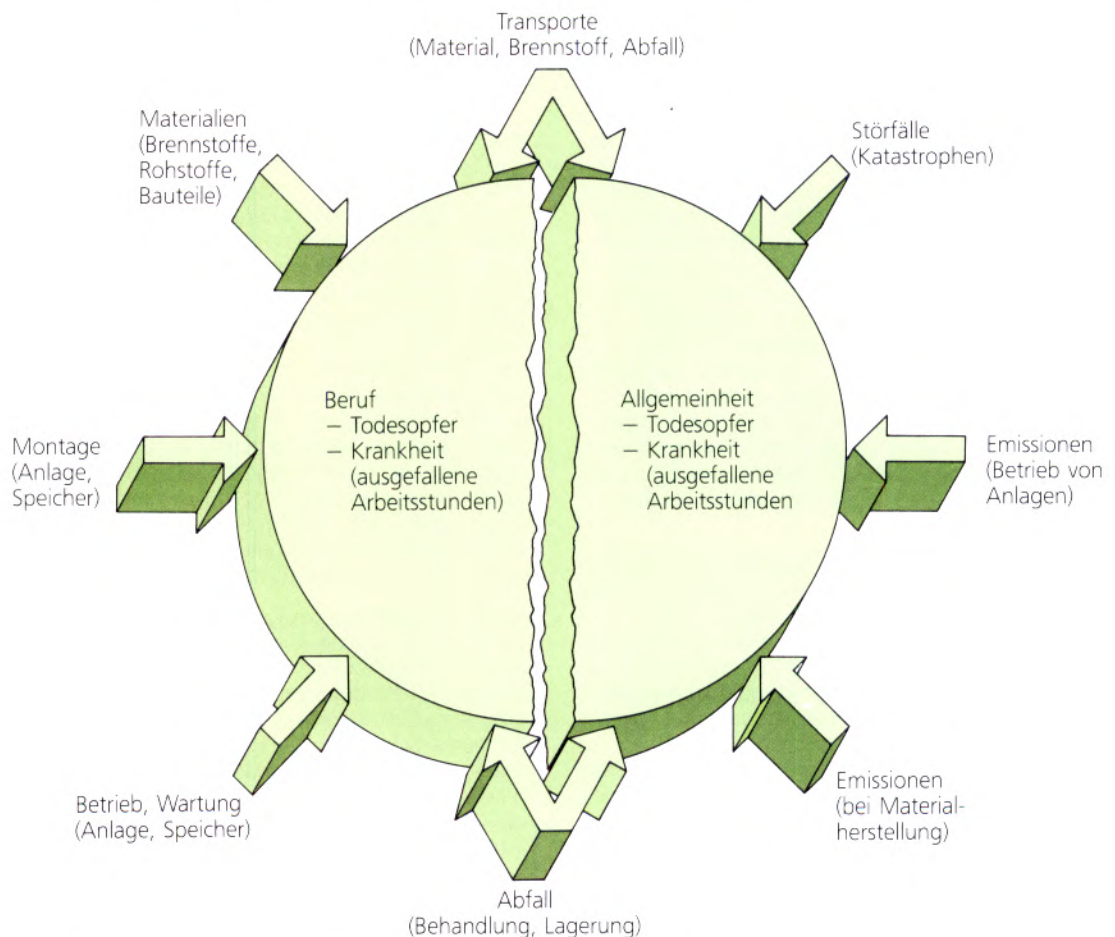
Genehmigungsverfahren unter Beibehaltung pessimistischer Betrachtungsweise angewandt werden können.

Die Relevanz von Dampfexplosionen als Folge eines Kernschmelzunfalls untersuchte Franz Mayinger (TU München) und stellte die Ergebnisse in seinen Ausführungen vor. Sowohl der Rasmussen-Bericht als auch die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke sagen die höchsten Freisetzungsraten in der Umgebung eines Kernkraftwerks für den Fall voraus, daß im Laufe eines Kernschmelzunfalls relativ früh eine Dampfexplosion auftreten würde, die die Integrität des Sicherheitsbehälters beeinträchtigen könnte. Inzwischen lassen experimentelle und theoretische Untersuchungen zur Phänomenologie und Wirkung von Dampfexplosionen realistischere Abschätzungen zu, als dies zur Zeit der Erarbeitung der genannten Studien möglich war. Nur bei einer großen Dampfexplosion treten Kräfte auf, die zur Zerstörung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter führen könnten. Voraussetzung dafür ist jedoch die Vorfragmentierung bei Abtropfen des schmelzenden Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters

oder beim Sumpfeinbruch während der Betonzerstörung durch die Schmelze. Ein derartiger Ablauf ist jedoch aufgrund des hohen Zeitbedarfs nicht möglich. Denn in den Perioden der Core-Desintegration und des Sumpfwassereinbruchs tritt sicher eine Serie kleiner Dampfexplosionen auf, die aber weder den Reaktordruckbehälter noch den Sicherheitsbehälter gefährden, dafür aber um so besser zur Verhinderung einer großen Dampfexplosion mit den befürchteten Auswirkungen beitragen.

Zusammenfassend bleibt festzuhalten, daß auch beim diesjährigen Fachgespräch wieder wichtige Untersuchungen und Analysen aus der Reaktorsicherheitsforschung vorgestellt wurden. Sie haben aufgezeigt, wie in den atomrechtlichen Genehmigungsverfahren durch Einbringen neuer Erkenntnisse Fortschritte erzielt werden können.

H. May
Abteilung Kommunikation



14. Geschäftliche Tätigkeit

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

Die Gesellschaft beschäftigte am 31.12.1981 insgesamt 487 (31.12.1980 472) Mitarbeiter. 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 60278 TDM (1980: 58966 TDM).

Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 14.1 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 – stellvertr. Vorsitzender

Ministerialrat Wolfgang Beyer, Bonn, ab 10.11.1981

Ministerialdirigent Prof. Dr. Franz-Josef Dreyhaupt, Düsseldorf

Ministerialrat Hans Peter Engelhardt, Bonn

Regierungsdirektor Dr. Heinrich Getz, Bonn

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

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

Direktor Prof. Dr. Karl-Heinz Lindackers, Köln

Direktor Dipl.-Ing. Herbert Löhle, Esslingen

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Ministerialrat Werner Obenhaus bis 10.11.1981, Bonn

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel, Bonn

Direktor Dr. Gerhard Wittmann, München

Gesellschafter

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

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

Geschäftsführer

Geschäftsführer der Gesellschaft sind:

Prof. Dr. Adolf Birkhofer

Dipl.-Ing. Otto Kellermann

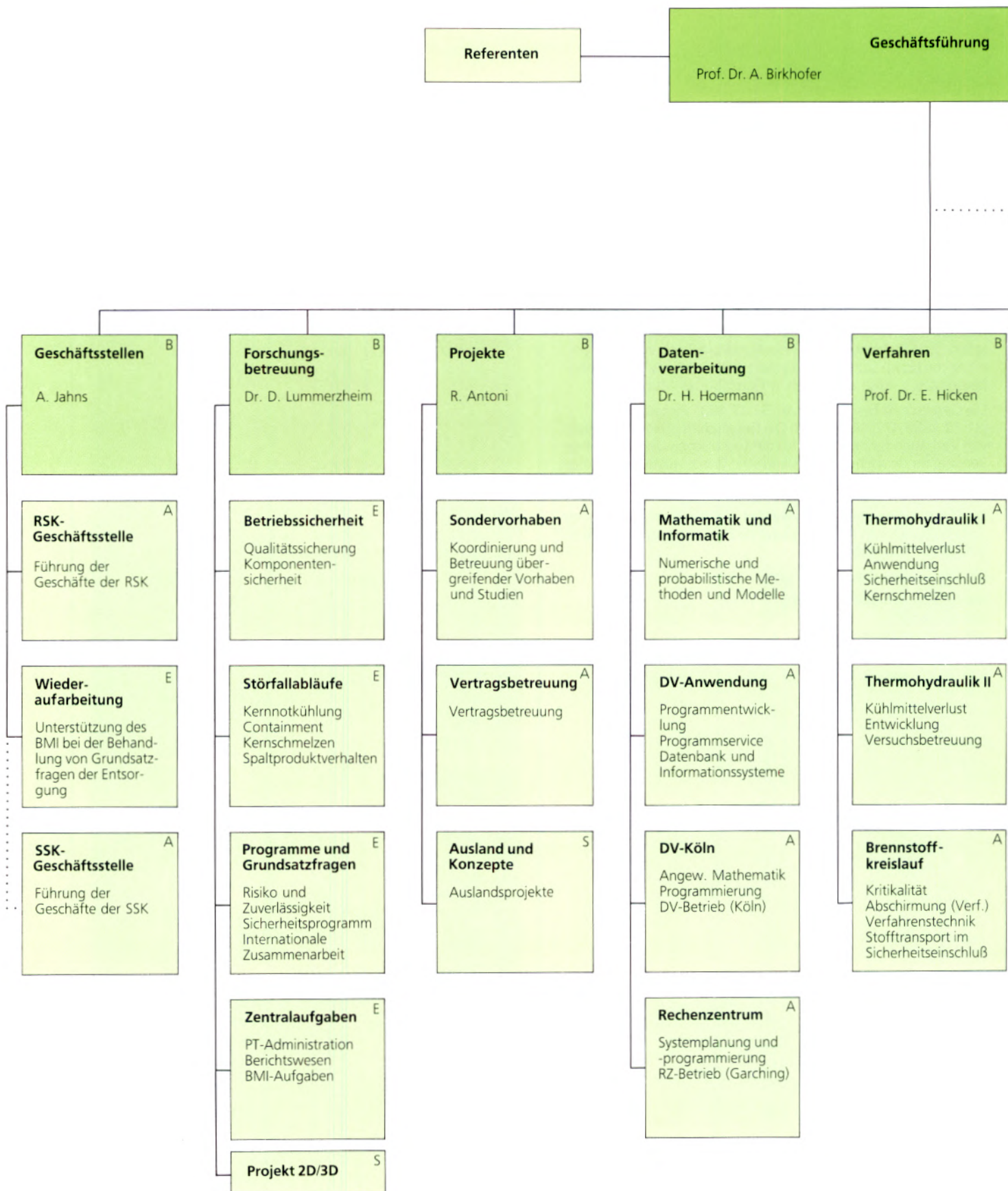
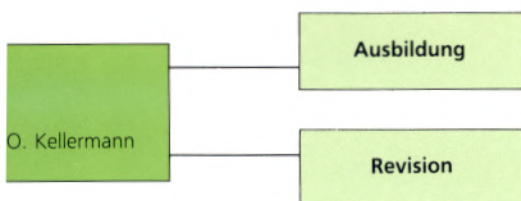


Bild 14.1: Organisation der GRS, Stand 1.1.1982



A = Abteilung
B = Bereich
E = Arbeitseinheit
S = Stabsgruppe

15. Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge

Die GRS-Arbeitsergebnisse finden ihren Niederschlag in Berichten, Studien und Gutachten, die für unsere Auftraggeber (Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Bund und Ländern) erarbeitet werden. In Abstimmung mit ihnen wird ein Teil als GRS-Berichte, als Veröffentlichungen in der Fachpresse und durch Informationsdienste allgemein zugänglich gemacht.

Das allgemein zugängliche Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt. Einzelheiten über das derzeit erhältliche GRS-Schrifttum - Berichtsthemen, Preise, Bezugsbedingungen - können der Broschüre „GRS-Schrifttum“ entnommen werden, die erstmalig Anfang 1982 erscheint.

Nach Gruppen gegliedert, wurden 1981 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

GRS-Informationsdienste

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

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag von Bundesministerien, RSK und SSK wurden Empfehlungen Richtlinien und andere Schriften erarbeitet, gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Wie in den Vorjahren veröffentlichten GRS-Mitarbeiter nicht nur in hauseigenen, sondern auch in externen Medien ihre Arbeitsergebnisse.

Vorträge

GRS-Mitarbeiter hielten Vorträge über ihre Arbeitsergebnisse bei nationalen und internationalen Veranstaltungen.

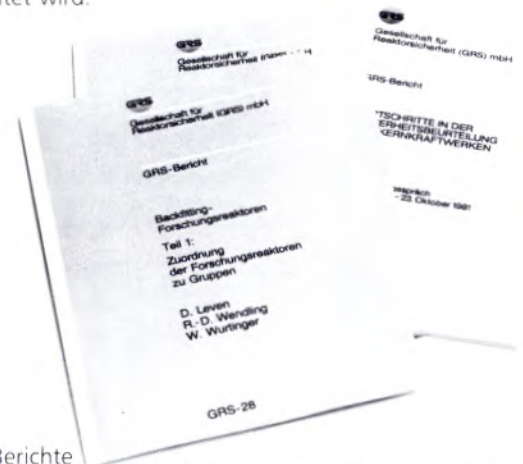
Im Berichtszeitraum erschienen die in den nächsten drei Abschnitten chronologisch zitierten Berichte, Informationsdienste und sonstigen Schriften. Danach werden in alphabetischer Reihenfolge der Autoren die Veröffentlichungen von GRS-Autoren in Büchern und Fachzeitschriften zitiert. Im darauffolgenden Abschnitt werden — ebenfalls in alphabetischer Reihenfolge der Autoren — Vorträge, die im Berichtszeitraum von GRS-Autoren gehalten worden sind, aufgeführt.

GRS-Berichtsreihen

● Jahresberichte

GRS-Jahresberichte werden seit 1977 regelmäßig veröffentlicht. Der Jahresbericht erscheint jeweils im April des dem Berichtszeitraum folgenden Jahres.

Der Jahresbericht gibt neben den für eine GmbH vorgeschriebenen Informationen auch einen Gesamtüberblick über die Tätigkeiten der GRS durch die Beiträge der verschiedenen Fachbereiche, in denen über deren Arbeiten berichtet wird.



● GRS-Berichte

GRS-Berichte werden seit dem 1.1.1977 herausgegeben. Sie enthalten Darstellungen von Themen der Reaktorsicherheit, die für die Öffentlichkeit von Interesse sind, RSK-Empfehlungen und Tagungsniederschriften — z. B. von GRS-Fachgesprächen. Seit 1981 wurden in diese Berichtsreihe auch sogenannte Auftragsberichte aufgenommen, die bisher 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, jetzt von den Auftraggebern zur Veröffentlichung freigegebenen Berichten, werden vorwiegend Spezialgebiete der Reaktorsicherheit behandelt, Programmbeschreibungen gegeben und Untersuchungsabläufe beschrieben. Diese Berichte sind daher vor allem für Fachleute von Interesse. Sie sind in der folgenden Zusammenstellung der 1981 erschienenen GRS-Berichte mit * gekennzeichnet. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum, z. B. GRS— 20 (März 1981). Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken
4. GRS-Fachgespräch Köln, 30.-31.10.1980
Tagungsbericht
GRS-20 (März 1981)

Erdmann W.:
Nachrechnungen zu den beim Battelle-Institut, Frankfurt/Main, durchgeführten Versuchen Nr. 7-9 des Vorhabens RS 246 „Wasserstoffverteilung im Containment“ mit dem Rechenprogramm RALOC.
GRS-21 (Juni 1981)*

Schubert, J. D. und R. Ullrich:
Implementierung von SSYST-1 auf der GRS-Rechenanlage und erste Verifikationsrechnungen
GRS-22 (April 1981)*

Leven, D., R. D. Wendling und W. Wurtinger:
Backfitting - Forschungsreaktoren
Teil 1: Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gruppen
GRS-28 (Oktober 1981)*

Chakraborty, A. K., und R. Zipper:
Vergleiche verschiedener Hüllrohrdeformationen während eines Kühlmittelverluststörfalles
GRS-29 (Mai 1981)*

Neusser, P.:
Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) 1978-1980 (Band 4)
GRS-33 (Juni 1981)

Ergebnisse der Deutschen Risikostudie
3. GRS-Fachkonferenz, München, 18.-19.9.1980
GRS-34 (September 1981) Tagungsbericht

Danzmann, H.-J.:
Kritik der „Stellungnahme zur „Deutschen Risikostudie“ der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)“ des Bremer Arbeits- und Umweltschutz-Zentrums
GRS-36 (August 1981)

- **Stellungnahmen zu Kernenergiefragen**
Diese Stellungnahmen sind eine Fortsetzung der gleichnamigen IRS-Schriftenreihe; sie haben das Report-Siegel GRS-S mit Nummer und Datum, z.B. GRS-S-35 (Juni 1981). Die „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen“ sollen zur Versachlichung der Diskussion über Vor- und Nachteile der Kernenergie beitragen. Im Berichtszeitraum sind erschienen:

May, H.:
Umgebungsüberwachung von Kernkraftwerken
GRS-S-35 (Juni 1981)

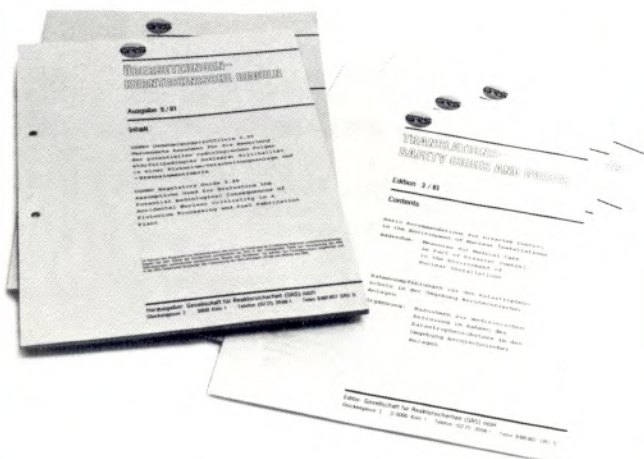
Franzen, L. F.:
Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen
GRS-S-36 (Juni 1981)

Heuse, E., und W. Wienhold:
Transport radioaktiver Stoffe im nuklearen Brennstoffkreislauf
GRS-S-37 (November 1981)

GRS-Informationsdienste

Im Berichtsjahr wurden die nachstehend beschriebenen Informationsdienste regelmäßig herausgegeben:

- **GRS-Kurzinformationen**
Die GRS-Kurzinformationen, die wöchentlich erschienen sind, hatten zum Ziel, Bundes- und Länderbehörden sowie sonstige in- und ausländische Stellen zu unterrichten. In den Kurzinformationen wurden neue Erkenntnisse, Entwicklungen und Vorkommnisse, soweit sie für die Reaktorsicherheit, den Strahlenschutz und die damit zusammenhängenden Fragen von Bedeutung sind, erfaßt.
Insgesamt erschienen jährlich ca. 50 Wochenausgaben mit je 5 bis 6 Kurzinformationen.
Ein Jahresinhaltsverzeichnis, einmal in chronologischer Reihenfolge, einmal nach Schlüsselworten geordnet, ermöglicht raschen Zugriff zu den gesuchten Meldungen der Sammlung.
Dieser Informationsdienst mußte nach 14jährigem Erscheinen im Dezember 1981 aus Kostengründen eingestellt werden.
- **Übersetzungen - Kerntechnische Regeln**
Auf Veranlassung des Bundesministers des Innern (BMI) veröffentlicht die GRS im Rahmen des Programms zur Förderung der Erarbeitung deutscher sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien Übersetzungen ausländischer kerntechnischer Regeln und Richtlinien. Sie werden von Fachübersetzern angefertigt und in der GRS redaktionell bearbeitet. Kennzeichnungen sind eine laufende Nummer und die Jahreszahl. Im Berichtszeitraum sind 6 dieser Übersetzungen erschienen.
- **Translations Safety Codes and Guides**
Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind ebenfalls mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet. Im Berichtszeitraum erschienen 3 dieser Translations.





- **Faltblätter**
Die von der GRS herausgegebenen Falblätter behandeln in kurzer und dem Laien verständlicher Form relevante Themen aus dem Bereich der Kerntechnik. Im Berichtszeitraum sind erschienen:

- Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente
- Aufsicht und Kontrolle bei Kernkraftwerken
- Transport radioaktiver Stoffe
- Notfallschutz bei Kernkraftwerken

Sonstige Veröffentlichungen

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

- Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission:
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe, 14.10.1981
- Der Bundesminister des Innern:
Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
4. Ergänzung: August 1981

Die GRS war im Auftrag des BMI bzw. des BMFT mit der Erarbeitung folgender Berichte beauftragt:

- Der Bundesminister des Innern:
Bericht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland im Jahre 1980
Pressedienst des BMI, Bonn, August 1981

- Der Bundesminister für Forschung und Technologie:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln
- Fachband 2: Zuverlässigkeitsanalyse (ISBN 3-88585-013-3)
- Fachband 2/II: Zuverlässigkeitsanalyse (Anhang) (ISBN 3-88585-013-3)
- Fachband 7: Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen (ISBN 3-88585-018-4)
- Fachband 8: Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse (ISBN 3-88585-019-2)
- German Risk Study - Main Report - A Study of the Risk Due to Accidents in Nuclear Power Plants. A Study by the Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS); Sponsored by the Federal Ministry for Research and Technology; Published by Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, USA; Special Report April 1981 (NP-1804-SR)

In Zusammenarbeit mit dem Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich war die GRS beteiligt an:

KFA und GRS:
Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen. Hauptband zur Phase I B
Jül-Spez 136/Bd 1, Dezember 1981, ISSN 0343-7639

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

- Birkhofer, A.:
Das Risikoproblem in der Technik: Möglichkeiten und Grenzen der Beurteilung technischer Risiken
Bitburger Gespräche, Jahrbuch 1980/81
C.H. Beck'sche Verlagsbuchhandlung, München 1981, S. 61-80
ISBN 3406086411
- Birkhofer, A.:
Aufstellung von Sicherheitsanalysen für Anlagen mit verhältnismäßig großem Gefährdungspotential
Berichtsband zum III. GfS-Sommersymposium, 25. – 27.5.81, München; Peter C. Compes, Gesellschaft für Sicherheitswissenschaft, Universität Gesamthochschule Wuppertal, 1981, S. 217-230
- Büttner, W. E., L. Felkel, R. Manikamika und A. Zapp:
Disturbance Analysis & Alarm Handling
Proceedings Enlarged Halden Program Group Meeting, June 15-19, 1981 Fredrikstad, Norway
- Danzmann, H.-J.:
Aktuelle Sicherheitsfragen bei Kernkraftwerken. Bericht von der Internationalen Konferenz der Wiener Atombehörde
TU-Sicherheit und Zuverlässigkeit in Betrieb und Verkehr, 22. Jahrgang, Nr. 2, Februar 1981, S. 63-6
- Danzmann, H.-J.:
Main Results of the German Nuclear Power Plant Risk Study
In: John W. Lathrop, Ed.: "Planning for Rare Events: Nuclear Accident, Preparedness and Management". International Institute for Applied Systems Analysis Series, Volume 14, Pergamon Press, Oxford 1981
- Ehrenberger, W., und M. Kersken:
Zuverlässigkeits-eigenschaften diversitärer Programmsysteme
Informatik-Fachberichte, Vol. 39, 1981, Springer-Verlag, Berlin – Heidelberg – New York, S. 230-9



Felkel, L. und A. Zapp:
Einsatz von Prozeßrechnern zur On-line Störungsanalyse und Mensch-Maschine-Kommunikation in Kernkraftwerken
Informatik-Fachberichte, Vol. 39, 1981, Springer-Verlag, Berlin – Heidelberg – New York, S. 300/11

Fidorra, J., Th. Mielke, J. Booz und L. F. Feinendegen:
Cellular and Nuclear Volume of Human Cells During the Cell Cycle
Radiation and Environmental Biophysics, No 19/1981 S. 205/14

Franzen, L. F.:
Der lange Weg zu internationalen Sicherheitskriterien
atomwirtschaft atomtechnik (atw) 1981, Band 26, Nr. 3, S. 218/20

Frisch, W., W. Grzesik und A. Schäfer:
Use of Plant Transient Models for the Investigation of Small Breaks in a PWR
Conference Papers of ANS Specialists' Meeting on Small Break Loss-of-Coolant Accident Analysis in LWRs, Monterey, USA, 25-27.8.1981; Seite 3-105/19

Frisch, W.:
Power Plant Simulation in Support of Licensing and Safety Research
Proceedings of the Conference on Simulation Methods for Nuclear Power Systems EPRI-WS-81-212, May 1981

Herkommer, E.:
Verhältnis von atom- und immissionsschutzrechtlichen Genehmigungsverfahren
atomwirtschaft - atomtechnik (atw), Juli 1981, S. 439/43

Hoeld, A., und O. Lupas:
Real-Time Simulation of the Transient Behaviour of Local and Global PWR Core and Plant Parameters
Proceedings of the ANS/ENS International Topical Meeting on "Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems", München, April 27-29, 1981, Band 2, S. 297-314

Hömke, P., E. Mai (TÜV Rhld.) und W. Bung (RWTVU):
Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken
Forschungsbericht 911-258/81, Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln

Kafka, P. und E. Lindauer:
Auswertung und Betriebserfahrungen durch die GRS
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e. V., Essen, 74. Jahrgang, Nr. 1/2, 1981, S. 42-46

Krüfer, H. u.a.:
Menschen im Kernkraftwerk. Wer entscheidet im Ernstfall – Meister oder Ingenieur?
Bild der Wissenschaft, Januar 1981, S. 116-127

Müller, W.:
Strahlenbelastung in deutschen Kernkraftwerken – Entwicklung und Einflußgroßen
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e. V., Essen, 74. Jahrgang, Nr. 1/2, 1981, S. 9-15

Puhr-Westerheide, P.:
Zur Ermittlung des Datenflusses und von Datenfluß-Anomalitäten in PEARL-Moduln
Tagungsband VDI-Fachtagung Prozeßrechner 1981, Springer-Verlag, Berlin – Heidelberg

Sadtler, E.:
Ein sequentiell arbeitendes Mustererkennungssystem mit Bezugsmodell
Informatik-Fachberichte Nr. 49/81, Springer-Verlag, Berlin – Heidelberg, S. 48-54

Schulz, H. und K. Wagner:
Anforderungen an die Qualitätssicherung im Betrieb
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e. V., Essen, 74. Jahrgang, Nr. 1/2, 1981, S. 47-50

Wach, D.:
Neue Überwachungssysteme in Kernkraftwerken
Technische Mitteilungen, Organ des Hauses der Technik e. V., Essen, 74. Jahrgang, Nr. 1/2, 1981, S. 55-65

Weber, G.:
Activation Analysis with Short-Lived Nuclides in Aerosol Physics
Journal of Radioanalytical Chemistry, 1981, Vol. 61, No 1-2, S. 335-344

Vorträge

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

Badur, A. und H. Schürkamp:
DAISY-A Method for Calculating Fluid Structure Interaction Phenomena in Reactor Safety Problems (Theory and Experimental Verification)
SMIRT-6, Paris, 17.-21.8.1981

Bastl, W.:
The Role of Data Analysis and Surveillance in Reliability Analysis
SMIRT 6 (Third International Seminar on: Reliability of Nuclear Power Plants) Paris, 17.-21.8.1981

Bastl, W., B. Schütz und R. Stuger (GTE):
Stand der Risikovergleiche verschiedener Energiegewinnungsarten
5. GRS-Fachgespräch „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“, München, 22.-23.10.1981

Bastl, W. und D. Wach:
Experiences with Noise Surveillance System in German LWRs
NEAP/CNSI, 3rd Specialists' Meeting on Reactor Noise, SMORN III, Tokio, 26.-30.10.1981

Beraha, D., Y. Ercan, A. Hoeld und O. Lupas:
Status of the Core Surveillance Systems at the GRS EHPG-Meeting on Process Computer Applications
Operator Support Systems II (Core Systems), Fredrikstad, 14.-19.6.1981

Beraha, D., und J. Karppinen:
Power Distribution Control by Hierarchical Optimization Techniques
ERS International Topical Meeting: Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, München, 27.-29.4.1981

Bresold, H.
Der Transfer radioaktiver Stoffe in landwirtschaftliche Nutzpflanzen — Ergebnisse neuerer Untersuchungen
Seminar Radioökologie und Strahlenschutz, Fortbildungszentrum Gesundheits- und Umweltschutz Berlin e.V., Berlin, 20.-22.5.1981

Bresold, H.
Wesen und Bedeutung der Radioökologie
Gesamthochschule Wuppertal, Fachgebiet Sicherheitstechnik, Wuppertal, 3.7.1981

Bresold, H.
Ergebnisse zum Transfer von Sr 90 in landwirtschaftliche Nutzpflanzen
Radioökologesymposium, Arbeitsgemeinschaft für Umweltfragen e.V., Stuttgart, 15.-16.10.1981

Birkhofer, A.
Das Risikoproblem in der Technik: Möglichkeiten und Grenzen der Beurteilung technischer Risiken
11. Bitburger Gespräche „Technik und Recht“, Bitburg, 14.-17.1.1981

Birkhofer, A.
Kernenergie — Verantwortbarkeit und Realisierung: Kurz- und langfristige Aspekte
„Energiepolitisches Kolloquium“, Akademie für politische Bildung, Tutzing, 21.3.1981

Birkhofer, A.
Aufstellung von Sicherheitsanalysen für Anlagen mit verhältnismäßig großem Gefährdungspotential
III. GfS-Sommersymposium „Sicherheit — verwirklicht, vergleichbar, tragbar?“ München, 25.-27.5.1981

Birkhofer, A.
Kernenergie- und Reaktorsicherheit
Wissenschaftliches Symposium „Aktuelle Fragen des Umweltschutzes in der Sowjetunion und in der Bundesrepublik Deutschland“ München, 9.-14.11.1981

Bologna, S., W. Ehrenberger, J. R. Taylor und U. Voges:
Prestandardization Activities for Computer Based Safety Systems
Software Engineering Standards Application Workshop, San Francisco, 18.-20.8.1981

Bracht, K. und K. Kotthoff:
German Risk Study Phase A: Core Melt and Containment Behaviour
Commission of the European Communities, Brüssel, 11.-12.6.1981

Bracht, K.
Some Calculations Regarding the Coolability of a Partially Molten Core
Topical Meeting on Reactor Safety Aspects of Fuel Behaviour, Sun Valley, USA, 2.-6.8.1981

Burwell, M. J. und F. J. Ringer:
Calculation of Critical Discharge Rate with a One-Dimensional Finite Difference Model with Consideration of Discharge Geometry
Third Specialists Meeting on Transient Two-Phase Flow, Pasadena/California, USA, 23.-25.3.1981

Butz, H.-P.
Nutzen und Risiko von Kernkraftwerken
Offiziersweiterbildung beim Jagdbombergeschwader 31 „Boelcke“ Kernen, 27.1.1981

Butz, H.-P.
Wie sicher ist sicher genug?
Seminar des DAtF „Von Insidern für Insider“ Bad Honnef, 3.-4.2.1981

Butz, H.-P.
Technische Entwicklung und ihr Einfluß auf die Sicherheit der Gesellschaft im Industriezeitalter
Seminar der Volkshochschule über „Sicherheit als innen- und außenpolitische Aufgabe“, Niederrhein, 17.3.1981

Butz, H.-P.
Risiko von Kernkraftwerken
Seminar der Volkshochschule der Stadt Neuwied über „Risiken und Vorteile der Kernenergie“, Neuwied, 21.3.1981

Danzmann, H.-J.:
Energieprogramm der Bundesregierung — Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik — Bürgerinitiativen — Polizei“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 19.-23.1.1981

Danzmann, H.-J.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie-Umwelt-Qualitatives Wachstum“, Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 26.-29.1.1981

Danzmann, H.-J.:
Die deutsche Risikostudie aus der Sicht des wissenschaftlich-technischen Sachverständigen
Lehrgang „Das Atomenergierecht“ der Technischen Akademie Eßlingen, Ostfildern-Neilingen, 10.-11.2.1981

Danzmann, H.-J.:
Energieprogramm der Bundesregierung — Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik — Bürgerinitiativen — Polizei“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 16.-20.2.1981

Danzmann, H.-J.:
Errichtung einer Wiederaufarbeitungsanlage in Hessen
Ratssitzung und Bürgerveranstaltung der Stadt Warburg, Warburg, 25.2.1981

Danzmann, H.-J.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie-Umwelt-Qualitatives Wachstum“, Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 13.-16.4.1981

Danzmann, H.-J.:
Die Deutsche Risikostudie — Voraussetzungen und Ergebnisse
Strahlenschutzseminar für Mediziner (Fortbildungskurs für ermächtigte Ärzte), Haus der Technik, Essen, 22./23.5.1981

Danzmann, H.-J.:
Störfälle an Kernkraftwerken
Seminar „Sicherheitsaspekte der friedlichen Nutzung der Kernenergie“, Theodor-Heuss-Akademie der Friedrich-Naumann-Stiftung, Gummersbach-Niederselmar, 3.-5.7.1981

Danzmann, H.-J.:
Energieprogramm der Bundesregierung — Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik — Bürgerinitiativen — Polizei“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide — Gimborn, 28.9.-2.10.1981

Danzmann, H.-J.:
Wiederaufarbeitung und Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Kernenergie und polizeiliche Probleme bei der Sicherung von Kernenergieanlagen“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 6.-8.11.1981

Danzmann, H.-J.:
Technische Grundlagen und Probleme bei der Errichtung und dem Betrieb kerntechnischer Anlagen
Seminar „Kernenergie — Bürgerinitiativen — Polizei“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide — Gimborn, 23.-27.11.1981

Danzmann, H.-J.:
Risiken verschiedener Energieversorgungssysteme
„Jugendpressekongreß Energie“ des Bundesministers für Forschung und Technologie und der Deutschen Jugendpresse e.V., Saarbrücken, 4.-6.12.1981

Danzmann, H.-J.:
Energieprogramm der Bundesregierung — Probleme der Sicherung der Energieversorgung
Seminar „Energiepolitik — Bürgerinitiativen — Polizei“, Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Marienheide — Gimborn, 14.-18.12.1981

Ehrenberger, W. und M. Kersken:
Zuverlässigkeitseigenschaften diversitärer Programmsysteme
Fachtagung Prozeßrechner 1981
München, 10.-11.3.1981

Felkel, L.:
Disturbance Analysis Systems
Seminar on Probabilistic Risk Assessment Conducted by TERA-Corp. Berkeley/California, for the Greek Atomic Energy Commission, Athen, Griechenland, 18.-24.5.1981

Felkel, L. und A. Zapp:
Einsatz von Prozeßbrechern zur on-line Störungsanalyse und Mensch – Maschine – Kommunikation in Kernkraftwerken
Fachtagung Prozeßbrecher 1981, München, 10.-11.3.1981

Franzen, L. F.:
Actual Tendencies in Nuclear Safety – Federal Republic of Germany –
Mesa Redonda sobre Estado Actual y Tendencias Internacionales de la Seguridad Nuclear, Universidad Pontificia Comillas, Madrid/Spainien, 12.3.1981

Franzen, L. F.:
Radioaktive Abfälle – Das Entsorgungproblem –
Seminar des Instituts für Strahlenbiologie der Universität Bonn, Bonn 29.4.1981

Franzen, L. F.:
Practice in Estimating the Influence of Natural and Man-made Events on Nuclear Power Plants
Joint Romanian/German Seminar on Nuclear Reactor Safety and Related Topics, Bucharest-Magurele, 5.-7.5.1981

Franzen, L. F.:
Principles and Safety Guides for Nuclear Safety System Design. Comparison between Safety Requirements used in the Federal Republic of Germany and in other Countries
Joint Romanian/German Seminar on Nuclear Reactor Safety and Related Topics, Bucharest-Magurele, 5.-7.5.1981

Franzen, L. F.:
Safety Aspects in Siting Nuclear Power Plants
Yugoslavian/German Seminar on Nuclear Reactor Safety and Radiation Protection, Vinca, Jugoslawien, 27.-28.5.1981

Franzen, L. F.:
Safety Strategy and its Technical Realization
IAEA-Course Nuclear Power Plant Operational Safety, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, 8.9.1981

Franzen, L. F.:
Nichttechnische Aspekte der Sicherheitstechnik
4. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 21.9.-2.10.1981

Franzen, L. F.:
Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren
– Notwendigkeit, Arbeitsweise, Sicherheit –
Ständiges Seminar für Kerntechnik, Plettenberg 24.10.1981

Franzen, L. F.:
Experience with German Licensing Procedures – with Consideration of their Applicability to Developing Countries
IAEA-Seminar on Safety Review and Inspection of Nuclear Power Plants, Wien, 23.-26.11.1981

Franzen, L. F.:
An Efficient Nuclear Licensing Procedure Based on German Experiences
IAEA Nuclear Power Training Course for Egypt, Kairo/Agypten 30.10.-2.12.1981

Franzen, L. F.:
Review of Procedures and Organization of the German Licensing Process
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Franzen, L. F.:
Review of Various German Safety Regulations, Criteria, Guides and Standards and their Legal Implication
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Franzen, L. F.:
Discussion of the Engineered Safety Features of German PWR Based on Reliability Considerations
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Franzen, L. F.:
Relevance of Safety Research and International Cooperation for Developing Nuclear Power Plant Safety
VII Annual Meeting Spanish Nuclear Society, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid, Madrid/Spainien, 14.-15.12.1981

Franzen, L. F. und H. Weidlich:
Training for Experts for Safety Analysis and Safety Evaluation
VII Annual Meeting Spanish Nuclear Society, Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid, Madrid/Spainien, 14.-15.12.1981

Friedrichs, H.:
Rückhaltewirkung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter
Joint WGI/WG2 Meeting to discuss Phase A of the German Risk Study on Nuclear Power Plants, Brüssel, 11.-12.6.1981

Friedrichs, H., F. Lange, W. Ullrich und J. P. Hosemann (KfK):
Neuere Analysen des Spaltproduktverhaltens nach einem Kühlmittelverluststörfall
5. GRS-Fachgespräch „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“, München, 22.-23.10.1981

Frisch, W.:
Power Plants Simulation in Support of Licensing and Safety Research
Conference on Simulation Methods for Nuclear Power Systems, Tucson, Arizona USA, 26.-28.1.1981

Frisch, W.:
Analyse des anlagendynamischen Verhaltens bei Transientenabläufen
Joint WGI/WG2 Meeting to discuss Phase A of the German Risk Study on Nuclear Power Plants, Brüssel, 11.-12.6.1981

Frisch, W., W. Grzesik und A. Schäfer:
Use of Plant Transient Models for the Investigation of Small Breaks in a PWR
ANS Specialists' Meeting on Small Break Loss-of-Coolant Analysis Monterey/USA, 25.-27.8.1981

Frisch, W., und R. Meißner:
Ergebnisse der Transientenanalyse für die Leichtwasserreaktoren und die Absicherung der Methoden durch Experimente, Inbetriebnahmeversuche und Betriebserfahrungen
5. GRS-Fachgespräch „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken“, München, 22.-23.10.1981

Frisch, W. und R. Meißner:
Störfallabläufe, Transienten
Lehrgang für Schichtpersonal in Kernkraftwerken, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 9.11.1981

Frisch, W.:
Rules and Regulations for the Design of German ECCS
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Frisch, W.:
German Research in the Field of Behavior of Systems and Installations with Respect to Operational Disturbances and Transients
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Frisch, W.:
Rules and Regulations for the Design of German PWR Systems with Respect to Transients
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea, 30.11.-2.12.1981

Frisch, W.:
Examen de las actividades de análisis de transitorios en la República Federal de Alemania
VII Annual Meeting Spanish Nuclear Society Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid, Madrid/Spainien, 14.-15.12.1981

Glahn, M., A. Höfler, H. J. Olligschläger und J. Sievers:
Inelastic Dynamic Analysis of a Flooding Water Tank under Excitation Conditions Similar to Earthquakes
SMIRT-6, Paris, 17.-21.8.1981

Gutschmidt, W.:
Funktion und Sicherheit von Kernkraftwerken
Energie-Seminar der Heimvolkshochschule Stenden, Kerken, 22.5.1981

Gutschmidt, W.:
Aufbau, Funktion und Sicherheit von Kernkraftwerken
Friedrich-Ebert-Stiftung, Gummersbach, 11.6.1981

Gutschmidt, W.:
Energieprogramm und Reaktorsicherheit
Energie-Seminar des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V.,
Marienheide-Gimborn, 23.6.1980

Hicken, E. F.:
Modelling and Code Development
Int. Specialist Meeting on BWR-Pressure Suppression Containment Technology, Geest-
hacht, 1.-3.6.1981

Hicken, E. F. und K. Wolfert:
Zusammenwirken von Gutachten, Experimenten und Codeentwicklung - Das Beispiel
Kühlmittelverlust
5. GRS-Fachgespräch 1981 „Fortschritte in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraft-
werken“, München, 22.-23.10.1981

Hödl, A. und O. Lupaş:
Real-Time Simulation of the Transient Behaviour of Local and Global PWR Core and
Plant Parameters
ANS-ENS International Topical Meeting on "Advances in Mathematical Methods for the
Solution of Nuclear Engineering Problems"
München, 27.-29.4.1981

Homke, P., W. Kutsch (RWE) und E. Lindauer:
Experiences in Germany with Reliability Data Assessment, Results and Current Pro-
blems
ANS-ENS-Topical Meeting, Probabilistic Risk Assessment Sept. 81, Port Chester, New
York/USA, 20.-24.9.1981

Hoermann, H.:
Suitability of Parallel Computer Architecture for Nuclear Engineering Applications
(Invited)
ANS-ENS Intern. Topical Meeting: "Advances in Mathematical Methods for the
Solution of Nuclear Engineering Problems"
München, 27.-29.4.1981

Hörtner, H.:
Ergebnisse der Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse
Joint WG1/WG2 Meeting to Discuss Phase A of the German Risk Study on Nuclear
Power Plants, Brüssel, 11.-12.6.1981

Hofer, E.:
Zur Frage der Aussagesicherheit der Ergebnisse der deutschen Riskstudie
Joint WG1/WG2 Meeting to Discuss Phase A of the German Risk Study on Nuclear
Power Plants, Brüssel, 11.-12.6.1981

Hora, A., Ch. Michelschläger und V. Teschendorff:
Vorausrechnung eines FLECHT-Experiments mit dem Rechenprogramm FLUT
Jahrestagung Kerntechnik 81, Düsseldorf, 24.-26.3.1981

Hornyk, K. und J. P. Weber:
Steam Generators for Light Water Reactors
Seminar NE 407, Oregon State University, Corvallis 97330, Oregon/USA, 8.12.1981

Jahn, H. L. und G. Langer:
Hydrogen Distribution in Subcompartmented Containments - Analysis and Experiments
Workshop on Impact of Hydrogen on Water Reactor Safety, Albuquerque, 26.1.1981

Jungclaus, D.:
Energieprogramm und Reaktorsicherheit
Energie-Seminar des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V.,
Marienheide-Gimborn, 30.6.1981

Kaestle, H.-J.:
Aircraft Impact Missile Protection
IAEA Nuclear Power Course "Siting of Nuclear Power Plants", Argonne National
Laboratory, Argonne/Illinois, USA, 2.11.1981

Kaestle, H.-J.:
Siting Practices in the FRG
IAEA Nuclear Power Course "Siting of Nuclear Power Plants", Argonne National
Laboratory, Argonne/Illinois, USA, 4.11.1981

Kellermann, O.:
Struktur und Zustandekommen sicherheitsrelevanter Bestimmungen in technischen
Regelwerken für kerntechnische Anlagen
Vortragsveranstaltung „Technologie und Recht“ an der Heidelberger Akademie der
Wissenschaften, Heidelberg, 21.1.1981

Keusenhoff, J. G. und J. D. Schubert:
Analysis of Fuel Rod Behavior during Loss-of-Coolant Accidents with Probabilistic
Methods
Topical Meeting Reactor Safety Aspects of Fuel Behavior, Sun Valley/Idaho, USA,
2.-6.8.1981

Kofahl, A.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie-Umwelt-qualitatives Wachstum - wie wollen wir künftig leben?“
der Friedrich-Ebert-Stiftung in der Heimvolkshochschule Bergneustadt, 6.-8.2.1981

Kofahl, A.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie-Umwelt-qualitatives Wachstum - wie wollen wir künftig leben?“
der Friedrich-Ebert-Stiftung in der Heimvolkshochschule Freudenberg, 1.-5.6.1981

Kofahl, A.:
Wie sicher sind Kernkraftwerke?
Seminar „Energie-Umwelt-qualitatives Wachstum - wie wollen wir künftig leben?“
der Friedrich-Ebert-Stiftung; Heim-
volkshochschule Freudenberg, 2.7.1981

Kofahl, A.:
Entsorgung/Brennstoffkreislauf
„Jugendpressekongreß Energie“ des Bundesministers für Forschung und Technologie
und der Deutschen Jugendpresse e.V., Saarbrücken, 4.-6.12.1981

Kortthof, K.:
Störfälle in Kernkraftwerken der Bundesrepublik
4. Kurs: Sicherheitstechnik der Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karls-
ruhe, 29.9.1981

Kraut, A.:
Legal Aspects of Nuclear Energy
IAEA Course on Nuclear Power Plant Operational Safety, Karlsruhe,
7.9.-23.10.1981

Leven, D.:
Status Report on German Nuclear Power Plants
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal
Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea,
30.11.-2.12.1981

Leven, D.:
German Reactor Safety Research and the Use of its Results
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal
Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea,
30.11.-2.12.1981

Leven, D.:
Research Activities in the Field of Risk and Reliability
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal
Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea,
30.11.-2.12.1981

Liemersdorf, H.:
Darstellung der Philosophie der Einwirkungen von Außen
Jahrestagung Kerntechnik 1981, Düsseldorf, 24.-26.3.1981

Lindauer, E.:
Zuverlässigkeit und Betriebserfahrungen
Joint WG1/WG2 Meeting to discuss Phase A of the German Risk Study on Nuclear
Power Plants, Brüssel, 11.-12.6.1981

Lindauer, E., D. Reppmann und M. Simon:
Improvements in Simulator Training for PWR
CSNI Specialists' Meeting on Operator Training and Qualifications, Charlotte/North-
Carolina, USA, 12.-15.10.1981

Müller, W.:
Sicherheit von Kernkraftwerken
Arbeitsgemeinschaft Sozialdemokratischer Frauen (ASF), Pulheim, 27.1.1981

Müller, W. Ch., W. Winkler und T. Grillenberger (TU, München):
Vergleich zwischen Vorausrechnungen und HDR-Experimenten; Übersicht zu den
Deutschen Standard-Problemen Nr. 4 und Nr. 4a
5. Statusbericht des Projektes HDR-Sicherheitsprogramm der KfK, Karlsruhe,
10.12.1981

Olma, B. J.:
Loose Parts Monitoring – Impact Sound Propagation in Real Structures
14th Informal Meeting on Reactor Noise, St. Englmar, 28.-30.4.1981

Puhr-Westerheide, P.:
Zur Ermittlung des Datenflusses und von Datenfluß-Anomalitäten in PEARL-Modul
VDI-Fachtagung Prozeßrechner 1981, München, 9.-11.3.1981

Reger, K.:
Der Sachverständige im Verwaltungsstreitverfahren
KfK, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 29.-30.4.1981

Städtler, E.:
Machine Recognition of Reactor Noise Signatures
14th Informal Meeting on Reactor Noise, St. Englmar, 28.-30.4.1981

Städtler, E.:
Ein sequentiell arbeitendes Mustererkennungssystem mit Bezugsmodell
4. Symposium der Deutschen Arbeitsgemeinschaft für Mustererkennung (DAGM)
„Modelle und Strukturen“, Hamburg, 6.-8.10.1981

Schwinges, B.:
Simulation of the Initial Blowdown Phase in a Pressure Suppression System (Vent
Clearing and Poolswell)
International Specialists' Meeting on BWR-Pressure Suppression Containment Techno-
logy, Geesthacht, 1.-3.6.1981

Steinhoff, F., und K. Wolfert:
Status of DRUFAN Code Development
2nd LOBI PREX Workshop, Ispra/Italien, 21.-22.1.1981

Sütterlin, L.:
Concepts for the Storage of Spent Fuel Elements
Joint Seminar of Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal
Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea,
30.11.-2.12.1981

Sütterlin, L.:
Concepts and Design Criteria for Protection Against External Impacts
Joint Seminar on Reactor Safety between the Republic of Korea and the Federal
Republic of Germany, Korea Advanced Energy Research Institute, Seoul/Korea,
30.11.-2.12.1981

Sunder, R.:
PWR Vibration Monitoring – Some Typical Deviations of Reference Patterns and their
Interpretation
14th Informal Meeting on Reactor Noise, St. Englmar, 28.-30.4.1981

Sunder, R.:
Vibration Monitoring of PWR Primary Circuit Components-Experience with Vibration
Patterns during Operation
SMIRT-6, Special Session on Operating Reactor Structural Experience, Paris, 20.8.1981

Uhlenbruck, H.:
„Wie sicher sind Kernkraftwerke“
Seminar „Energie - Umwelt - qualitatives Wachstum“ der Friedrich-Ebert-Stiftung,
Freudenberg 22.-26.4.1981

Ullrich, W.:
Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen
Seminar des UA-SF (KTA), TÜV-Rheinland, Köln, 24.6.1981

Weidlich, H.:
The FRG Risk Assessment Study
IAEA-Safety Analysis Review-Course, Argonne/Illinois, USA, 29.4.1981

Weidlich, H.:
Problems During the Transfer of Reactor Safety Know-how to those Developing
Countries which already have some Experiences with Nuclear Power Plants
IAEA-Seminar on Safety and Inspection of Nuclear Power Plants, Wien,
23.-27.11.1981

Werner, W.:
Applications of Parallel Computing Systems to Nuclear Engineering Problems (Invited)
ANS/ENS International Topical Meeting: Advances in Mathematical Methods for the
Solution of Nuclear Engineering Problems, München, 27.-29.4.1981

Wolfert, K.:
Analyse kleiner Lecks mit DRUFAN
Seminar zur Analyse kleiner Lecks, Garching, 12.3.1981

Zott, H.:
Distributed Systems Using Local Networks for Highly Reliable Applications
European Workshop on Industrial Computer Systems, EWICS, TC 10, Brüssel,
18.5.1981

