

Jahresbericht 1990/91 Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Schwertnergasse 1
5000 Köln 1
Telefon: (02 21) 20 68-0
Telefax: (02 21) 20 68 442

Forschungsgelände
8046 Garching
Telefon: (0 89) 3 20 04-0
Telefax: (0 89) 3 20 04 299



Aufgrund der verstärkten Zusammenarbeit mit der französischen Partnerorganisation IPSN hat die GRS ein Büro in Paris eröffnet. Es befindet sich im Gebäude des IPSN – parallel zur Schnellstraße im Vordergrund des Fotos – im Pariser Vorort Fontenay-aux-Roses. (Photo Biaugeaud Ref. No. 11/26LG)



Im Oktober 1990 hat die GRS ein Büro in Berlin eröffnet.
In der Zwischenzeit wurden dort weitere Räume angemietet, so daß der GRS
nun die zweite und dritte Etage im Hause Kurfürstendamm 200 als
Niederlassung zur Verfügung steht.

1 Bericht der Geschäftsführung	9
2 Das Institut für Sicherheitstechnologie (IST)	12
3 GRS-Vorhaben	14
3.1 Übersicht	14
3.2 Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben	27
3.3 Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke mit sowjetischen WWER-Druckwasserreaktoren	30
4 Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen	34
4.1 Nachrechnung des PHEBUS-SFD-Versuches B9 + zur Verifikation von ATHLET-SA	34
4.2 Das BRITE-Projekt RI.1B.0143: Intelligente Überwachung und Diagnose von Industrieanlagen	36
4.3 Vergleich von in Deutschland, Schweden und Frankreich angewandten Netzanschlußvarianten hinsichtlich der Vermeidung von Station-Blackout-Situationen in Kernkraftwerken	39
4.4 Nutzung sicherheitstechnischer Untersuchungen aus der Prozeßindustrie für den Arbeitsschutz	43
4.5 Stand der Analysewerkzeuge zur Struktursimulation	46
4.6 Rechnungen zur Langzeitsicherheit des Endlagers für radioaktive Abfälle, Schachtanlage Konrad	49
4.7 Arbeiten der GRS im Rahmen des internationalen Projektes INTRAVAL	53
4.8 Unfallstatistik des Güterzugverkehrs für die Risikoanalyse von Gefahrguttransporten	57
4.9 SUSANA: Das GRS-Programmpaket zur probabilistischen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von Rechenmodellergebnissen	60
5 Veröffentlichungen	64
6 Forschungsbetreuung	70
7 Die GRS 1990/91	73
7.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage	73
7.2 GRS-Büro in Berlin	76
7.3 Zusammenarbeit mit dem IPSN	76
7.4 Internationale Zusammenarbeit	77
7.5 Informationsarbeit	78

Bericht der Geschäftsführung

Die sicherheitstechnische Bewertung der sowjetischen Reaktortechnik und die Inangriffnahme neuer Aufgaben bei der Entsorgung waren für die GRS die zentralen Herausforderungen des vergangenen Jahres. Von politischer Seite waren wir in besonderer Weise gefordert, unser umfassendes wissenschaftlich-technisches Know-how schnell und übersichtlich in Sachdarstellungen und in konkrete Handlungsempfehlungen umzusetzen.

Unmittelbar im Anschluß an unsere Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 bis 4, an der u. a. auch unser französischer Partner, das Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), beteiligt war, haben wir damit begonnen, den Block 5 zu untersuchen. Er ist eine modernere Variante der Blöcke 1 bis 4. Beide Typen werden in der Sowjetunion und in anderen mittel- und osteuropäischen Ländern für die Strom- und Fernwärmeproduktion eingesetzt. Da die GRS als erste Institution für einen derartigen Reaktor eine auf detaillierten Anlagenkenntnissen beruhende Analyse durchgeführt hat, finden ihre Ergebnisse auch international starke Beachtung. Im Rahmen einer Pressekonferenz am 10. September 1991 hat Bundesminister Töpfer unseren Bericht der Öffentlichkeit vorgestellt. Er äußerte sich auf Grund der hohen sicherheitstechnischen Anforderungen und der damit verbundenen Kosten für eine Nachrüstung pessimistisch zu den Zukunftsaussichten von Block 5. Gleiches gilt auch für die in Bau befindlichen Blöcke 6 bis 8. Bemerkenswert ist die Tatsache, daß wir die sowjetischen Hersteller und Behörden in gemeinsamen Diskussionen davon überzeugen konnten, daß das Reaktorkonzept die von uns ermittelten Schwachstellen aufweist. Daher ist beabsichtigt, den Bericht auch ins Russische zu übersetzen und als gemeinsamen deutsch-sowjetischen Bericht zu veröffentlichen. Die GRS hat hiermit eine Basis geliefert, um die Sicherheit dieses Reaktortyps entscheidend zu verbessern.

Nicht unerwartet kam die Aufforderung der Kommission der EG, uns zusammen mit anderen Partnerorganisationen in

Frankreich, Belgien und Großbritannien im Rahmen eines Förderprogramms an der sicherheitstechnischen Beurteilung des bulgarischen Kernkraftwerks Kozloduj, Block 1 bis 4, zu beteiligen. Diese Anlage entspricht dem Greifswald-Typ, Block 1 bis 4. Angesichts der verheerenden wirtschaftlichen Bedingungen in Bulgarien, die nach bulgarischer Ansicht einen Weiterbetrieb des Kernkraftwerks erzwingen, konnten wir den bulgarischen Behörden unsere Hilfe nicht verweigern, das Mögliche für die Verbesserung der Sicherheit zu tun. Unser Mandat beschränkt sich allerdings auf die zur Zeit abgeschalteten Blöcke 1 und 2.

Die Arbeiten der GRS sind auch für die internationale Diskussion über die Reaktorsicherheit mitbestimmend. Es geht in erster Linie darum, eine weltumspannende Sicherheitspartnerschaft zu erreichen und zu fördern, um ein möglichst gleichmäßig hohes Sicherheitsniveau zu erreichen. So pflegt die GRS einen intensiven Erfahrungsaustausch mit den westlichen Kernenergieländern, der Sowjetunion und zunehmend auch den anderen mittel- und osteuropäischen Ländern im Rahmen vielfältiger Kooperationen und wissenschaftlich-technischer Abkommen. Von besonderem Nutzen erweisen sich die vielen Seminare und Workshops, die die GRS initiiert und durchführt.

In den letzten Jahren zunehmend an Bedeutung gewonnen hat für die GRS die Entsorgung. Der Aufgabenbereich ist durch den Wegfall der deutsch-deutschen Grenze noch stark angewachsen.

So haben wir das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) sicherheitstechnisch bewertet. Ziel der ERAM-Analyse war die Beantwortung der Frage, ob aus dem Betrieb der Anlage eine akute Gefährdung zu erwarten war. Obwohl solche Gefahren aufgrund unserer Analyse nicht identifiziert wurden, hat Bundesumweltminister Töpfer anläßlich einer Pressekonferenz am 8. März 1991 deutlich hervorgehoben, daß er vorsorglich die Anlage zur Zeit nicht weiterbetreiben läßt. Es stehen noch geotechnische Untersuchungen aus, die

insbesondere das Langzeitverhalten des Endlagers klären sollen. Die von der GRS erhobenen Nachrüstungsanforderungen sind weitgehend bereits erfüllt.

Im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz erfaßt die GRS federführend unter starker Beteiligung ostdeutscher Firmen die radiologisch relevanten Daten über Altlasten, die aus dem Uranerzbergbau und anderen bergbaulichen Tätigkeiten in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt resultieren (Altlastenkataster Südregion). Die Daten werden im Unterauftrag der GRS aufbereitet und in einer Datenbank gespeichert. Sie sind Grundlage für die Bewertung belasteter Flächen und Objekte. Darüber hinaus sind sie Ausgangsmaterial für weiterführende Untersuchungen und gegebenenfalls für Sanierungsvorschläge.

Mit ihrer „Transportstudie“, die die Risiken beim Transport radioaktiver Abfallstoffe in das geplante Endlager Konrad ermittelt, hat die GRS einen weiteren wichtigen Beitrag für die Sicherheitsdiskussion vorgelegt. Der Bericht fand auch in den Medien starke Beachtung. Die Ergebnisse der Studie lassen sich in zwei Punkte zusammenfassen: Es ist unwahrscheinlich, daß es während der Betriebszeit des Endlagers von etwa 40 Jahren überhaupt zu einem Transportunfall in der Endlagerregion kommt, der mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden ist, und wegen des vergleichsweise geringen Unfallrisikos beim Güterzugtransport wirkt sich ein hoher Bahnanteil am Transportaufkommen günstig aus.

Neben den konkreten Anlagenbewertungen geht es der GRS auch darum, einen intensiven Know-how-Transfer in die osteuropäischen Länder, insbesondere in die Sowjetunion, sicherzustellen. Dazu dienen zum Beispiel vergleichende probabilistische Sicherheitsanalysen, die gemeinsam mit sowjetischen Experten anhand der Kernkraftwerke Saphoroshje und Biblis B durchgeführt werden. In diesen Zusammenhang gehört ein Projekt, dessen Ziel es ist, unsere Containment-Rechenprogramme auch für die Sicherheitseinschlüsse der russischen WWER-Anlagen anwendbar zu machen.

Eine Vielzahl von sicherheitstechnischen Analysemethoden, die bisher für unsere westliche Technik entwickelt wurden, müssen im Zuge des Know-how-Transfers an die russische Reaktortechnik angepaßt werden. Besonders gefragt ist unser Rechencode ATHLET, der in umfassender Weise das normale Betriebsverhalten wie auch Störfälle und Unfälle in Kernkraftwerken vorausschauend simuliert.

Eine besondere Herausforderung für die GRS stellt die Aufgabe dar, Sicherheitsanforderungen für die Reaktorkonzepte der Zukunft zu formulieren. Was das Reaktorsystem selbst angeht, sollen insbesondere die umfangreichen Erfahrungen aus dem Bau und Betrieb bestehender Kernkraftwerke genutzt werden. Die Arbeiten, die wir gemeinsam mit unserem französischen Partner IPSN durchführen, zielen auch darauf ab, Anforderungen zu formulieren, die im wesentlichen darauf hinauslaufen, auch solche Unfälle auf die Anlage selbst zu beschränken, die mit einer Kernzerstörung verbunden sind. Diese Elemente führen zu einem innovativen Leichtwasserreaktor-Konzept.

Vergrößert haben sich auch unsere Aufgaben im nichtnuklearen Bereich. Neben einer Reihe bereits abgeschlossener Aufgaben – so beispielsweise die Sicherheitsanalyse für eine Müllverbrennungsanlage, der Aufbau einer Datenbank für meldepflichtige, umweltrelevante Ereignisse sowie eine Brandanalyse für eine Chlorleitung – will uns der BMU beauftragen, die gemeinsame Geschäftsstelle des neu gebildeten Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) und der Störfall-Kommission (STK) zu führen.

Insgesamt haben die Aktivitäten auf dem nichtnuklearen Sektor uns dazu bewogen, unseren Firmennamen dieser neuen Entwicklung anzupassen. So werden wir nach dem Beschluß unserer Gesellschafter künftig unter dem Namen „Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH“ firmieren. Gleichzeitig haben wir damit begonnen, das Erscheinungsbild der GRS zu modernisieren. Zur Zeit wird auf der Grundlage

unserer erweiterten Firmenphilosophie ein zukunftsfestes Firmenlogo entwickelt, wobei wir uns von kompetenten Agenturen beraten lassen.

Aber auch im Hinblick auf die künftige Unternehmensentwicklung haben wir Vorsorge getroffen. Dies betrifft einmal die Einstellung von etwa dreißig neuen Mitarbeitern, die in der ehemaligen DDR Sicherheitsfragen im kerntechnischen Bereich bearbeitet haben. Ihre Integration in unser Unternehmen war schnell und effektiv. Damit erhöhte sich die Gesamtzahl unserer Mitarbeiter auf über 500. Ohne die überwiegend in unserem technischen Büro Berlin arbeitenden neuen Kollegen wäre die Zusammenarbeit mit den russischen Experten nicht so reibungslos verlaufen.

Die seit geraumer Zeit laufenden Bestrebungen, eine eigenständige GRS-Tochtergesellschaft zu gründen, in der sicherheitstechnische Anwendungen weiterentwickelt und marktgerecht umgesetzt werden sollen, sind ebenfalls vorangekommen. Betroffen sind die Arbeitsbereiche, die sich mit Fehlerfrüherkennungsmethoden befassen. Angesichts der vielfältigen Erfolge, die unsere Systeme bei laufenden Anlagen verbuchen konnten, sind wir optimistisch, daß sich dieser zukunftsträchtige Zweig behaupten wird. Unter dem Namen „Institut für Sicherheitstechnologie (IST)“ wird die neue Firma am 1. Januar 1992 offiziell ihre Arbeit aufnehmen.

Mit unserem französischen Partner IPSN werden wir eine neue gemeinsame Organisation in der Form einer „Europäischen wirtschaftlichen Interessenvereinigung“ gründen. Basis für diese Entscheidung war die am 6. Juni 1989 gemeinsam von Bundesumweltminister Töpfer und dem französischen Minister Fauroux abgegebene Erklärung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit in Europa. Danach sollen zum Zweck gemeinsamer Sicherheitsanalysen das IPSN und die GRS zu gleichen Teilen eine gemeinsame Struktur in Form einer europäischen Wirtschaftsgesellschaft schaffen, die sich auf die Fachkenntnisse des IPSN und der

GRS stützt. Ziel ist es, ein weltweit anerkanntes Sachverständigenzentrum aufzubauen, das die Sicherheit von in Bau und Betrieb befindlichen Anlagen bewertet. Die Arbeiten der Organisation haben sich zunächst mit den Anlagen in Mittel- und Osteuropa beschäftigt. Dies bedeutete eine Stärkung der GRS/IPSN-Verbindung, die bereits mit der Vereinbarung vom 19. Juli 1989 geschlossen wurde, um eine Konvergenz der deutschen und französischen Sicherheitsanforderungen zu erreichen. Dies ist auch im Lichte neuer Entwicklungen von Reaktorkonzepten durch die Industrie in beiden Ländern zu sehen. Dadurch kann auf lange Sicht die Harmonisierung der

Sicherheitsziele in EG-Ländern positiv beeinflusst werden. Die neue gemeinsame Organisation kann sich ebenso auf nicht-nuklearem Feld betätigen.

Im vergangenen Jahr haben wir wieder erhebliche Mittel in die Modernisierung unserer Arbeitsplätze investiert und tragen damit dem technologischen Wandel in unserer Arbeitswelt Rechnung. Dies betrifft vor allem die Dezentralisierung und Erneuerung unserer elektronischen Datenverarbeitung. Durch die Einführung eines neuen Bürosystems und die Vernetzung unserer Betriebsteile Köln, München und Berlin ist die Bürokommunikation effektiver geworden.

Mit großer Intensität arbeiten wir zur Zeit daran, unser in vielen Dokumenten, Arbeitsberichten, Reports und Gutachten dokumentiertes Know-how auf Datenträger zu speichern, um es jederzeit und schnell verfügbar zu machen.

Die Förderung unseres wissenschaftlichen Nachwuchses war uns im vergangenen Jahr ein besonderes Anliegen. Wir müssen unsere Bemühungen um die Qualifizierung unserer Mitarbeiter angesichts der neuen Herausforderungen noch verstärken. Die GRS wird sich nur behaupten können, wenn sie weiterhin ihre Flexibilität wahrt und die neuesten Entwicklungen aufnimmt.



A. Birkhofer
Geschäftsführer



G. Hennenhöfer
Geschäftsführer

Das Institut für Sicherheitstechnologie (IST)

Die Reaktorsicherheitsforschung kennt seit jeher zwei Hauptarbeitsgebiete: einerseits Untersuchungen zur sicheren Gesamtkonzeption kerntechnischer Anlagen sowie zur ständigen Verbesserung in Einzelbereichen, andererseits Entwicklungen von Analysewerkzeugen zur Sicherheitsbeurteilung der Anlagen. In der Praxis vermischen sich häufig beide Gebiete; so können sich z. B. aus den Resultaten sicherheitstechnischer Beurteilungen von Systemen oder Komponenten unmittelbar technische Lösungen für die Behebung von Schwachstellen ergeben. Auch die langjährige Forschungstätigkeit der GRS hat immer wieder dazu geführt, sich in Teilbereichen mit der Umsetzung von Forschungsergebnissen in praxisorientierte Entwicklungen zu beschäftigen.

Mit der Gründung des Instituts für Sicherheitstechnologie (IST) sollen derartige Arbeiten zusammengeführt und verselbstständigt werden. Die für eine konsistente sicherheitstechnische Weiterentwicklung der Kernkraftwerke notwendige Praxisnähe kann so besser gewährleistet werden. Unternehmensziel ist die Verbesserung von Anlagentechnik und Betriebsführung, um damit eine möglichst gute Ausgewogenheit zwischen Anlagensicherheit und Betriebszuverlässigkeit zu erreichen. Daher ist das IST in Forschung und Entwicklung sowie Beratung auf verschiedenen Fachgebieten tätig. Arbeitsschwerpunkte sind derzeit

- Verfahren und Systeme zur Informationsanalyse und Prozeßführung
- Verfahren und Systeme zur Qualifizierung und Qualitätssicherheit.

Weiterhin ist geplant, auf dem Gebiet der Abfallwirtschaft tätig zu werden. Hier sollen praxismethodische Methoden und Verfahren zur Aufnahme, Verfolgung und Dokumentation von Abfällen und Reststoffen (einschließlich Rezyklierungsstrategien) entwickelt und verbessert werden.

Durch die rechtliche Selbständigkeit des IST wird eine Trennung von der GRS-Gutachtertätigkeit erreicht. Rechtsform ist die GmbH, alleiniger Gesellschafter die GRS. Das Stammkapital wird von der Muttergesellschaft als Sacheinlage im Wert von

100 000 DM eingebracht. Die Finanzierung des IST erfolgt über Aufträge; als unabhängiges Institut wendet es sich an Hersteller, Betreiber und Behörden als Auftraggeber. Es wird angestrebt, den Status eines Institutes an der Technischen Universität München zu erlangen. Das IST ist gemeinnützig. In der Startphase besteht das IST aus den rd. 20 Mitarbeitern der bisherigen Abteilung Leittechnik des Bereiches Prozeßführung in Garching. Der weitere Ausbau ist sukzessive mit der Übernahme weiterer Arbeitsgebiete aus der GRS vorgesehen.

Entsprechend seiner Fachkapazität werden insbesondere Arbeiten auf dem Gebiet der Kerntechnik durchgeführt, in zunehmendem Maße jedoch Erweiterungen auf nichtnukleare Industriezweige vorgenommen. Im einzelnen werden vom IST folgende fachliche Aufgabengebiete abgedeckt.

Informations- und Diagnose-technik – Entwicklung rechnergestützter Verfahren zur Verbesserung der Information des Betriebspersonals über das Anlagenverhalten

Das IST entwickelt spezielle Methoden zur Daten- und Informationsanalyse, um das Informationsangebot zur Führung großtechnischer Prozesse zu verdichten und damit an Übersichtlichkeit zu gewinnen. Insbesondere sind die Arbeiten auf Diagnosen über Fehlerentwicklungen an Komponenten, Systemen und Strukturen sowie anomalen Prozeßvorgängen ausgerichtet. Für die Diagnosen von mechanischen Fehlerentwicklungen an Komponenten werden Datenbanken betrieben, um im Zusammenwirken mit der Analysetechnik eine fundierte Beratung durch das IST zu gewährleisten. Mit den genannten Entwicklungstätigkeiten wird die Prävention gegenüber Störfällen entscheidend gestärkt, Wartungs- und Inspektionsstrategien können verbessert und eine wichtige Vorsorge im Hinblick auf das steigende Lebensalter der Anlagen getroffen werden.

Mikroprozessorgestützte Leittechnik und Prozeßrechner – Analyse von Anwendungsproblemen und Erarbeitung von Konzepten

Bei Umrüstmaßnahmen von Leittechnik- oder Prozeßrechnersystemen soll eine möglichst optimale Einbindung in die vorhandene Anlagentechnik sowie eine Verbesserung der Wartungsinformation erreicht werden. Im Zusammenhang mit der im Vergleich zur Anlagenlebensdauer kurzen Innovationszeit von Elektronik ist dabei großes Augenmerk auf Ersatzteilstrategien zu richten. Das IST entwickelt Konzepte für die Einpassung neuer Prozeßrechner in vorhandene Hard- und Softwarestrukturen, unterstützt bei der Einfüh-

rung neuer Informationsmethoden (z. B. Abschaltüberwachung, Störungsanalyse) und analysiert Kompatibilitäts- und Verfügbarkeitsfragen bei der Einführung neuer leittechnischer Einrichtungen.

Qualifizierung von Hardware und Software — Entwicklung von anwendungsgerichteten Methoden und Werkzeugen

Auf dem Gebiet Prozeßführung wird die Signalerkennung, -verknüpfung, -auswertung, -darstellung und -ausgabe zunehmend von Rechnerprogrammen übernommen. Die Methoden zum Erreichen und zum Nachweis der nötigen Zuverlässigkeit beim Einsatz von Software, insbesondere für sicherheitsrelevante Aufgaben, sind zu verfeinern und hinsichtlich des benötigten Aufwands zu optimieren, damit die notwendige Qualifizierung wirtschaftlich vertretbar wird. Das IST leistet Entwicklungsarbeiten mit dem Ziel, die geforderte Zuverlässigkeit für die in der Betriebsführung eingesetzte Hard- und Software zu erreichen und nachzuweisen. Entsprechend beziehen sich die Aktivitäten auf die Verbesserung der Zuverlässigkeit innerhalb des gesamten Software-Lebenszyklus sowie die Erarbeitung von Analysetechniken, Testmethoden und hochzuverlässigen Software-Systemstrukturen.

Mensch-Maschine-Schnittstelle — Analysen und Entwicklungen für die Führung komplexer technischer Prozesse

Ziel der Arbeiten ist eine optimale Anpassung der Schnittstelle an die Betriebsmannschaft. Als Basis hierfür werden vom IST Untersuchungen des notwendigen Informationsangebotes in bezug auf die situationsbedingte Entwicklung der Prozeßdynamik und des Anlagenzustandes sowie Analysen zur Bewertung menschlicher

Handlungen durchgeführt. Durch diese Arbeiten wird eine Beurteilung der Auslegung der Mensch-Maschine-Schnittstelle im Hinblick auf Informationsangebot und -gestaltung, die Einsatzmöglichkeit und Erprobung rechnergestützter Operatorhilfen, die Ausgewogenheit von Automatisierung und Handeingriffen, die Handhabbarkeit von Betriebsprozeduren u. ä. ermöglicht. Daraus resultiert eine gesteigerte Zuverlässigkeit der Prozeßführung, was insbesondere bei Anlagen mit großem Risikopotential von Bedeutung ist.

3.1 Übersicht

Das Jahr 1990 hat in verschiedener Richtung neue Entwicklungen und Schwerpunkte für die GRS gebracht. Als neues Aufgabenfeld wurde die sicherheitstechnische Bewertung der kerntechnischen Anlagen in der ehemaligen DDR übernommen (Tabelle 3.1). Zu nennen sind hierbei die Sicherheitsuntersuchungen zu den Kernkraftwerksanlagen in Greifswald und Stendal sowie zum Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). In 1991 kam die Erstellung eines Altlastenkatasters und Bewertung für die Südregion hinzu, die unter Koordination der GRS schwerpunktmäßig von Unternehmen in den neuen Bundesländern durchgeführt wird. Parallel dazu wurden im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit (WTZ-Abkommen des BMFT) gemeinsame Sicherheitsaspekte zu verschiedenen F + E-Vorhaben (Tabelle 3.2) gestartet. Zur Abwicklung der Bewertungen für die WWER-Anlagen russischer Bauart wurde eng mit dem Partnerinstitut in Paris, dem IPSN, zusammengearbeitet. Gleichzeitig erfolgte ein intensiver Erfahrungsaustausch im Rahmen der F + E-Vorhaben und Wertungen mit den Experten aus dem Ostblock sowie in den speziellen Gremien der IAEA und der EG.

Die fachlichen Schwerpunkte zeigen die Übersichten nach Tabelle 3.3 und 3.4, wobei die Verschiebungen relativ gering sind. Eine deutliche Ausweitung erfolgte bei der Querschnittsaufgabe zur Unterstützung der neuen Bundesländer und des Ostblocks.

Gemäß dem Grundsatz der GRS, Sicherheitsbewertungen durch eigene umfangreiche F + E-Vorhaben und Bewertungsmethoden sowie durch übergreifende Auswertungen von Betriebserfahrungen abzusichern, können die Einzelvorhaben nachfolgenden Aufgabenfeldern zugeordnet werden:

- Sicherheitstechnische Entwicklungen, Analysen und Wertungen zu den WWER-Reaktoren und sonstigen Anlagen des Brennstoffkreislaufs in den neuen Bundesländern und im Ostblock

- Forschung und Entwicklung zur Reaktorsicherheit
- Übergreifende Sicherheitsanalysen
- Sicherheitsbewertung des Anlagenbetriebs
- Sicherheitstechnische Analysen und Bewertungen des Brennstoffkreislaufs und der Entsorgung
- Nichtnukleare Vorhaben

Wesentliche Vorhaben und Ergebnisse sind nach dieser Gliederung nachfolgend zusammengestellt.

Sicherheitstechnische Analysen und Wertungen zu WWER-Reaktoren und sonstigen Anlagen des Brennstoffkreislaufs in den neuen Bundesländern und im Ostblock

● WWER-440/W-230 (Greifswald, Blöcke 1 – 4)

Erste Untersuchungsergebnisse zur Sicherheitsbeurteilung der Blöcke 1 – 4 des Kernkraftwerks Greifswald wurden bereits im Februar 1990 in einem ersten Zwischenbericht veröffentlicht.

Die weiteren Untersuchungen, zu denen im Juni 1990 ein zweiter Zwischenbericht veröffentlicht wurde, befaßten sich vor allem mit der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlagen und mit der Auswertung vorliegender Betriebserfahrungen. Als Konsequenz wurde eine Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen abgeleitet.

Eine Dokumentation der Analysen wurde als gemeinsamer Bericht von der GRS und dem Staatlichen Amt für Atomicherheit und Strahlenschutz (SAAS) im Juni 1990 vorgelegt (GRS-77), die englische Fassung erschien im April 1991 (GRS-78).

Unabhängig von den anlagenspezifischen Untersuchungen zu den Blöcken 1 – 4 des Kernkraftwerks Greifswald werden für die Reaktoren der Baulinie WWER-440/W-230 auch langfristig weiterführende Arbeiten durchgeführt, z. B. zur Festigkeitsbeurteilung sicherheitsrelevanter Baustrukturen, zum Werkstoffverhalten und zur Auswertung von Betriebserfahrungen.

Aus den Untersuchungen im Rahmen des Langfristprogramms ergeben sich – unabhängig vom Reaktortyp WWER-440/W-230 – zusätzliche Erkenntnisse für die sicherheitstechnische Beurteilung auch der Reaktoren der jüngeren Baulinien WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-320.

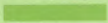
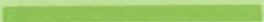
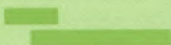
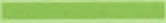
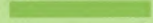
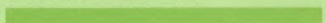
Vorhaben – Aufgabe	Volumen 1990 – 1992 [Mannjahre]	Laufzeit		
		1990	1991	1992
1. SR 483; WWER-440/230 (Greifswald, Blöcke 1 – 4) – Sofortprogramm	8			
2. SR 490 (LV-1); Übergeordnete Aufgaben Anlagendokumentation, übergreifende Betriebsauswertung, Regeln und Richtlinien, PSA-Anwendung, Methodentransfer, Atomrechtsvergleich, Sicherheitsvergleiche und Abstimmung mit dem Ostblock, Koordination	60			
3. SR 490 (LV-2); WWER-440/230 (Greifswald, Blöcke 1 – 4) – Langfristprogramm Sicherheitstechnische Bewertung der Anlagen; Auswertung der Betriebserfahrungen, Aufzeigen von Schwachstellen, Hinweise für Nachrüstmaßnahmen, Diskussion mit Sowjetunion, IPSN und IAEA	14			
4. SR 490 (LV-3); WWER-440/230 (Greifswald, Block 5) – Langfristprogramm Sicherheitsbewertung des Anlagenkonzeptes, Aufzeigen von Schwachstellen, Hinweise für Nachrüstmaßnahmen gemeinsam mit IPSN und Diskussion mit Ostblockländern	20			
5. SR 490 (LV-4); WWER-1000 (Stendal) Sicherheitsbewertung des Anlagenkonzeptes, Aufzeigen von Schwachstellen, Hinweise für Nachrüstmaßnahmen gemeinsam mit IPSN und Diskussion mit Ostblockländern	20			
6. SR 2012; Endlager Morsleben Bewertung des Sicherheitskonzeptes, Entwicklung methodischer Grundlagen und Detailanalysen zum Anlagenbetrieb und Nachbetriebsphase	12			
7. ST 4028; Transportstudie Morsleben Analyse der Sicherheitsaspekte beim Transport der Abfälle zum Endlager	3			
8. BfS; ZAB Greifswald (Planung) Sicherheitstechnische Wertung des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente in Greifswald	1			
9. BfS; Altlastenkataster Südregion (Planung) Unterstützung bei der Durchführung sowie Bewertung zur Bestandsaufnahme über die Belastung der Uranabbaugebiete durch Wismut	6			
Gesamt	144			

Tabelle 3.1: Sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen für kerntechnische Anlagen und Einrichtungen in der ehemaligen DDR für den BMU und das BfS

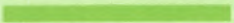
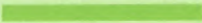
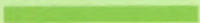
Vorhaben – Aufgabe	Volumen 1990 – 1992 [Mannjahre]	Laufzeit		
		1990	1991	1992
1. RS 832; PSA – Vergleich Biblis B/Saporoshje Vergleichende probabilistische Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke Saporoshje/Biblis B	10			
2. RS 836; Bruchmechanik Quantifizierung der Sicherheitsmargen gegen Initiierung bzw. Wachstum postulierter Risse in einem RDB der Baureihe WWER-440	3			
3. RS 835; Containmentanalysen Verifikation der Programme RALOC und DRASYS sowie Untersuchungen zur Anwendbarkeit auf das Druckraumsystem einer Anlage vom Typ WWER-440 mit und ohne Naßkondensation	4			
4. RS 837; Analysesimulator Konzeption eines Analysesimulators auf Arbeitsplatzrechner für Reaktoren mit liegendem Dampferzeuger	3			
5. RS 840; Untersuchungen zum DE-Heizrohrleck Verifikation von Methoden zur Durchführung von Accident-Management-Analysen für WWER-Anlagen bei DE-Heizrohrleckagen	6			
6. RS 839; Notkühl-Codes – Entwicklung für WWER-440-Anlagen Erweiterung des Notkühlcodes ATHLET zur Durchführung von Notkühluntersuchungen für WWER-Anlagen	10			
7. RS 822; ATHLET-Verifikation mit DDR-Experimenten Verifikation des Programmes ATHLET anhand der HDR-Kondensations- und der Druckhalterversuche der TH Zittau	4			
8. RS 821; AM-Untersuchungen mit ATHLET-Code Erweiterung des ATHLET-Codes für Analysen von Accident-Management-Maßnahmen	5			
9. RS 820; Analyse Kühlmittelverluststörfälle für WWER-1000/88 Analyse von Kühlmittelverluststörfällen für das DWR-Konzept WWER-1000/88 mit ATHLET einschließlich Code-Verifikation anhand sowjetischer Integralversuche	5			
10. RS 842; Diagnose zur Schadenfrüherkennung Rechnergestützte On-line-Diagnose zur Schadenfrüherkennung an Komponenten und Rohrleitungen	3			
Gesamt	53			

Tabelle 3.2: BMFT-Vorhaben, Übersicht über die Vorhaben zur Bewertung und Weiterentwicklung der Sicherheit von Kernreaktoren sowjetischer Bauart

Auftraggeber	Leistungsvolumen [h]			
	1988	1989	1990	1991 (Planung)
BMU	173 000	176 000	217 000	220 000
BMFT	199 000	177 000	168 000	182 000
Sonstige	85 000	89 000	81 000	88 000
davon				
– Landesbehörden	33 000	36 000	31 000	34 000
– TÜV	12 000	17 000	12 000	8 000
– Ausland	12 000	12 000	13 000	19 000
– Ingenieur-Aufgaben	28 000	24 000	25 000	27 000
Gesamt	457 000	442 000	466 000	490 000
davon nichtnuklear	17 000	14 000	11 000	15 000

Tabelle 3.3: Entwicklung des GRS-Auftragsvolumens nach Auftraggebern

Aufgabenschwerpunkt	Leistungsanteil [%]		Aufwand [h] 1991
	1990	1991	
Systemsimulation und Überwachung	10	9	42 000
Probabilistische Analysen	13	14	65 000
Neue Anlagenkonzepte	3	5	22 000
F + E; Code-Entwicklung	12	14	65 000
Störungs- und Betriebsbewertung	9	9	45 000
Sicherheitsgutachten	7	7	35 000
Radiologische Auswirkungen	5	5	25 000
Entsorgung	12	11	54 000
Internationale Beratung	3	3	16 000
Unterstützung neue Bundesländer	7	8	45 000
Direkte Zuarbeit Bund	14	10	51 000
Technische Dokumentation	2	2	10 000
Nichtnukleare Vorhaben	3	3	15 000
Gesamt:			490 000

Tabelle 3.4: Aufgabenschwerpunkte der GRS

● WWER-440/W-213 (Greifswald, Block 5)

Für das Kernkraftwerk Greifswald, Block 5, mit dem sowjetischen Reaktortyp WWER-440/W-213 werden zur Zeit umfassende Sicherheitsuntersuchungen vorgenommen. Dabei wird geprüft, inwieweit Anforderungen der in der Bundesrepublik geltenden Sicherheitsrichtlinien und technischen Regeln in der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage erfüllt werden. Im Vergleich zu den Reaktortypen WWER-440/W-230 sind die Anlagen der Baulinie W-213 mit verbesserten Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet. Für die Untersuchungen sind verschiedene Teilaufgaben von anderen Institutionen übernommen worden. Ertüchtigungsmaßnahmen werden zusammengestellt und Empfehlungen für weiterführende Untersuchungen erarbeitet. Die Ergebnisse werden nach Abstimmung mit der Sowjetunion veröffentlicht.

● WWER-1000 (Stendal)

Mit der sicherheitstechnischen Bewertung von Reaktoren des Typs WWER-1000/W-320 wurde begonnen. Dabei soll die sicherheitstechnische Auslegung des WWER-1000 am Beispiel des Kernkraftwerkes Stendal, Block A, auf der Grundlage der in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Sicherheitsanforderungen und sicherheitstechnischen Praxis überprüft werden. Die Untersuchungen werden gemeinsam mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) durchgeführt.

● PSA – Vergleich Biblis/Saporoshje

Im Rahmen des Vorhabens zur geplanten probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Kernkraftwerke Saporoshje/UdSSR und Biblis B wurden ein Seminar mit intensivem Informationsaustausch zu den Themen Gewinnung von Zuverlässigkeitskennwerten und Systemanalysen zum Kühlmittelverluststörfall „kleines Leck“ sowie eine Anlagenbegehung von Biblis B durchgeführt. Den Experten der UdSSR wurden detaillierte Systemunterlagen übergeben. Für den WWER-1000 wurden außerdem erste Fehlerbaumanalysen zu einigen Systemen durchgeführt. Erste Un-

terlagen der Anlage Saporoshje wurden erst im Frühjahr 1991 bei einem Besuch von GRS-Experten in Moskau von UdSSR-Seite übergeben.

● Endlager Morsleben – Sicherheitsanalyse

Am 1. August 1990 hat der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die GRS mit der Durchführung einer Sicherheitsanalyse für das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) beauftragt. Die sicherheitstechnische Analyse des Endlagers stützt sich vornehmlich auf eine Bestandsaufnahme unter Berücksichtigung vorhandener Sicherheitsuntersuchungen und Betriebserfahrungen, die durch die GRS und weitere Fachleute durchgeführt wurde. Die Ergebnisse sind als GRS-Bericht (GRS-79) veröffentlicht.

● Altlastenkataster Südregion

Das Ziel des gesamten Vorhabens ist es, die Altlasten, die aus dem Uranerzbergbau und anderen bergbaulichen Tätigkeiten resultieren, bei denen radioaktive Stoffe eine Rolle spielen, in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt möglichst flächendeckend zu erfassen.

Dazu ist es erforderlich, die derzeit noch verstreut bei vielen Unternehmen und Institutionen vorliegenden Informationen und Daten zu sammeln, sie zentral in einer Datenbank zu erfassen und zielgerecht auszuwerten. Die GRS soll als Generalunternehmer im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) in 1991 die Planung und Koordinierung des Vorhabens durchführen und die Datenbank aufbauen.

● Bruchmechanik

Durch bruchmechanische Analysen mit unterschiedlichen Methoden sollen die Bandbreiten der wesentlichen Einflußparameter auf das Rißinitiationsverhalten postulierter Risse in Reaktordruckbehältern unterschiedlicher Geometrie aufgezeigt werden.

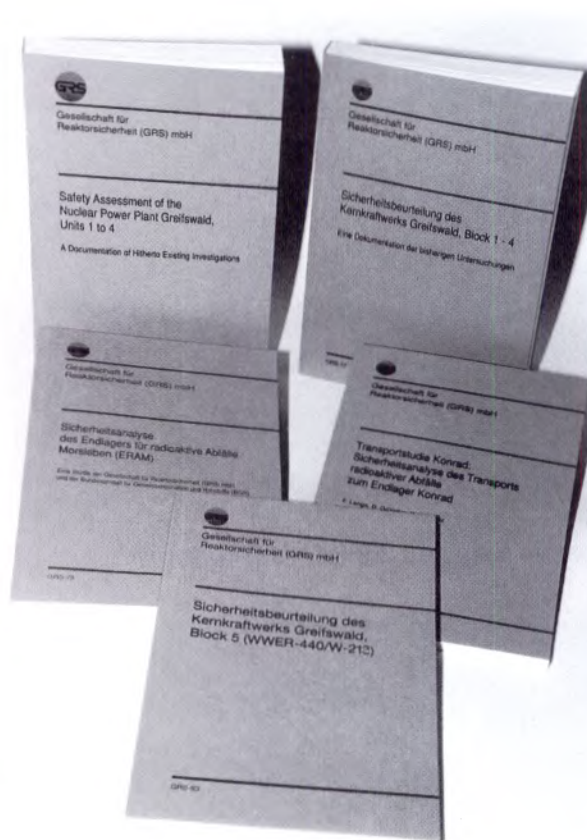


Bild 3.1: Die wichtigsten GRS-Studien im Berichtszeitraum zu den Anlagen Greifswald, Morsleben und zum Transport radioaktiver Abfälle in das geplante Endlager Konrad

● Containment-Analysen

Im Rahmen des Vorhabens zur Qualifikation der Rechenprogramme RALOC und DRASYS zur Anwendbarkeit auf eine Anlage vom Typ WWER wurden zwei Seminare zur Einarbeitung in den DRASYS-Code durchgeführt; ein Eingabedatensatz für eine WWER-Anlage mit Naßkondensationssystem wurde erstellt und Test-Rechenläufe durchgeführt. Zur Einführung in den RALOC-Code fand ebenfalls ein Seminar statt. Die Rechenprogramme RALOC und DRASYS wurden u. a. an die TH Zittau und die TU Dresden übergeben. Zur Einführung in die Wasserstoff-Problematik wurden ein Seminar veranstaltet sowie die HDR- und Battelle-Versuchsanlagen besichtigt. An den Besichtigungen und allen Seminaren haben Experten aus den fünf neuen Bundesländern und der UdSSR teilgenommen.

● Analysesimulator

Zum Vorhaben der Integration von WWER-Modellen, von Möglichkeiten der interaktiven Steuerung und von Graphik in das Analysesimulatorenpaket ATLAS und zu dessen Implementierung auf eine Workstation wurden zahlreiche Einzelschritte durchgeführt, wie z. B. Schnittstellen für den Transfer der Modelldaten geändert, Übersichtsschaltbilder entwickelt und die Darstellung von ATLAS-Graphiken mit dem Standardpaket ermöglicht.

● Untersuchungen zum Dampferzeuger-Heizrohrleck

Das Vorhaben zur Verifikation von Methoden zur Durchführung von Accident-Management-Analysen für WWER-440-Anlagen bei Dampferzeuger-Heizrohrleckagen ist abgeschlossen. Ein ATHLET-Eingabe-

datensatz für einen WWER-440/W-213 wurde erstellt und durch eine Vergleichsrechnung zu DYBLO- und RELAP-Analysen für einen Kollektorabrisß im Frischdampfsystem erfolgreich in einem ersten Schritt qualifiziert. Des weiteren wurden für einen WWER-440/W-230 zwei Inbetriebnahmetransienten nachgerechnet; die Rechnungen führten zu guten Ergebnissen. Verschiedene anlageninterne Notfallmaßnahmen für ein Dampferzeuger-Heizrohrleck in einem WWER-440/W-230 wurden untersucht. Dabei hat sich gezeigt, daß bei gleichzeitiger, sekundärseitiger und primärseitiger Druckabsenkung die Abblasmengen über Dach bzw. in den Sicherheitsbehälter am geringsten sind.

● ATHLET-Modellentwicklung für WWER-440-Anlagen

Im Rahmen des Vorhabens zur ATHLET-Modellentwicklung für WWER-Anlagen wurde der ATHLET-Code zur Durchführung von Notkühluntersuchungen für WWER-Anlagen erweitert. Für den Reaktortyp WWER-440/W-230 kann mit den ausführlichen Balance-of-Plant-Modellen das Regelverhalten gut simuliert werden. Die zusätzlichen Modellerweiterungen für die schnelllaufende ATHLET-Option stehen für Anwendungen zur Verfügung. Die Nachrechnung eines Inbetriebnahmeversuches von Block 4 des Kernkraftwerks Greifswald mit dieser Option zeigte gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Meßergebnissen, soweit die lückenhafte Datenbasis einen Vergleich zuließ. Bei der Simulation der horizontalen Dampferzeuger besteht jedoch noch Entwicklungsbedarf. Der erweiterte Notkühlcode ATHLET steht einschließlich Pre- und Post-Prozessor auf IBM-Arbeitsplatzrechner unter UNIX für Anwendungen bereit.

● ATHLET-Verifikation anhand von Experimenten am Heißdampfreaktor (HDR) und an der TH Zittau

Zur Verifikation des Rechenprogramms ATHLET anhand der HDR-Kondensations- und Druckhalterversuche der TH Zittau wurde ein ATHLET-Datensatz für die HDR-Versuchsanlage erstellt; ein ausgetesteter und erprobter ATHLET-Datensatz für die Versuchsanlage der TH Zittau steht nun zur Verfügung. Erste Nachrechnungen von Abblase- und Sprühversuchen brachten gute bis sehr gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten. Verbleibende Unterschiede wurden untersucht und in die Diskussion wünschenswerter Modell- und Programmerweiterungen einbezogen. Ein gemeinsames Fachkolloquium wurde in Garching durchgeführt.

Anlage	Greifswald 1 – 4 ehem. DDR	Greifswald 5 ehem. DDR	Stendal ehem. DDR	LOVIISA-1 Finnland	IVO-500 (Projekt) Finnland	IVO-1000 (Projekt) Finnland	WWER-1000/88 (Projekt) Sowjetunion
Typ	WWER-440/ W-230	WWER-440/ W-213	WWER-1000	WWER-440/ Spezial	WWER-440/ Spezial	WWER-1000/ Spezial	WWER-1000/88
Großer Bruch		●	●	●	●	●	●
Mittleres Leck	●	●	●				
Kleines Leck	●					●	●
Bruch Frischdampfsammler		●					
Dampferzeuger-Heizrohrleck	●			●	●		
Dampferzeuger-Kollektorbruch				●			
Schnellabschaltung				●	●		
ATWS					●		
Inbetriebsetzung	●						
Totaler Ausfall der Wechselstromversorgung	●						

Bild 3.2: WWER-Analysen mit ATHLET

● **ATHLET-Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen für das WWER-Konzept 1000/88**

Im Rahmen des Vorhabens zu Analysen von Kühlmittelverluststörfällen für das DWR-Konzept WWER-1000/88 wurde für den sowjetischen Versuchsstand Elektrogorsk ISB mit ATHLET der stationäre Naturumlauf simuliert. Auf der Basis dieser ATHLET-Analyse konnte festgestellt werden, daß der noch im Bau befindliche Versuchsstand hinsichtlich seiner Wärme-tauscherfläche im Dampferzeuger unterdimensioniert ist.

● **AM-Untersuchungen für WWER-Anlagen**

Bei der ATHLET-Entwicklung und -Verifikation zur Analyse von Accident-Management-(AM-)Maßnahmen für WWER-Reaktoren zeigte die Nachrechnung des AM-Versuchs an der LOFT-Versuchsanlage, daß das Programm ATHLET das Systemverhalten bei sekundär- und primärseitiger „bleed and feed“-Prozedur vorhersagt. Im Rahmen weiterer Analysen konnte gezeigt werden, daß der Inbetriebsetzungsversuch „Ausfall von zwei Hauptumwälzpumpen“ am Block 1 des Kernkraftwerks Greifswald mit ATHLET simuliert werden kann. Diese Ergebnisse wurden auf einem WTZ-Seminar im Dezember 1990 vorgestellt. Die auf dem Dampferzeuger-Seminar in Finnland im März 1991 vorgestellten ATHLET-Analysen zu Dampferzeuger-Phänomenen fanden großes Interesse seitens der Fachleute von Gidropress (UdSSR), die hinsichtlich des Dampferzeuger-Verhaltens eine engere Zusammenarbeit mit der GRS wünschten.

● **Diagnose zur Schadenfrüherkennung**

Im Vorhaben zur rechnergestützten Online-Diagnose zur Schadenfrüherkennung an Komponenten und Rohrleitungen wurde in zwei Arbeitstreffen der beteiligten Partner (ZfK Rossendorf, TH Zittau, KKW Greifswald, Siemens/KWU und GRS) die gegenwärtige Vorgehensweise bei diagnostischen Problemstellungen bei den einzelnen Partnern analysiert und eine gemeinsame Basis für den Einsatz von Dia-

gnosemethoden geschaffen. Der Aufbau eines Prüfstandes und des zugehörigen Strukturmodells beim ZfK Rossendorf wurde mit den Entwicklern diskutiert. Außerdem wurde eine Grobanalyse mit dem von der TH Zittau übergebenen Datenmaterial an der geschädigten Pumpe durchgeführt.

● **Ausblick**

Die Ergebnisse der bisherigen sicherheitstechnischen Untersuchungen zu den verschiedenen Reaktoren sowjetischer Bauart haben national und international großes Interesse und Zustimmung gefunden. Sie wurden bzw. werden in zahlreichen Gesprächen und Konferenzen nationaler und internationaler Gremien vorgestellt und mit Experten der Sowjetunion und den Ländern des Ostblocks diskutiert.

Aufgaben der bilateralen und internationalen Zusammenarbeit mit den Ländern in Osteuropa sowie der IAEA und der Kommission der Europäischen Gemeinschaft bei sicherheitstechnischen Untersuchungen von Kernkraftwerken sowjetischer Bauart gewinnen immer größere Bedeutung.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

● **ATHLET-Entwicklung**

Zur Simulation des thermohydraulischen Anlagenverhaltens wird das Rechenprogramm ATHLET entwickelt. Anfang 1990 wurden die bis dahin in verschiedenen Forschungsvorhaben durchgeführten Aktivitäten zu einem zentralen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben gebündelt. Ziel dieses Vorhabens ist es, ein Rechenprogramm zur realistischen Simulation aller Störfälle bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen in Siede- und Druckwasserreaktoren bereitzustellen. Insbesondere ist die Ertüchtigung des Rechenprogramms im Hinblick auf einen erweiterten Modellumfang, eine umfassende Systemabbildung, eine erhöhte Rechengeschwindigkeit sowie verbesserte Benutzerfreundlichkeit und Portabilität vorgesehen, um ein schnelles Simula-

tionsmodell für eine Nutzung innerhalb der Testwarte verfügbar zu haben.

Für den Anwendungsbereich der schweren Reaktorstörfälle mit Kernzerstörung wird der Programmzweig ATHLET-SA entwickelt. Dazu wurden Modelle zum Abschmelzen von Brennstäben und zur Freisetzung von Spaltprodukten aus Brennstäben im ATHLET-Code implementiert und ausgetestet.

● **ATHLET-Verifikation**

Zur systemtechnischen Verifikation von ATHLET anhand von Einzeleffekt- und Integralexperimenten haben insbesondere Analysen von Thermohydraulikexperimenten in der amerikanischen Versuchsanlage GERDA sowie in der japanischen Versuchsanlage LSFF beigetragen. ATHLET-SA wurde anhand von Experimenten in der französischen Versuchsanlage PHEBUS verifiziert.

Die GRS nahm an dem internationalen Standardproblem (ISP 28 der OECD/CSNI) teil. Bei der Nachrechnung des in der französischen Versuchsanlage PHEBUS durchgeführten Versuches B9 + , eines Versuches mit schweren Brennstabschäden, wurde gute Übereinstimmung zwischen den mit ATHLET-SA gerechneten und den gemessenen Bündeltemperaturen während der gesamten Versuchsdauer von etwa zwei Stunden erzielt.

● **Kernschmelzen**

Das F + E-Vorhaben „Kernschmelzen und Containment“ dient der Vorbereitung und Qualifizierung von Methoden zur Ermittlung der Unfallfolgen im Containment einer Schnellbrüteranlage. Die Verifikation des Programms CONTAIN wurde vorangetrieben. Ziel der Arbeiten ist die Klärung der Bedeutung verschiedenster Phänomene für die thermohydraulischen und radiologischen Belastungen des Containments und der Umgebung.

● **Aerosolverhalten im Containment**

Eine verbesserte Version des Rechenprogramms FIPLOC-M(AEROS) zur gleichzeitigen Beschreibung von Thermohydraulik und Aerosolverhalten in einem Leichtwasserreaktor-Containment wurde fertigge-

stellt und nach umfangreichen Testrechnungen an DEMONA- und LACE-Versuchen freigegeben. Ein Vergleich mit anderen Containment-Codes erfolgt im Rahmen eines europäischen Benchmarks.

● Weiterentwicklung und Verifikation des Rechenmodells RALOC

Mit dem Rechenprogramm RALOC werden die physikalischen Vorgänge von Wasserstoffverteilung und -verbrennung im Sicherheitsbehälter eines Leichtwasserreaktors simuliert. Die Weiterentwicklung und Verifikation des Rechenprogramms stellt einen wesentlichen Beitrag zur realitätsnahen Simulation auslegungsüberschreitender Störfälle und zur Beurteilung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen dar.

● Analysesimulator

Ein Prototyp des Modellgenerators für Leit- und Systemtechnikmodelle (Balance of Plant, BOP) wird erprobt. Der Modellgenerator setzt auf einer Bibliothek von Modulen (GCSM: Generalized Control System Module) auf, die in ATHLET mittels einer Eingabesprache eingebunden werden können. Ferner wurde die Nachbildung von SWR-Anlagen in den Analysesimulator einbezogen und mit der Implementierung von ATHLET-SA für die Simulation schwerer Störfälle begonnen.

● Testwarte

Die Installation der Testwarte ist abgeschlossen. Sechs graphische Arbeitsplätze und eine Projektionswand zur Darstellung von Simulationsergebnissen sind verfügbar. Die Bedienoberfläche der Testwarte wurde entsprechend den Anforderungen der Benutzer und des verteilten Rechnersystems neu gestaltet. Zur Erprobung der Testwarte wurden Störfälle mit kleinem Leck simuliert, die eine anlageninterne Notfallschutzmaßnahme (sekundärseitige Druckentlastung) erfordern. Anhand der Testfälle sind die Vorteile interaktiven Arbeitens und umfassender Visualisierung demonstriert worden. In der nächsten Phase sollen die Hinweise auf vom Anwender gewünschte Verbesserungen geprüft und Prozeduren erprobt werden.

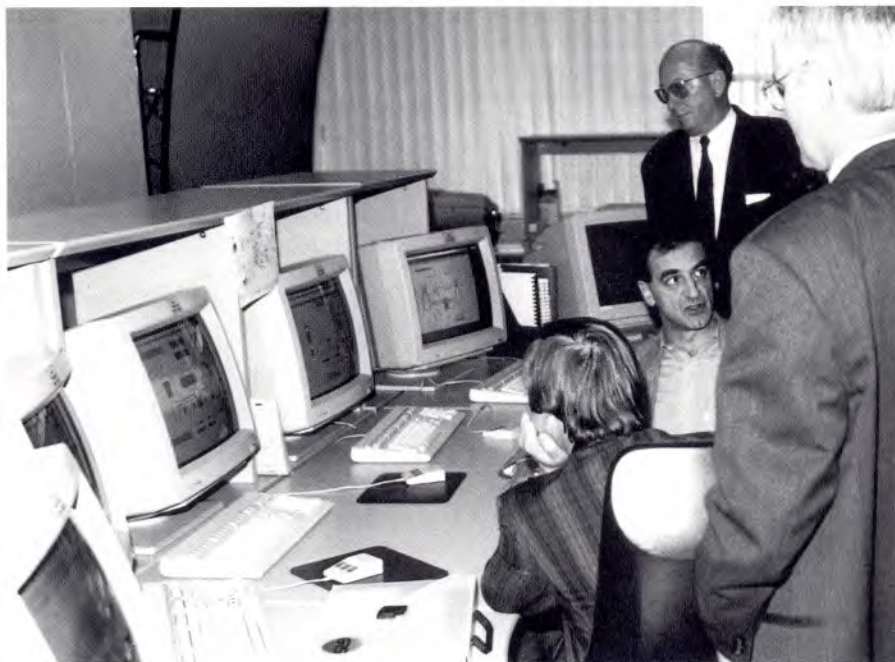


Bild 3.3: Die Testwarte im GRS-Neubau II auf dem Garching Forschungsgelände

● Expertensysteme

In einem F + E-Vorhaben „Nutzung der Möglichkeiten von rechnergestützten Entscheidungshilfen zur sicherheitsgerichteten Unterstützung der Operateure in Kernkraftwerken“ werden grundlegende Methoden der künstlichen Intelligenz zum Zwecke der Überwachung, Diagnose und Prädiktion von Anlagenzuständen und -verläufen entwickelt. Schwerpunktmäßig wurde 1990 an den zu den Wissensmodellen gehörigen Erklärungen gearbeitet. Bei der Benutzerschnittstelle wurde mit dem Einsatz eines Sprachein-/ausgabesystems versucht, die Kommunikation zwischen Operateur und Expertensystem noch effektiver zu gestalten. Es werden die Voraussetzungen für die Implementierung eines integrierten Prototypsystems geschaffen, das mit realen, d. h. im Kernkraftwerk aufgezeichneten Transienten die Funktionen des Systems demonstriert.

● Leittechnik

Bei der Entwicklung von Methoden und Werkzeugen für die Qualifizierung neuer Sicherheitstechnik wurden Simulationswerkzeuge für analoge und digitale Schaltungen eingesetzt. Angestrebte Ziele sind unter anderem eine bessere Quantifizierung der Wirksamkeit von Selbsttestprogrammen sowie die Bewertbarkeit der Fehlertoleranz neuer Leittechnikstrukturen. Im Software-Bereich fällt den Problemkreisen Bewertung formaler Methoden zur Software-Erstellung sowie Quantifizierung von Qualitätsattributen eine zentrale Bedeutung zu.

● Signalvalidierung

Es wurde ein Rechnerprogramm entwickelt, das nach entsprechender Modellentwicklung und Adaption online an der LOBI-Versuchsanlage getestet werden konnte. Während des BT-15/BT-16-Experiments, einer Loss-of-Feedwater-Transiente, wurden dynamische Dampferzeugersignale validiert. Hierfür wurden hardwaremäßig

Meßfehler an der Schnittstelle zwischen LOBI-Meßwerterfassungssystem und verwendetem PC simuliert. Die Testergebnisse zeigen, daß das entwickelte Programm zur rechnergestützten Fehlererkennung auch unter realistischen Umgebungsbedingungen zuverlässig in Echtzeit arbeitet.

● Probabilistische Unsicherheiten

Im Rahmen eines vom BMFT und der EG geförderten Forschungsvorhabens wurden Methoden zur probabilistischen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von Rechenmodellergebnissen entwickelt und ein Programmpaket zur Unterstützung der Benutzer bei der praktischen Durchführung solcher Analysen bereitgestellt. Das Programmpaket ist im wesentlichen fertiggestellt und wurde in verschiedenen Anwendungen erfolgreich erprobt. Die laufenden Arbeiten konzentrieren sich primär auf die Verbesserung der Benutzerführung durch die einzelnen Programme (so genannte „Driver“), die Erstellung einer PC-Version des gesamten Pakets sowie die Erstellung eines Benutzerleitfadens zur Durchführung der grundlegenden ersten Analyseschritte.

● Diagnose aktiver Sicherheitssysteme

Zur Schaffung der Grundlagen eines Früherkennungssystems für aktive Sicherheitssysteme werden wissensbasierte Analysemethoden untersucht, mit deren Hilfe Signalmuster und daraus abgeleitete Merkmale weitestgehend automatisch beurteilt werden können. Dazu müssen Methoden der Signalanalyse und Mustererkennung für die verschiedenen Sensorsignale angepaßt und maschinenspezifische Fakten sowie das Wissen des Spezialisten in eine Wissensbasis eingebracht werden. Aussagen über den Systemzustand und beginnende Abweichungen vom Normalzustand werden zu einem frühen Zeitpunkt möglich. Ein rechnerbasiertes Laborsystem befindet sich im Aufbau, experimentelle Daten wurden mit einer Signalerfassungseinheit von einer Not- und Nachkühlpumpe gewonnen.

● Bruchmechanische Analysen

Die Werkzeuge zur Beschreibung von stabilem Rißwachstum wurden weiterentwickelt und weitgehend abgeschlossen. Zur Zeit werden Modelle zum zyklischen Rißwachstum unter Berücksichtigung von Korrosion und zur Leckgrößenbestimmung an komplexen Geometrien, wie z. B. Abzweigungen, erarbeitet. Aufgrund der HDR-Ergebnisse wird die zeitliche Varianz von Ausströmraten bei wechselnden Belastungen untersucht.

● Reaktorphysik

Das 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX für Leichtwasserreaktoren, das für stationäre Berechnungen der nuklearen Kernausslegung und für zeitabhängige Störfallrechnungen eingesetzt wird, wurde durch Verbesserung der Lösungsverfahren weiter optimiert. Durch die Ergänzung mit interaktiven graphischen Programmen zur Ergebnisdarstellung sowie zur Erstellung von Kernbeladungen wurde der Programmeinsatz erleichtert. Gleichzeitig wurde das Rechenprogramm auf einer IBM-Workstation implementiert, so daß

das Rechenprogramm als effizienter Kernsimulator zur Verfügung steht.

Die reaktorphysikalischen Rechenprogramme des Kernforschungszentrums Karlsruhe für schnelle Reaktoren wurden zur Berechnung der Steuerstabwirksamkeit eingesetzt. Hierbei wurden die Auswirkungen der Diskretisierung, der Unterschiede zwischen Diffusions- und Transporttheorie und der Anzahl der Energiegruppen auf die Genauigkeit der Rechenergebnisse und deren Übereinstimmung mit Messungen detailliert untersucht.

Sicherheitstechnische Bewertungen und Analysen zu Kernkraftwerken

● SWR-Sicherheitsanalyse

Die Ende 1988 im Auftrag des BMFT begonnene probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) für einen Siedewasserreaktor (SWR) der Baulinie 72 hat insbesondere zum Ziel



Bild 3.4: Kernkraftwerk Philippsburg mit DWR und SWR (Luftbild Brugger GmbH, Stuttgart Nr. 2/63017 C)

- dominante Ereignisabläufe hinsichtlich Kernschmelzen aufzuzeigen,
- relative Schwachstellen zu ermitteln und
- sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten sowie anlageninterne Notfallmaßnahmen zu identifizieren und zu bewerten.

Die im Berichtszeitraum durchgeführten Arbeiten umfassen im wesentlichen Untersuchungen von

- Häufigkeit und Relevanz auslösender Ereignisse,
- anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrößen,
- wesentlichen Wirksamkeitsbedingungen für Transienten sowie orientierende thermohydraulische Rechnungen,
- systemtechnischen Einrichtungen,
- Bauwerksstandsicherheit und Verhalten der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie der ISO-Ventile bei Erdbeben,
- Standsicherheit und Integrität von Großbehältern,
- Einzeleffekten beim Kernschmelzen.

Der Abschluß der Arbeiten ist für Anfang 1992 vorgesehen.

● Accident-Management-(AM-) Analysen

Die Untersuchungen zur Auswertung der vorhandenen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken und zum optimalen Einsatz von Maßnahmen des anlageninternen Nofallschutzes wurden weitergeführt. Referenzanlagen sind das Kernkraftwerk Biblis B mit Druckwasserreaktor und das Kernkraftwerk Krümmel mit Siedewasserreaktor. Dabei wurde im Berichtszeitraum eine Methode zur systematischen Ableitung von AM-Maßnahmen aus den Schutzzielen und den Symptomen für eine Schutzzielgefährdung entwickelt. Die Ermittlung des Informationsbedarfs zur Einleitung und Überwachung der Wirksamkeit von AM-Maßnahmen wurde vorangetrieben.

● Regeln und Richtlinien

Im Berichtszeitraum hat die GRS den BMU bei der Weiterentwicklung von Regeln und Richtlinien und bei seinen internationalen Aktivitäten unterstützt.

Besonders hervorgehoben werden sollen die Arbeiten zu wiederkehrenden Sicherheitsüberprüfungen. Für die Durchführung dieser Sicherheitsüberprüfungen wird für verschiedene Aspekte in einem Länderarbeitskreis jeweils ein Leitfaden erarbeitet. Hierzu leistet die GRS Zuarbeit.

● F + E-Wertungen

Die GRS wertet Forschungsarbeiten und Untersuchungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Ausführung des Atomgesetzes aus. Weiterhin leistet sie fachliche Unterstützung bei Vorbereitung und Abwicklung von Untersuchungsvorhaben zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und bei der internationalen Beratung von Arbeitsprogrammen.

● Sichere Energieversorgung

Im Sinne eines gestaffelten Sicherheitskonzeptes ist es notwendig, die Netzanschlüsse derart zu optimieren, daß möglichst alle Einleitungsmechanismen für einen Station Black Out ausgeschlossen werden können. Bei den deutschen Konvoi-Anlagen sind über die bereits vorhandenen redundanten und diversitären Einrichtungen hinaus mehrere Verbesserungsmöglichkeiten identifiziert worden.

● Sicherheitsanforderungen für neue Reaktorkonzepte

Flankierend zur Entwicklung neuer Baulinien für Leichtwasserreaktoren wurde mit Untersuchungen darüber begonnen, wie sich – auf der Basis von Ergebnissen der Deutschen Risikostudie und der Untersuchungen zum Accident Management – die Sicherheit von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor noch verbessern läßt. Vor allem ist im Bereich auslegungsgeschreitender Ereignisse durch ent-

sprechend angepaßte, vorgeplante Maßnahmen und Vorrichtungen ein Gewinn an Sicherheit absehbar.

Langfristiges Ziel dieses Vorhabens ist es, die generellen Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke fortzuschreiben und dem weiterentwickelten Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen.

Dabei gilt es auch, die internationalen Trends bei der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik zu berücksichtigen. Hierzu hat die GRS mit dem IPSN, ihrem französischen Partnerinstitut, eine Arbeitsgemeinschaft gebildet.

● PSA-Modellstudie SWR

Am Beispiel der Anlage Philippsburg 1 soll modellhaft ein breites Spektrum auslösender Ereignisse untersucht werden mit dem Ziel, die wesentlichen Beiträge zur Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisse zu ermitteln. Hierbei liegt ein Schwerpunkt in der Einbeziehung der Leittechnik, die bisher in umfassenden probabilistischen Untersuchungen für SWR-Anlagen der Baulinie 69 nicht so detailliert berücksichtigt wurde.

● Weiterführung der Geschäftsstellentätigkeit

Bis zur vollständigen Übernahme aller seiner Aufgaben erfolgt die Unterstützung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durch die GRS in den Tätigkeitsbereichen

- Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK),
- Geschäftsstelle der Strahlenschutzkommission (SSK),
- Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) und
- Störfallmeldestelle.

● **Biblis A – PSA-Bewertung**

In der periodischen Anlagenbewertung wurde eine Beurteilung der vom Antragsteller vorgelegten probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA-Level 1) durchgeführt.

● **KKP 1 – PSA-Bewertung**

Zur vorgelegten probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für die Anlage Philippsburg 1 wurde gemeinsam mit dem TÜV Südwest eine Grundbewertung der verwendeten Modelle und Daten sowie des Ereignisspektrums durchgeführt.

● **KWO – Ergänzende probabilistische Analysen**

Eine 1989 im Auftrag des BMU fertiggestellte Zuverlässigkeitsanalyse sicherheitstechnisch wichtiger Systeme am Beispiel des Kernkraftwerkes Obrigheim (KWO) wird im Auftrag des Ministeriums für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie Baden-Württemberg aktualisiert, um sowohl im Zusammenhang mit Entscheidungen für das KWO als auch für die Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes älterer Anlagen genutzt werden zu können. Zu diesem Zweck wird die Analyse um zusätzliche auslösende Einleitungsereignisse sowie in Anlehnung an den PSA-Leitfaden zu verschiedenen Punkten erweitert und aktualisiert. Diese Untersuchungen sollen bis Oktober 1991 abgeschlossen sein.

● **Anlagensicherung**

Schwerpunkte waren die Prüfung von Anlagenänderungen und Wertungen zu den Hanauer Nuklearbetrieben und zum Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich sowie Untersuchungen zu den Anlagen in der ehemaligen DDR (Kernkraftwerk Greifswald, Forschungsreaktor Rossendorf).

Sicherheitsbewertung des Anlagenbetriebs

● **Bewertung besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken**

Die Arbeiten zur Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufs konzentrierten sich neben der routinemäßigen Bearbeitung, der Unterstützung von beratenden Gremien, der Erstellung von Weiterleitungsnachrichten und Kurzstellungnahmen vertieft auf besondere Fragestellungen, wie beispielsweise Zuverlässigkeit von Notstromdieselaggregaten in deutschen Kernkraftwerken.

Darüber hinaus wurde die Erweiterung der EDV-mäßigen Erfassung von technischen Unterlagen fortgeführt. Diese Informationszusammenstellung und -aufbereitung erfolgt mit dem Ziel, sehr schnell bei besonderen Vorkommnissen in in- und ausländischen Anlagen eine technische Bewertung durchführen zu können. Ein weiteres Ziel ist es, Aussagen zu machen, inwieweit Vorkommnisse in ausländischen Anlagen für die Sicherheit deutscher Anlagen relevant sind.

● **Funktionsprüfungen**

Für die Optimierung der Betriebsüberwachung wurde die Betriebsdokumentation einiger Systeme der Nachwärmeabfuhrkette in einem Kernkraftwerk ausgewertet. Durch die Analyse der Ausfallursachen und Fehlerentdeckung und durch vergleichende Betrachtungen über mehrere Anlagen soll die Festlegung von Funktionsprüfintervallen auf eine neue realistische Basis gestellt werden. Daneben werden Methoden der Störungsfrüherkennung an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen auf ihre Einsetzbarkeit hin überprüft. Untersuchungen zur PC-gestützten Diagnose bei Motorventilen stehen derzeit im Vordergrund. Für Einbauteile in Komponenten werden Betrachtungen möglicher Schädigungsformen und ergänzende Aussagen zur Lebensdauer erarbeitet.

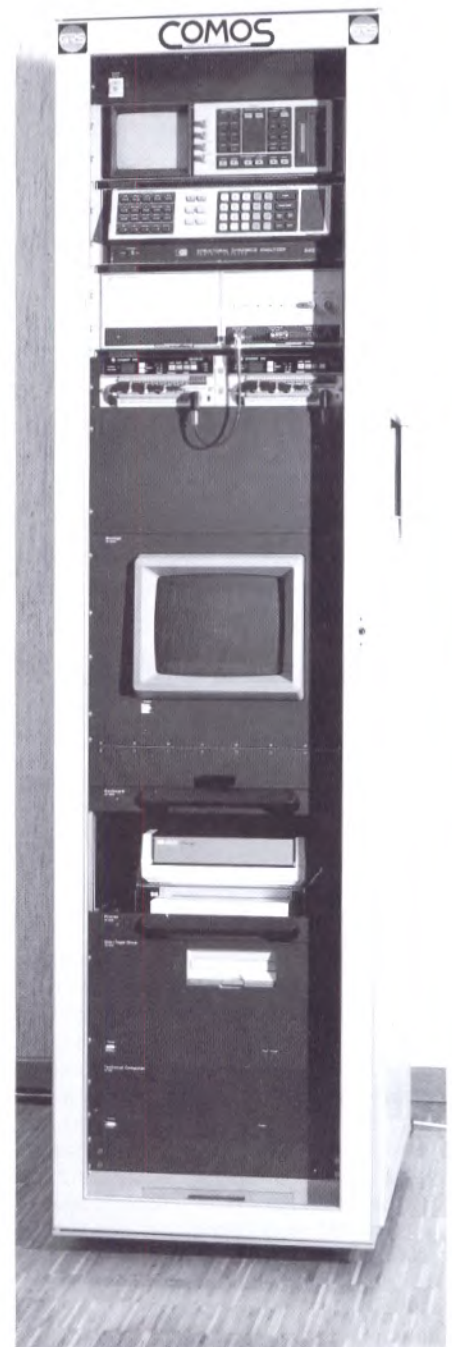


Bild 3.5: COMOS-Systemaufbau

● COMOS-Entwicklung und -einsatz

Vollautomatische Schwingungsüberwachungssysteme zur Primärkreisüberwachung von Druckwasserreaktoren (COMOS) werden von der GRS in sieben Druckwasserreaktoren betrieben. Die kumulierte Einsatzpraxis beläuft sich derzeit auf 200 Betriebsmonate. Aufgrund entsprechender Schadensfälle liegt ein Überwachungsschwerpunkt von COMOS bei der frühzeitigen Erkennung von Rißwachstum an Hauptkühlmittelpumpenwellen.

Seit Dezember 1989 wird das Systemkonzept in modifizierter Weise auch an einer Turbine erprobt. Nach genauer Analyse technischer Randbedingungen wurde im Kernkraftwerk Isar 1 ein Gemeinschaftsprojekt zwischen Bayernwerk, Allianz-Zentrum für Technik (AZT) und GRS gestartet.

● Aufbau einer Betriebsdatenerhebung

Zur gezielten Bewertung von Betriebsvorgängen, die sich unterhalb der Meldeschwelle für besondere Vorkommnisse ereignen, wurde bei der Erstellung eines geeigneten Auswertesystems für die Anlagen Biblis und Philippsburg mitgearbeitet.

Brennstoffkreislauf und Entsorgung

● Brennelementversorgungsanlagen und Brennelementeinsatz

Die Sicherheitsanforderungen für Anlagen zur Herstellung von niedrig angereichertem Uran, Mischoxid (MOX), zur staatlichen Verwahrung von Kernbrennstoffen sowie für Urananreicherungsanlagen werden entsprechend neuer Erkenntnisse weiterentwickelt.

Die besonderen Vorkommnisse in Brennelementfabriken, Anreicherungsanlagen und Wiederaufarbeitungsanlagen im In- und Ausland werden regelmäßig erfaßt und ausgewertet. Hierzu wurde die Datenbank VIBS eingerichtet.

Zur Beurteilung der Rückführung von Plutonium und Uran in Kernreaktoren wurde

ein PC-gestütztes Rechenmodell entwickelt. Mit Hilfe dieses Modells (ZYKLUS) wurden für den Arbeitskreis der Staatssekretäre von Bund und Ländern unter verschiedenen Randbedingungen Szenarien des Brennstoffkreislaufs dargestellt und Mengenprognosen von Plutonium, Uran und abgebrannten Brennelementen durchgeführt.

Ein computergestütztes Modell (BETRA) zum Anfall und zur Entsorgung abgebrannter Brennelemente – unter anderem auch im Hinblick auf die Erfüllung des Entsorgungsvorsorgenachweises – ist im Einsatz. Die errechneten Daten werden anhand einer jährlichen Länderumfrage regelmäßig aktualisiert.

● Transport

Für den Transport radioaktiver Abfälle zu den geplanten Endlagern Konrad und Morsleben wurden Sicherheitsanalysen durchgeführt.

● Direkte Endlagerung

Im Rahmen der F + E-Arbeiten zur Direkten Endlagerung ausgedienter Brennelemente ist es Aufgabe der GRS, diese Arbeiten sicherheitstechnisch im Hinblick auf genehmigungsrelevante Aspekte zu bewerten sowie das sicherheitsanalytische Instrumentarium zu prüfen und Rechencodes zu qualifizieren.

Die einzelnen von der GRS 1990/91 zu beurteilenden Vorhaben umfassen dabei die Planungsarbeiten zur „Systemanalyse Endlagerkonzepte (SEK)“, die „Demonstrationsversuche“ sowie „Experimentelle Untersuchungen“.

● Deutsch-Französische und Deutsch-Britische Expertenkommissionen

Im Jahre 1989 wurden zwischen dem BMU und den jeweiligen für die Sicherheit der Kernenergienutzung zuständigen Ministerien Frankreichs und Großbritanniens bilaterale Vereinbarungen zur verstärkten Zusammenarbeit getroffen, die jeweils auch die Bildung einer gemeinsamen Expertengruppe zur Untersuchung sicherheitsrelevanter Fragestellungen beinhaltete.

Von den beiden Expertengruppen wurden Anfang 1991 erste Entwürfe der Erfahrungs- und Abschlußberichte vorgelegt.

● AVK

Im Auftrag der VDEW hat die GRS an der Entwicklung des Abfallfluß-, Verfolgungs- und Produktkontrollsystems (AVK) mitgearbeitet.

Mit diesem System können die Forderungen der BMU-Richtlinie erfüllt werden, daß jederzeit die erforderlichen Informationen über Art, Menge, Beschaffenheit und Lagerort der vorhandenen radioaktiven Abfälle für Betreiber und Behörden kurzfristig bereitgestellt werden können.

Das AVK befindet sich kurz vor Abschluß der programmtechnischen Umsetzung und der Übergabe eines lauffähigen und fehlerfreien Software-Paketes.

● Leitnuklide-Konzept

Die GRS hat im Auftrag der VDEW ein Verfahren entwickelt, mit dem die Aktivität relevanter Leitnuklide in Kernkraftwerksabfällen ohne aufwendige meßtechnische Analysen bestimmt werden kann.

Die bisherigen Ergebnisse haben gezeigt, daß für einige der zu bestimmenden Leitnuklide die Datenbasis zur Ableitung von Nuklidrelationen noch nicht ausreicht. Eine der wesentlichen Aufgaben der notwendigen weiterführenden Arbeiten ist daher die Auswertung der Ergebnisse ergänzender Radionuklidmessungen.

Nichtnukleare Vorhaben

● Geschäftsstelle „Anlagensicherheit“

Nach § 31 a Bundes-Immissionsschutzgesetz ist beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) ein Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) gebildet, der die Bundesregierung oder den zuständigen Bundesminister in sicherheitstechnischen Fragen berät, die die Verhinderung von Störfällen und die Begrenzung ihrer Auswirkungen betreffen. Ferner erarbeitet der TAA dem Stand der Sicherheitstechnik entsprechende Regeln.

Außerdem ist beim BMU die Störfall-Kommission (SFK) gebildet (nach § 51 a Bundes-Immissionsschutzgesetz), die die Aufgaben des TAA durch die Erstellung von Gutachten in regelmäßigen Abständen oder aus besonderem Anlaß ergänzt.

Die Aufgaben einer gemeinsamen Geschäftsstelle des TAA und der SFK sollten von der GRS, Köln, wahrgenommen werden.

Vordringliche Aufgaben im Vorfeld der Tätigkeit des TAA und der SFK sind:

- Entwurf einer Geschäftsordnung für den TAA und die SFK,
- Erarbeiten eines Aufgabenkatalogs mit Prioritätenfestlegung als Diskussionsgrundlage für die Arbeit des TAA und der SFK, wobei eine eindeutige Aufgabentrennung beider Gremien zu berücksichtigen ist,
- Bestandsaufnahme der Arbeiten der bisherigen Störfall-Kommission,
- Planung einer Datenbank,
- Vorschlag zur Einrichtung einer zentralen Meldestelle für Störfälle.

● Müllverbrennungsanlage Solingen

Für die Stadt Solingen führt die GRS eine Sicherheitsanalyse der Müllverbrennungsanlage nach § 7 Störfall-Verordnung durch. Bei dieser Anlage, die sich innerhalb eines bebauten Gebietes befindet, werden insbesondere die zu untersuchenden Störfälle identifiziert, ihre Abläufe er-

mittelt und die sich aus ihnen ergebenden potentiellen Umweltbelastungen – insbesondere Immissionen – berechnet. Entsprechend dem Vorgehen der zweiten Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zur Störfall-Verordnung umfaßt die Analyse unter anderem folgende Themen

- Beschreibung der Anlage und des Verfahrens
- Beschreibung der Stoffe
- sicherheitstechnisch bedeutsame Anlagenteile
- Gefahrenquellen
- Störfallauswirkungen
- Störfallbegrenzungsmaßnahmen
- Arbeitsschutz bei Betriebsstörungen

● Untersuchungen zur Verbesserung des Arbeitsschutzes

Sicherheitstechnische Untersuchungen aus der Prozeßindustrie können für den Arbeitsschutz genutzt werden. Im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz wird dargelegt, wie aus der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten in Chemieanlagen und probabilistischen Untersuchungen von Anlagen Verbesserungen des Arbeitsschutzes erreicht werden können.

● Datenbank meldepflichtiger Ereignisse

Für die Landesanstalt für Immissionsschutz Nordrhein-Westfalen wird das Konzept für eine Datenbank zur Erfassung und Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen entwickelt. Neben der zentralen Erfassung soll die Datenbank eine statistische Auswertung von Vorkommnissen ermöglichen mit dem Ziel, den erreichten Sicherheitsstandard weiter zu verbessern, etwaige Mängel an der betroffenen Anlage zu erkennen, dem Auftreten ähnlicher Fehler an anderen Anlagen vorzubeugen, Schwachstellen im Vorfeld zu erkennen und Erkenntnisse für die Auslegung neuer Anlagen abzuleiten.

● Bruchmechanische Abschätzungen

Mit Hilfe von bruchmechanischen Abschätzungen werden für die Ruhrgas AG

kritische Riß- und Leckgrößen an Gas-transportleitungen bestimmt bei verschiedenen Betriebsdrücken und Außendurchmessern.

● Brand in Chlorgassystemen

Im Auftrag der Wacker-Chemie GmbH wird für einen postulierten Brand unterhalb einer Rohrleitung zum Transport von flüssigem Chlor die Entleerungszeit berechnet. Daraus soll abgeschätzt werden, ob während des Entleerungsvorgangs eine so hohe Temperatur an der inneren Rohrwandung erreicht wird, daß ein Chlor-Eisen-Brand auftreten kann.

● Vorhaben im Rahmen des Esprit-2-Programms der EG

Das Projekt SCOPE begann im März 1989 mit den Zielen

- Schaffen der Voraussetzungen für die Verleihung eines abgestuften Zertifikates für Software in Europa
- Entwicklung effizienter und kostengünstiger Zertifizierungstechniken für die Verleihung eines solchen Zertifikates

Im Juni 1989 wurde das Projekt DARTS gestartet. Seine Ziele sind:

- Auswertung der Vor- und Nachteile eines mehrfach diversitären Software-Systems gegenüber einem Einzelsystem bezüglich verschiedener Sicherheitskenngrößen und Kosten (bei vergleichbarer Zuverlässigkeit)
- Erarbeiten von Richtlinien für den Aufbau und die Bewertung sicherheitsrelevanter Rechnersysteme
- Bereitstellung einer Umgebung für Benchmark-Tests von Sicherheits-Software.

3.2 Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben

Das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) liegt in einer Salzlagerstätte der von Nordwesten nach Südosten führenden grabenartigen Störungszone des Allertals. Zum Endlager gehören die Schachtanlagen Bartensleben und Marie. Die Schachtanlage Bartensleben befindet sich am Rand der Ortslage Morsleben, Kreis Haldensleben, im Land Sachsen-Anhalt und wird für die Einbringung des Abfalles genutzt, während der Schacht Marie als Notschacht dient.

Im August 1990 beauftragte der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die GRS damit, eine Sicherheitsanalyse für das ERAM durchzuführen. Ziel der Sicherheitsanalyse war die Überprüfung, ob die Sicherheit der Beschäftigten und der Umwelt beim Betrieb der Anlage gegeben ist. Die Sicherheitsanalyse umfaßte die Aufgabenschwerpunkte

- Aufnahme des Anlagenstatus,
- Bewertung der betrieblichen Sicherheit,
- Bewertung der betrieblichen Kontrolle,
- geologische Standortbewertung und
- Bewertung der Langzeitsicherheit.

Basis für die Arbeiten waren der Sicherheitsbericht des Endlagers sowie die verfügbaren begleitenden Unterlagen, außerdem Fachgespräche und Begehungen vor Ort. Zur Bearbeitung von Aufgabenschwerpunkten und speziellen Sicherheitsfragen wurden zusätzlich weitere Fachleute aus anderen Organisationen eingeschaltet:

- die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR),
- die Deutsche Montan Technologie (DMT),
- das Institut für Bergbausicherheit (IfB),
- das ehemalige Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der DDR.

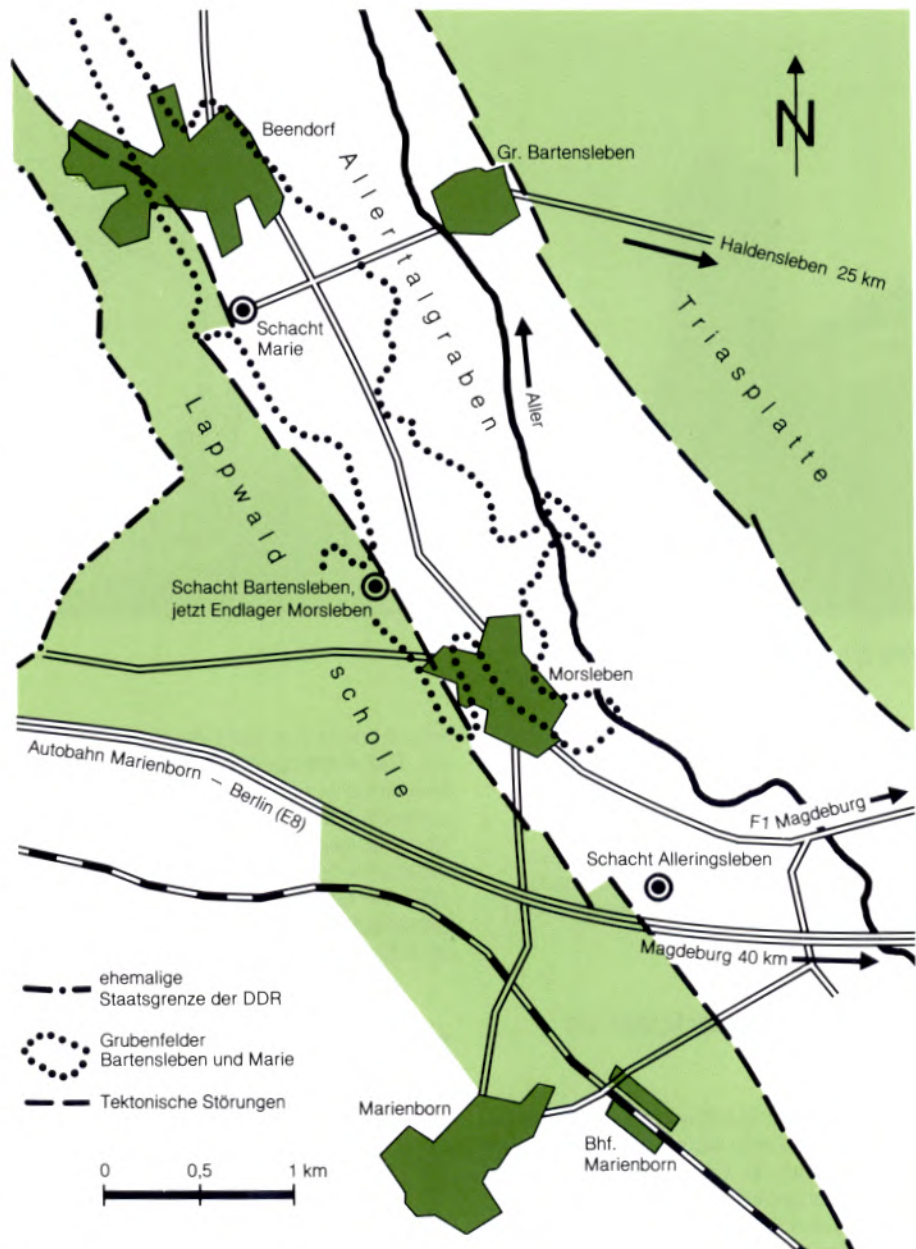


Bild 3.6: Lage des ERAM



Bild 3.7: Förderturm und Umladehalle

Als Grundlage der Bewertung der Anlage dienten die gesetzlichen Bestimmungen sowie die Ausführungsvorschriften der Bundesrepublik.

Die Ergebnisse der Sicherheitsanalyse, die Ende Februar 1991 abgeschlossen werden konnten, sind im folgenden kurz beschrieben.

Eingelagerte radioaktive Abfälle

In das ERAM sind schwach- und mittelaktive Abfälle in Form fester und flüssiger Abfälle sowie als umschlossene Strahlenquellen endgelagert, deren Aktivität überwiegend aus Beta-/Gamma-Strahlern besteht. Die Abfälle stammen aus den Kernkraftwerken sowie aus dem gesamten Bereich der Anwendung und Produktion (APR) radioaktiver Stoffe. Bis Ende 1989 wurden ca. 14 000 m³ Abfälle mit einer Gesamtaktivität von ca. 350 TBq eingelagert. Der Anteil an Alpha-Strahlern beträgt etwa das 10⁻⁴fache der Gesamtaktivität. Feste Abfälle machen rund 40 % des Ab-

fallvolumens aus, der Rest ist flüssiger Abfall. Die eingelagerten Strahlenquellen haben einen Anteil von etwa 1 % an der Gesamtaktivität und sind volumenmäßig vernachlässigbar. Bei kontinuierlichem Weiterbetrieb der Anlage wird für das Jahr 2000 ein Gesamtinventar von 1,6 PBq, entsprechend einem Volumen von ca. 33 000 m³, prognostiziert.

Betriebsabläufe

Die übertägigen Anlagen, der Schacht Bartensleben sowie die Schachtförderanlage sind aufgrund ihrer baulichen Substanz und ihrer technischen Ausführung in der Lage, die an sie gestellten Anforderungen zu erfüllen. In der Analyse wurden Nachrüstmaßnahmen, z. B. bezüglich der Schachtförderanlage (Schachtsperre) und des Brandschutzes, empfohlen.

Die unter Tage eingesetzte Einlagerungstechnik umfaßte die In-situ-Verfestigung flüssiger Abfälle mit Braunkohlefilterasche, die Stapelung fester Abfälle in Kammern und den Versturz fester Abfälle

in Unterwerksbaue. Die sicherheitstechnische Bewertung dieser Techniken führte zu den Empfehlungen,

- die In-situ-Verfestigung einzustellen,
- die bewährte Technik der Stapelung in standardisierten Behältern vorzunehmen und
- den Versturz behälterloser brennbarer und unkonditionierter Abfälle einzustellen und nur noch konditionierte Abfälle in standardisierten Behältern zu verstürzen.

Darüber hinaus wurden die untertägigen Strecken und Hebezeuge für den Einlagerungsbetrieb als ausreichend dimensioniert bewertet.

Für den gesamten Einlagerungsbereich ist ein Nachrüstbedarf bei den Maßnahmen des Brand- und Explosionsschutzes festgestellt.

Störfälle

Die Auswertung der vorliegenden Betriebserfahrungen des ERAM ergab keine Hinweise auf eine besondere Störanfälligkeit der Anlage. Zur Bewertung der betrieblichen Sicherheit hat die GRS eine Störfallanalyse auf der Basis abdeckender realistischer Abschätzungen durchgeführt. Die betrachteten Störfälle wurden eingeteilt in

- Ereignisse, die radiologisch relevant sind und in ihren radiologischen Auswirkungen untersucht werden, und
- Ereignisse, die mit hinreichender Sicherheit durch die Auslegung, gegebenenfalls durch Nachrüstmaßnahmen, vermieden werden.

Es wurden Ereignisse über und unter Tage sowie im Schachtbereich analysiert. Danach tritt kein Störfall auf, der nicht beherrschbar ist bzw. zu einer Überschreitung der Störfallplanungsgrenzwerte nach § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung führt.



Bild 3.8:
Gestapelte Fässer
mit festen
radioaktiven Abfällen

Strahlenexposition der Bevölkerung und des Personals

Im bestimmungsgemäßen Betrieb werden die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt eingehalten. Das gleiche gilt für die beruflich strahlenexponierten Personen.

Geologische Standortbewertung

Die vom geologischen Gutachter BGR durchgeführte Bewertung kommt zu dem Ergebnis, daß eine Gefährdung der Stabilität des Grubengebäudes Bartensleben/Marie gegenwärtig nicht erkennbar ist.

Die Standortregion weist eine geringe Seismizität auf. Die festgestellten Tropfstellen und Laugenzuflüsse sind seit etwa 80 Jahren weitgehend gleich geblieben. Unter Berücksichtigung dieser Tatsachen und der geowissenschaftlichen Einschätzung durch die Gutachter ist mit einer Zunahme der Laugenzuflüsse, die in der unterstellten Betriebszeit zu einer Beeinträchtigung der Stabilität der Grube führen könnte, nicht zu rechnen. Ad-hoc-Baumaßnahmen sind daher nicht erforderlich.

Zur Verbesserung des derzeitigen Kenntnisstandes — im Sinne der Erfordernisse, die sich bei der Durchführung eines aktuellen Planfeststellungsverfahrens stellen — werden jedoch eingehende geowissenschaftliche Untersuchungen für not-

wendig erachtet. Zu den Maßnahmen, die umgehend angegangen werden müssen, zählen u. a. die Erarbeitung eines geotechnischen Konzeptes zur Beherrschung der Laugenzutritte, die für die Nachbetriebsphase nicht auszuschließen sind, und zur Sicherung der gebirgsmechanischen Stabilität der Einlagerungshohlräume sowie die Erarbeitung eines Stillungskonzeptes für die Anlage.

Sicherheit in der Nachbetriebsphase

Um die Sicherheit in der Nachbetriebsphase einzuschätzen, hat die GRS Analysen mit konservativen Ansätzen durchgeführt. Ausgehend vom Störfall „Laugeneinbruch in das Bergwerk“ ist das Freisetzungs- und Transportverhalten von Radionukliden im Grubengebäude und in der Biosphäre behandelt worden. Die Transport- und Retardationvorgänge in der Geosphäre blieben aus Gründen der Konservativität unberücksichtigt. In den Analysen wurde von einem Versatzkonzept ausgegangen, das die Standsicherheit des Grubengebäudes für den Betrachtungszeitraum gewährleistet. Die Analysen ergaben, daß sowohl für das eingelagerte Aktivitätsinventar als auch für das zum Jahr 2000 prognostizierte Inventar keine Überschreitung der Dosisgrenzwerte nach § 45 der Strahlenschutzverordnung infolge Aktivitätsfreisetzung in das Grund- und Oberflächenwasser in der Umgebung der Anlage zu erwarten ist.

Zusammenfassung

Die sicherheitsanalytische Bewertung des ERAM zeigt, daß keine Gefährdungen bestehen, die eine Einstellung des Betriebes der Anlage erforderlich machen würden. Es sind durch die Analyse Nachrüstmaßnahmen identifiziert und kategorisiert worden. Die Maßnahmen, die als unverzüglich einzuleitend eingestuft wurden, hat der Betreiber der Anlage bereits realisiert. Die restlichen Maßnahmen sind teilweise umgesetzt oder geplant. Die Nachrüstmaßnahmen können während des Betriebs der Anlage vorgenommen werden.

3.3 Sicherheitsuntersuchungen zu Kernkraftwerken mit sowjetischen WWER-Druckwasserreaktoren

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) werden seit Anfang des vergangenen Jahres umfassende Sicherheitsuntersuchungen für die sowjetischen WWER-Druckwasserreaktoren an den Standorten Greifswald und Stendal in der ehemaligen DDR durchgeführt. Hauptauftragnehmer für diese Untersuchungen ist die GRS. Einige Teilaufgaben zu diesen Arbeiten sind im Unterauftrag der GRS von anderen Institutionen, u. a. verschiedenen Technischen Überwachungs-Vereinen und der Materialprüfanstalt Stuttgart (MPA), übernommen worden.

Für die Untersuchungen wurde von Anfang an eine breit angelegte internationale Zusammenarbeit angestrebt. So wurden an den Untersuchungen die UdSSR als Erbauer der Anlagen sowie Frankreich als westeuropäisches Land mit der größten Betriebserfahrung beteiligt. Von sowjetischer Seite wurden für die Arbeiten Vertreter des Ministeriums für Atomenergie und Industrie, der Aufsichtsbehörde, Fachleute des Kurchatow-Instituts Moskau sowie Ingenieure des Projektanten und Anlagenerstellers hinzugezogen. Auf französischer Seite besteht eine enge Zusammenarbeit mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Paris.

Übersicht

Die WWER-Druckwasserreaktoren wurden in der Sowjetunion bereits in den fünfziger Jahren parallel zu den leichtwasser-gekühlten graphitmoderierten Druckröhrenreaktoren des Tschernobyl-Typs entwickelt. Ein erster WWER-Reaktor wurde Anfang der sechziger Jahre in Novo-Woronesch errichtet.

In den Folgejahren wurden WWER-Druckwasserreaktoren in verschiedenen ost-

	UdSSR	BRD	Bulgarien	CSFR	Ungarn	Finnland	Kuba	Summe
WWER-440/W-230	4/0	0/0 ¹⁾	4/0	2/0	—	—	—	10/0
WWER-440/W-213	4/0	0/4	—	6/4	4/0	2/0	0/2	16/10
WWER-1000	16/14	0/2	1/3	0/2	—	—	—	17/21

¹⁾ ohne Greifswald 1 — 4

Tabelle 3.5: WWER-Reaktoren in Betrieb / im Bau (Januar 1991)

europäischen Ländern gebaut und in Betrieb genommen (Tab. 3.5). So wurden Anlagen der älteren Baulinie WWER-440/W-230 mit einer elektrischen Leistung von 440 MW in der UdSSR, in Bulgarien, in der Tschechoslowakei und in der ehemaligen DDR errichtet.

In den siebziger Jahren wurde die Konstruktion der WWER-Reaktoren in einer weiterentwickelten Baulinie WWER-440/W-213 verbessert. Von dieser Baulinie befinden sich derzeit in verschiedenen osteuropäischen Ländern und in Kuba 16 Anlagen in Betrieb und 10 in Bau.

Als größere Einheit mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW wurde in der Sowjetunion der Druckwasserreaktor WWER-1000/W-320 entwickelt. Das Konzept dieses Reaktors lehnt sich weitgehend an den Aufbau westlicher Druckwasserreaktoren an. Als erste Anlage dieser Baulinie ging 1985 in der Sowjetunion das Kraftwerk Saporoshje 1 in Betrieb.

In den neuen Bundesländern befinden sich WWER-Reaktoren an den Standorten Greifswald und Stendal. Die Blöcke 1 — 4 des Kernkraftwerks Greifswald sind mit Reaktoren der älteren Baulinie WWER-440/W-230 ausgerüstet. Sie wurden im vergangenen Jahr außer Betrieb genommen. Von den weiteren Blöcken 5-8 der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213 befand sich Block 5 bereits im Probebetrieb. Die Blöcke 6 — 8 sind in unterschiedlich weit fortgeschrittenem Bauzustand. In Stendal sind zwei Blöcke des Typs WWER-1000/W-320 zu ca. 40% bzw. 15% fertiggestellt.

Auslegungsmerkmale von WWER-Reaktoren

Im Vergleich zu Druckwasserreaktoren westlicher Bauart weisen die sowjetischen WWER-Reaktoren einige Besonderheiten auf (Bild 3.9). Alle Anlagen besitzen liegende Dampferzeuger und hexagonale Brennelemente.

Anlagen der Baureihe WWER-440 werden grundsätzlich als Doppelblockanlagen errichtet. Jeder Block besitzt sechs Kühlmittelschleifen und Dampferzeuger (Bild 3.10). Die Kühlmittelschleifen sind primärseitig einzeln absperbar. Ein weiteres charakteristisches Merkmal der WWER-440-Reaktoren ist der hohe und sehr schlanke Reaktordruckbehälter sowie als Sicherheitseinschluß ein Druckraumsystem, welches den Reaktorkühlkreislauf und seine Komponenten umschließt. Im Unterschied zum einfachen Druckraumsystem mit Überströmklappen der älteren W-230-Anlagen schließt an das Reaktor-gebäude der W-213-Anlagen ein Druckkabinensystem mit einer Naßkondensationsanlage an.

Das Konzept des WWER-1000/W-320 lehnt sich weitgehend an den Aufbau westlicher Druckwasserreaktoren an. So besitzen diese Anlagen ein Volldruckcontainment, das gegen den Druckaufbau beim vollständigen Abriß einer Hauptkühlmittelleitung ausgelegt ist.

Der Vergleich wesentlicher Auslegungsdaten (Tab. 3.6) zeigt, daß Reaktoren des Typs WWER-440 im Vergleich zu moder-

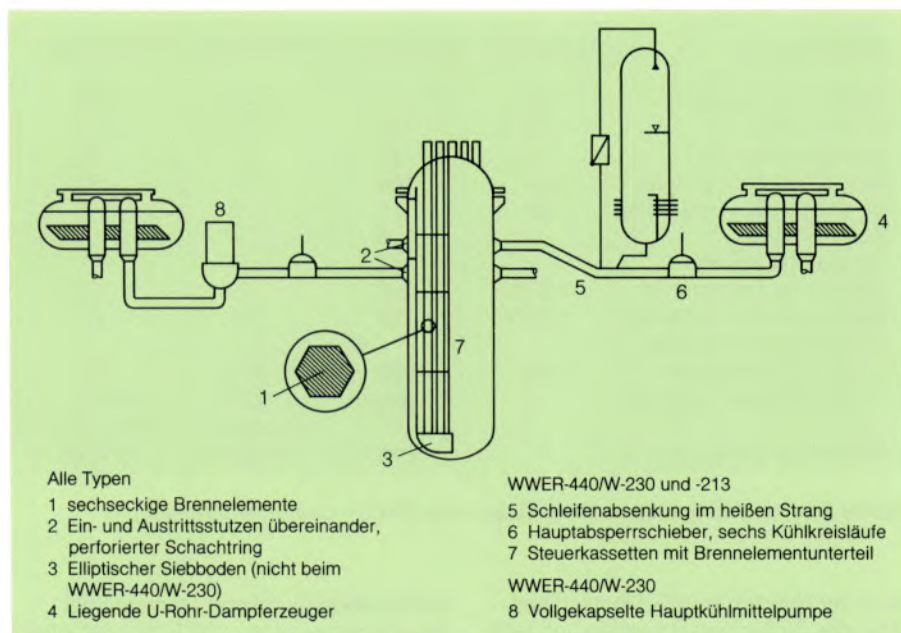


Bild 3.9: Konstruktive Besonderheiten des WWER

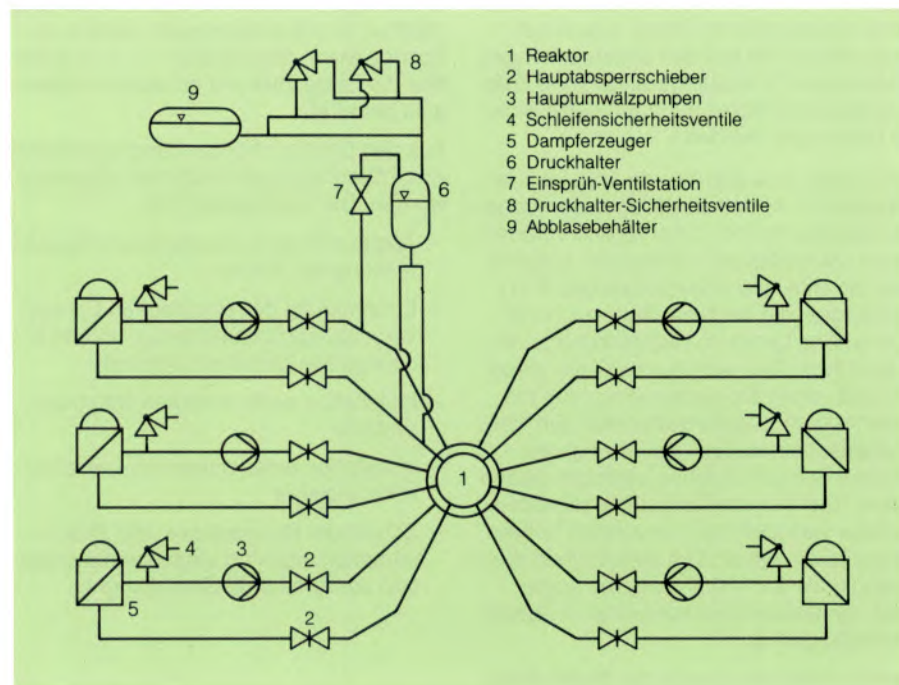


Bild 3.10: Reaktorkühlkreislauf des WWER-440/W-213

nen Druckwasserreaktoren auch einige Vorzüge besitzen. Beispielsweise hilft die Möglichkeit zur Absperrung einzelner Kühlmittelschleifen bei der Beherrschung von Leckstörfällen, insbesondere bei Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen. Ein erheblicher Vorteil liegt in der großen thermischen Trägheit der WWER-440-Reaktoren. Der relativ große Wasserinhalt des Reaktorkühlkreises und der Sekundärseite der Dampferzeuger stellt eine erhebliche Sicherheitsreserve dar, mit der auch bei einem vollständigen Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor über mehrere Stunden aufrechterhalten werden kann.

WWER-440/W-230 (Kernkraftwerk Greifswald, Blöcke 1 – 4)

Die ersten Untersuchungen befaßten sich mit den Blöcken 1 – 4 des Kernkraftwerks Greifswald, den Reaktoren der älteren Baulinie WWER-440/W-230. Die Arbeiten wurden in enger Zusammenarbeit mit dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der DDR durchgeführt. Untersucht wurden Materialfragen, Systemtechnik, Störfallverhalten, Sicherheitseinschluß sowie der Schutz gegen übergreifende Einwirkungen. Da es sich um laufende Anlagen handelte, war auch eine Bewertung der Betriebsführung und der während des Betriebes aufgetretenen besonderen Vorkommnisse wichtig. Die Untersuchungen hatten das Ziel zu prüfen, wie weit für diese Blöcke Nachrüstmaßnahmen möglich und erforderlich sind, um einen Weiterbetrieb auf einem ausreichenden Sicherheitsniveau zu ermöglichen. Die hierzu erarbeiteten Ergebnisse wurden im Juni des vergangenen Jahres veröffentlicht¹⁾.

Im Vergleich zu heutigen Sicherheitsanforderungen wurden in nahezu allen Bereichen der sicherheitstechnischen Ausle-

¹⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 – 4, GRS-77, Juni 1990

gung erhebliche Mängel festgestellt. Zu nennen sind z. B.:

- Geringe Redundanz und weitgehende Vermaschungen in den sicherheitstechnischen Einrichtungen.
- Keine ausreichende Wirksamkeit der Sicherheitssysteme. Die Anlagen sind nicht gegen größere Lecks im Reaktorkühlsystem ausgelegt. So existiert kein ausreichendes Notkühlsystem, es ist weder ein druckfester Sicherheitsbehälter noch ein Druckabbausystem vorhanden.
- Kein ausreichender Schutz (fehlende räumliche Trennung) gegen übergreifende Einwirkungen, z. B. aus Brand und Überflutung.
- Instrumentierung und Regelung sind unzureichend. Sie entsprechen nicht den Anforderungen an die Automatisierung des Anlagenbetriebes.
- Die konstruktionsbedingt hohe Neutronenbestrahlung auf die Wandungen des Reaktordruckbehälters nahe des Reaktorkerns führt ohne Gegenmaßnahmen zu einer unzulässig hohen Materialversprödung.

Schwerwiegende Mängel zeigten sich auch bei der Betriebsführung sowie den hierzu vorgenommenen Auswertungen der Betriebserfahrungen. So wurden mehrfach gravierende Verstöße gegen Betriebsvorschriften und z. B. unzulässige Eingriffe in den Reaktorschutz festgestellt. Insgesamt war die Aufarbeitung der aus den Betriebserfahrungen und aus aufgetretenen Vorkommnissen gewonnenen Erkenntnisse unzureichend.

Als Ergebnis der Untersuchungen wurde eine umfangreiche Liste von Ertüchtigungsmaßnahmen erstellt und im Untersuchungsbericht (Bericht GRS-77) veröffentlicht.

WWER-440/W-213 (Kernkraftwerk Greifswald, Blöcke 5 – 8)

Bei der Sicherheitsbeurteilung der Blöcke 5 – 8 mit Reaktoren der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213 ist zu prüfen, wie weit

Bezeichnung	Dimension	WWER-440	WWER-1000	Konvoi-1300
Thermische Leistung	MW	1375	3000	3765
El. Nettoleistung	MW	440	950	1286
Nettowirkungsgrad	%	30	32	34
Betriebsdruck – primär	bar	124	157	158
Betriebsdruck – sekundär	bar	5	6	6
Kühlkreisläufe	–	6	4	4
Turbinen je Reaktor	–	2	1	1
Wasservolumen primär	m³/GW	156	99	99
Wasservolumen sekundär	m³/GW	183	88	61
Hauptkühlmittelleitung:				
– Innendurchmesser	mm	500	850	750
– Hauptabsperrschieber	–	vorhanden	nicht vorhanden	nicht vorhanden
U-Rohr-Dampferzeuger	–	horizontal	horizontal	vertikal

Tabelle 3.6: Vergleich ausgewählter Daten von WWER- und Konvoi-Anlagen

die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Sicherheitsrichtlinien und technischen Regeln aus technischer Sicht eingehalten werden können. Die vorgenommenen Untersuchungen beziehen sich zunächst auf Block 5. Da die Blöcke 6 – 8 jedoch weitgehend mit Block 5 identisch sind, können die aus den Untersuchungen abgeleiteten Schlußfolgerungen und Empfehlungen prinzipiell auch auf diese Blöcke übertragen werden.

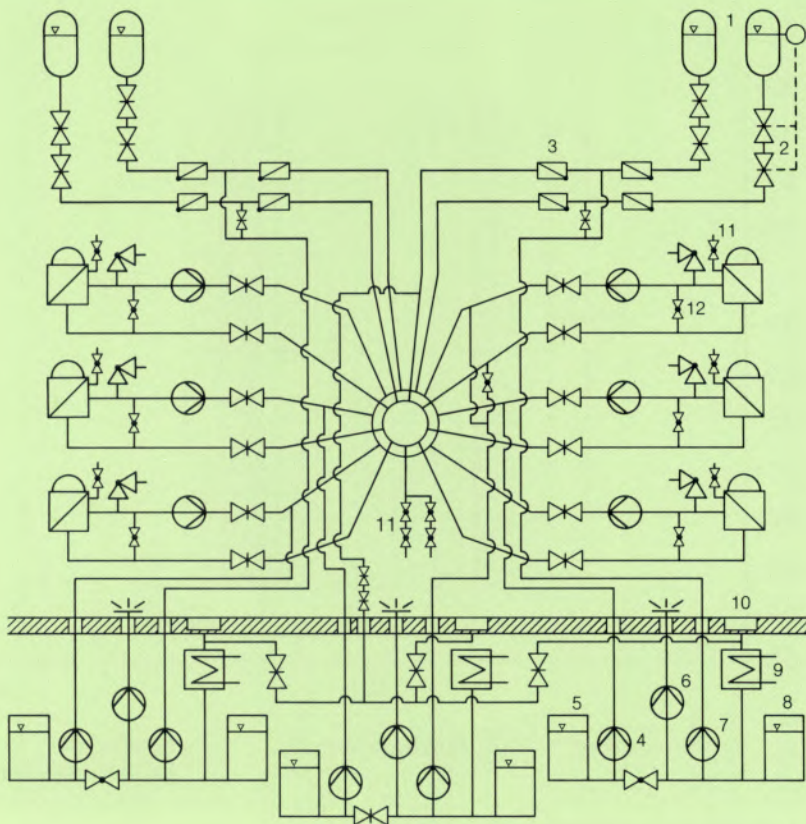
Im Vergleich zu den älteren Anlagen, den Blöcken 1 – 4, sind die Anlagen der jüngeren Baulinie W-213 mit erheblich verbesserten Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet. So sind Notkühlsysteme (Bild 3.11) vorhanden, die auch zur Beherrschung von großen Lecks im Reaktorkühlsystem ausreichen. Des weiteren besitzen diese Anlagen einen Sicherheitseinschluß mit mehrfachem Isolationsabschluß. Ein Naßkondensationssystem gestattet grundsätzlich den Druckabbau auch bei großen Lecks. Die Sicherheitssysteme dieser Reaktoren verfügen über wesentlich höhere Kapazitäten. Sie sind im allgemeinen dreisträngig als 3 × 100%-Systeme aufgebaut. Systemvermaschungen sind verhältnismäßig gering.

Dennoch bestehen auch bei diesen Anlagen eine Reihe sicherheitstechnischer Mängel. Dies betrifft insbesondere die un-

zureichende räumliche Trennung der Hauptspeisewasser- und Frischdampfleitungen sowie den fehlenden Zwischenkühlkreislauf. Weitere Schwachstellen bestehen bei den Hauptkühlmittelpumpen (Ölleckagen) und bei der Stromversorgung (Netzstrom-Dieselaggregate, Batterien). Ebenso wie in den Blöcken 1 – 4 ist auch hier die Leittechnik mit erheblichen Mängeln behaftet.

Aus den Untersuchungen sind eine Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen abgeleitet worden. Die wichtigsten sind

- Austausch der Leittechnik und Neugestaltung der Warten
- Ertüchtigung der elektrischen Energieversorgung (Schaltanlagen, unterbrechungslose Stromversorgung)
- Installation eines autarken Notstromsystems
- Installation eines nuklearen Zwischenkühlkreislaufs
- Schutz der Speisewasser- und Frischdampfleitungen im Maschinenhaus gegen übergreifende Einwirkungen



- | | |
|------------------------------------|-------------------------------------|
| 1 Druckspeicher | 7 Niederdruck-Notkühlpumpen |
| 2 Schnellschluß-Absperrklappen | 8 Borsäure-Vorratsbehälter (500 m³) |
| 3 Rückschlagklappen | 9 Niederdruck-Notkühler |
| 4 Hochdruck-Notkühlpumpen | 10 Gebäudesumpf |
| 5 Borsäure-Vorratsbehälter (65 m³) | 11 Störfallentgasung |
| 6 Sprinklerpumpen | 12 Störfalldrainage |

Anmerkung: Alle dargestellten Absperrventile und -schieber sind motorbetätigt.

WWER-1000/W-320 (Kernkraftwerk Stendal, Blöcke A und B)

Die Untersuchungen zur Sicherheitsbewertung von Anlagen der Baulinie WWER-1000/W-320 werden gemeinsam mit dem IPSN, Paris, vorgenommen. Referenzanlage für diese Untersuchungen ist zunächst das Kernkraftwerk Stendal, Block A. Ebenso wie für die Anlagen WWER-440/W-213 ist auch hier zu prüfen, wieweit die in der Bundesrepublik Deutschland und in Frankreich geltenden Sicherheitsanforderungen von der sicherheitstechnischen Auslegung des WWER-1000/W-320 erfüllt werden können.

Mit den Untersuchungen wurde Anfang dieses Jahres begonnen. Ergebnisse zu diesen Untersuchungen werden für Ende 1991 erwartet.

Bild 3.11: Not- und Nachkühlsystem des WWER-440/W-213

(Schutz gegen Folgeausfälle, Brand u. ä.)

- Erhöhung der Druckabsicherungseinrichtungen im Primär- und Sekundärsystem.

Insgesamt jedoch zeigen die Untersuchungen, daß die in der Anlagenauslegung erkannten Mängel weitgehend mit den vorgeschlagenen Erhöhungsmaßnahmen behoben werden können.

Parallel zu den von der GRS durchgeführten Arbeiten wurde auch vom Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Paris, eine Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5, im Vergleich zu in Frankreich bestehenden Sicherheitsanforderungen durchgeführt. Die Ergebnisse und Schlußfolgerungen aus diesen Arbeiten stimmen weitgehend mit denen aus den GRS-Untersuchungen überein.

4.1 Nachrechnung des PHEBUS-SFD-Versuches B9 + zur Verifikation von ATHLET-SA

Mit dem PHEBUS-SFD-Versuch B9+ im französischen Forschungszentrum CEN-Cadarache sollen im wesentlichen erweiterte Kenntnisse darüber gewonnen werden, wie sich der Brennstoff durch geschmolzenes Hüllrohrmaterial unter dem Einfluß der Zirkaloy-Oxidation auflösen kann. Anhand dieses Versuchs überprüft die GRS den entsprechenden Programmteil innerhalb des Systemcodes ATHLET-SA anhand von Integralversuchsnachrechnungen und vergleichenden Analysen.

Rechenprogramm

Mit der Erweiterung des Rechenprogrammes ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) durch Modelle, die die Zerstörung der Brennstäbe beschreiben, schließt das Anwendungsgebiet des Programms nun auch den Bereich auslegungsüberschreitender Störfälle ein, was durch den Zusatz im Programmnamen ATHLET-SA (Severe Accident) deutlich wird. Die Erweiterung erfolgte in enger Zusammenarbeit mit dem Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart, die das Kernschmelzsystem KESS¹⁾ entwickelte. Der KESS-Modul HEIZ beschreibt die Prozesse der Kernaufheizung, Oxidation, Schmelzbildung und Schmelzverlagerung. Dieser Modul wurde überarbeitet und mit den entsprechenden Schnittstellenprogrammen zu den Modulen Thermofluidodynamik, Wärmeleitung und Wärmeübergang, Neutronenkinetik und Regelung in ATHLET-SA eingebunden.

Während die modellspezifische Überprüfung des Rechenprogramms zur Simulation der Kernzerstörung im wesentlichen durch das IKE erfolgt, überprüft die GRS das gesamte Rechenprogramm anhand von Integralversuchsnachrechnungen und vergleichenden Analysen.

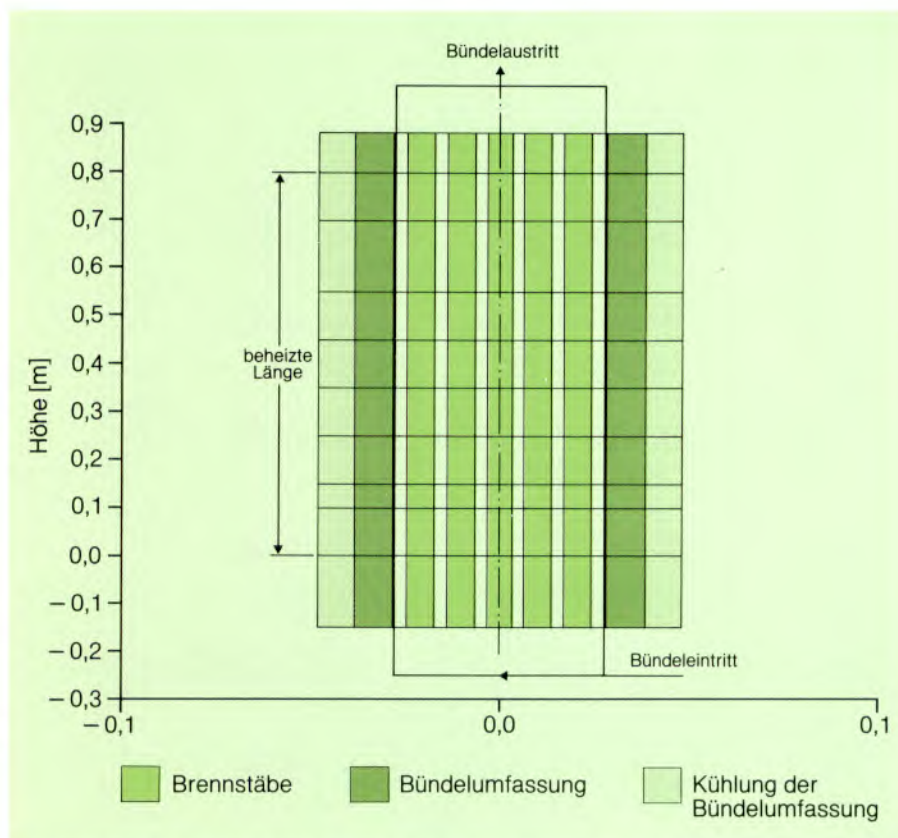


Bild 4.1: Nodalisierung des Versuchsstandes

Im Rahmen dieser Versuchsnachrechnungen nahm die GRS am internationalen Standardproblem ISP 28²⁾ der OECD teil.

Versuchsdurchführung

Der für das ISP 28 ausgewählte Versuch B9+ war der fünfte von sechs nuklear beheizten Bündelversuchen, die im PHEBUS-Versuchsstand des französischen Forschungszentrums CEN-Cadarache durchgeführt wurden. Das PHEBUS-Severe-Fuel-Damage-(SFD-)Programm³⁾ dient der Erweiterung des Wissenstandes der wesentlichen Phänomene bei schweren Störfällen von Druckwasserreaktoren. Der Test B9+ wurde im Januar 1989 durchgeführt und erreichte die höchsten Temperaturen der SFD-Versuchsserie (ca. 2 450 °C). Das Ziel dieses Versuches war, erweiterte Kenntnisse der

Brennstoffauflösung durch geschmolzenes Hüllrohrmaterial unter dem Einfluß der Zirkaloy-Oxidation zu gewinnen. Weiter dient der Versuch für die Untersuchung von Schmelzverlagerung.

¹⁾ Hocke, K. D., et al.: KESS-III-Advanced Modelling of Reactor Core Behaviour under LWR Severe Accident Conditions Proceedings Fourth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Volume 2, pp. 1240 – 1246, Karlsruhe, 1989

²⁾ Gonner, C., and C. Grandjean: Preliminary specifications for the International Standard Problem ISP 28 PHEBUS Note CSD 112/80, OECD/CSNI Meeting, April, 1990

³⁾ Gonner, C., et al.: In-pile investigation at PHEBUS-SFD facility of the behaviour of PWR type fuel bundles in severe accident conditions beyond the design criteria International Conference on Thermal Reactor Safety, Avignon, Oktober, 1988

Modellierung

Das bestehende Bündel ist 1 m lang. Davon liegen 0,8 m in der Spaltzone des Versuchsreaktors. In der ersten Versuchsphase bis 8 360 s wird das Bündel von einer Menge von 2 g/s Dampf durchströmt. Dann wird zur Vermeidung weiterer Hüllrohroxidation auf eine Einspeisung mit Helium (0,5 g/s) umgeschaltet. Da die Simulation von anderen Gasen programmtechnisch noch nicht möglich ist, wird der Heliummassenstrom durch einen äquivalenten Dampfmassenstrom mit Ausschalten der Oxidation modelliert. Die Anfangstemperaturen des Bündels, die Kühlmitteltemperatur der Bündelumfassung und die Dampfeinlaßtemperatur sind 255 °C. Der Systemdruck beträgt 1,9 MPa im Zeitabschnitt bis ca. 14 000 s, danach 0,45 MPa. Die maximale Bündelleistung (31 kW) wird im Zeitbereich 13 540 bis 13 840 s erreicht.

Die Brennstäbe wurden durch drei repräsentative Bündelringe mit der Brennstabanzahl von 1-8-12 von innen nach außen dargestellt (Bild 4.1). Der Wärmeübergangskoeffizient im Spalt des Brennstabes wurde zu 5 kW/(m² K) gesetzt. Am Bündeleintritt und im Bereich der Abstandhalter wurde der hydraulische Durchmesser reduziert. Der Wärmeübergangskoeffizient zwischen Fluid und Bündelumfassung wurde als Funktion einer konstanten Nusseltzahl (10), einer temperaturabhängigen Wärmeleitfähigkeit des Wasserdampfes und Heliums sowie des hydraulischen Durchmessers berechnet. Die Emissionskoeffizienten zwischen Bündel und Bündelumfassung wurden zu 0,8 gesetzt. Bei der ersten bzw. zweiten Nachrechnung wurde das Bündel axial in 12 bzw. 11 Zonen unterteilt. Die Oxidation der Hüllrohre und der Zirkaloyhülle der Bündelumfassung wurde mit den Ratenkonstanten nach Cathcart/Urbanic/Heidrick bestimmt.

Da die Wärmeleitfähigkeit der porösen Zirkoniumoxid-Wärmedämmung der Bündelumfassung nicht genau bekannt war, wurde bei der ersten Nachrechnung nur die Zirkaloyhülle der Bündelumfassung mit Vorgabe deren Außentemperatur, die aus einer Best-estimate-Rechnung mit

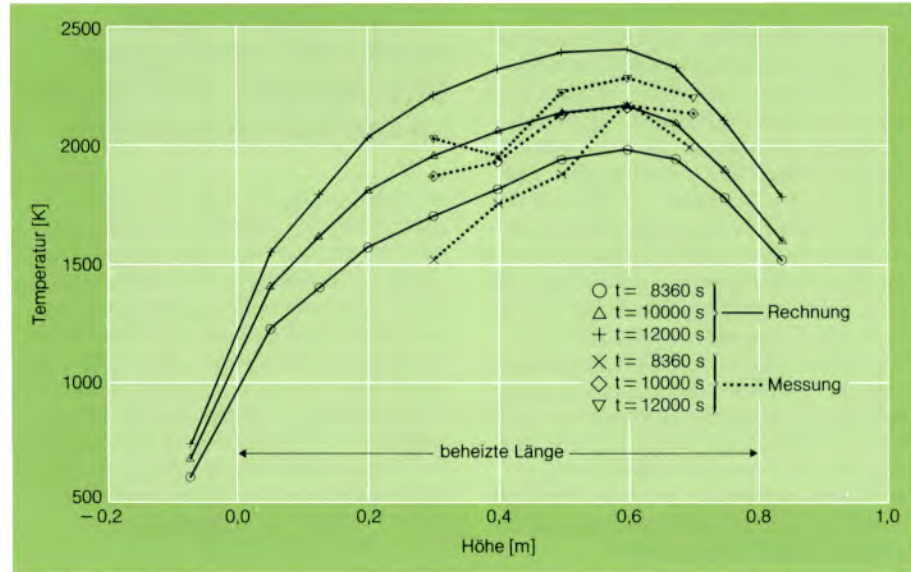


Bild 4.2: Axiales Temperaturprofil des äußeren Bündelringes

ICARE2 stammte, simuliert. Im folgenden werden die Ergebnisse dieser Nachrechnung vorgestellt.

Ergebnisse

Die Maximaltemperatur des Bündels beträgt 2 064 K gegen Ende der Wasserdampfeinspeisung und 2 560 K während der Heliumeinspeisung. Die radialen Temperaturunterschiede der Bündelringe betragen im heißesten Abschnitt etwa 60 K. Nach etwa 11 000 s wird die Schmelztemperatur (2 400 K) in den Höhen 52 cm und 60 cm erreicht. Der Vergleich mit den gemessenen Temperaturen zeigt folgendes: Die berechneten Bündeltemperaturen sind im unteren Bündelbereich unterbestimmt und zeigen im oberen Abschnitt sehr gute Übereinstimmung. Die berechneten Fluidtemperaturen sind im unteren Bereich überbestimmt und zeigen gute Übereinstimmung im oberen Bereich. Die Abweichungen der Bündelumfassungstemperaturen sind aufgrund der Temperaturvorgabe der ICARE2-Rechnung gering. Diese Temperaturaufprägung wurde über die Wärmeverluste an die Umgebung gesteuert. Die Hüllrohre des inneren und

mittleren Bündelrings sind in drei Zonen vollständig oxidiert, die des äußeren Bündelrings nur in einer Zone. Die gesamte Oxidationsleistung am Ende der Dampfeinspeisung beträgt 2 240 W für das Bündel und 590 W für die Zirkaloyhülle der Bündelumfassung. Die integrale Wasserstofffreisetzung beträgt etwa 55 g. Eine Energiebilanz zum Zeitpunkt 12 000 s ergibt folgende Wärmeströme: Bündelleistung 25,64 kW, Bündelhäufheizung 0,24 kW, Bündelverluste 25,4 kW, Fluidaufheizung 4,0 kW, Wärmeverluste an die Umgebung 21,4 kW.

Aus den Wärmeverlusten an die Umgebung wurde eine mittlere temperaturabhängige Wärmeleitfähigkeit des porösen Zirkoniumoxids abgeschätzt, die für die Modellierung der Bündelumfassung bei der zweiten Nachrechnung eingesetzt wurde. Die Modellierung der Bündelumfassung umfaßte in dieser Rechnung die Zirkaloyhülle, die poröse Wärmedämmung und den Druckbehälter aus Edelstahl. Die Maximaltemperatur des Bündels beträgt 2 055 K gegen Ende der Dampfeinspeisung und 2 530 K während der Heliumeinspeisung. Bild 4.2 zeigt das axiale Temperaturprofil des äußeren Bündelrings.

delrings. Der Vergleich mit der ersten Nachrechnung zeigt, daß die Abweichungen der Bündeltemperaturen bis zum Schmelzbeginn unter 100 K liegen. Die integrale Wasserstofffreisetzung beträgt ca. 51 g, 7 % weniger als in der ersten Nachrechnung. Der Vergleich der Energiebilanz zum Zeitpunkt 12 000 s mit der ersten Nachrechnung zeigt gleiche Werte, ausgenommen die Wärmeverluste der Bündelumfassung an die Umgebung, die um 6 % geringer sind. Dies ist im wesentlichen die Folge der Modellierung aller Wärmekapazitäten der Bündelumfassung in der zweiten Nachrechnung. Die gute Übereinstimmung der Temperaturen bei der Nachrechnungen mit den Meßdaten aufgrund der ähnlichen Wärmeverluste der Bündelumfassung zeigt, daß die Wärmeleitfähigkeit des porösen Zirkoniums sehr gut abgeschätzt wurde.

Schlußfolgerung

Die Versuchsnachrechnungen bestätigen, daß das Rechenprogramm die Versuchsergebnisse bis zu Temperaturen von 2 400 K zufriedenstellend wiedergibt. Für Schmelz- und Verlagerungsprozesse ist die Modellierung ungenügend, da das Schmelzmodell nur eine gemeinsame Schmelz- bzw. Verlagerungstemperatur für alle Bündelmateriale als Eingabeparameter besitzt. An der Verbesserung des Aufschmelz- und Verlagerungsmodells wird zusammen mit dem IKE gearbeitet. Die Simulation nichtkondensierbarer Gase ist derzeit noch nicht möglich, die entsprechende Erweiterung des Grundgleichungssystems wird jedoch noch in diesem Jahr abgeschlossen werden.

A. Ball, K. Trambauer
Abt. Kühlkreislauf

4.2 Das Brite-Projekt RI.1B.0143: Intelligente Überwachung und Diagnose von Industrieanlagen

Im Rahmen des EG-Forschungsprogramms BRITE arbeitet die GRS zusammen mit anderen europäischen Partnern an der Entwicklung eines intelligenten Operateur-Unterstützungssystems. Dieses System soll es dem Operateur in der Warte einer Industrieanlage ermöglichen, den Anlagenzustand jederzeit richtig zu erfassen bzw. zu interpretieren. Am Beispiel einer hydraulischen Anlage werden der Aufbau einer Wissensbasis sowie die Kommunikation über die Schnittstelle Mensch-Maschine aufgezeigt.

Die Europäische Gemeinschaft fördert im Rahmen von „Basic Research in Industrial Technologies for Europe“ (BRITE) ein breites Spektrum von Forschungsprojekten mit vielfältigen Anwendungen in der europäischen Industrie. Die GRS bearbeitete zusammen mit Stewart Hughes Ltd., Southampton, England, und Metravib, Lyon, Frankreich, das Projekt „Basic research into improved managerial operational control and performance feedback systems for process plants“. Das Ziel, das die Europäische Gemeinschaft mit dieser Art von Projekten verfolgte, war die Förderung von grundlegenden, industriebezogenen Forschungsarbeiten. Außerdem sollte es die Zusammenarbeit der einzelnen Länder der Europäischen Gemeinschaft fördern, das Gemeinschaftsdenken stärken und kommerzielle innereuropäische Kooperationen vorantreiben u.a. dadurch, daß die Projektpartner jeweils aus verschiedenen Ländern der EG stammen mußten.

Aufgabenstellung

Die Aufgabe des Projekts war, ein intelligentes Operateur-Unterstützungssystem aufzubauen. Dies sollte exemplarisch an einer Anlage geschehen, mit deren Hilfe hydraulischer Druck erzeugt wird, der zum Betrieb eines Testlings (mechani-

sches Getriebe) benötigt wird. Diese Anlage bestand aus einem Öltank, aus dem eine Hochdruckpumpe Öl an angeschlossene mechanische Komponenten liefert. In diesem Fall bestanden die Komponenten aus einem hydraulischen Motor, der über ein Getriebe eine Pumpe antreibt, die das aus dem hydraulischen Motor ausströmende Öl über einen künstlichen Widerstand in den Speichertank zurückleitet. Der Durchsatz von Öl durch den hydraulischen Motor und durch die Pumpe wurde durch regelbare Durchflußventile bestimmt. Das System war durch mehrere Überdruckventile geschützt. Bild 4.3 gibt einen Überblick über die Anlage.

Aufgabe der GRS war es, den Aufbau eines intelligenten Operateur-Unterstützungssystems an der hydraulischen Anlage zu realisieren, während die Partner Aussagen über die Komponentenzustände gewinnen sollten. Die GRS hat ein dem Prozeß in seiner Gesamtheit gerecht werdendes Überwachungs- und Diagnosesystem entwickelt. Metravib rüstete die Anlage mit intelligenter Vibrationssensorik und einer Interpretationsautomatik aus. Der Partner Stewart Hughes Ltd. analysierte das mit künstlich eingeführten Fehlerstellen behaftete Getriebe mit einem akustischen Überwachungssystem.

Realisierung

Die hydraulische Anlage wurde mit Sensoren, die Druck, Durchfluß, Temperatur und Füllstand messen, ausgerüstet (Bild 4.3). Die Daten wurden nach Signalvorbehandlung über einen A/D-Wandler in den Überwachungsrechner eingelesen, wo sie mit einem Zeitstempel versehen und in einem Ringspeicher abgelegt wurden.

Grundlage der Interpretation der Signale war das von der GRS entwickelte Softwarepaket GENERIS. Hierfür mußte eine anwendungsspezifische Wissensbasis erstellt werden. Gleichzeitig mußten die Ergebnisse der Interpretation (Resultate der Signalauswertung) für den Benutzer (Anlagenfahrer) in einer Mensch-Maschine-Schnittstelle visualisiert werden. Bild 4.4 gibt einen Überblick über die einzelnen Hard- und Softwaremodule des Systems.

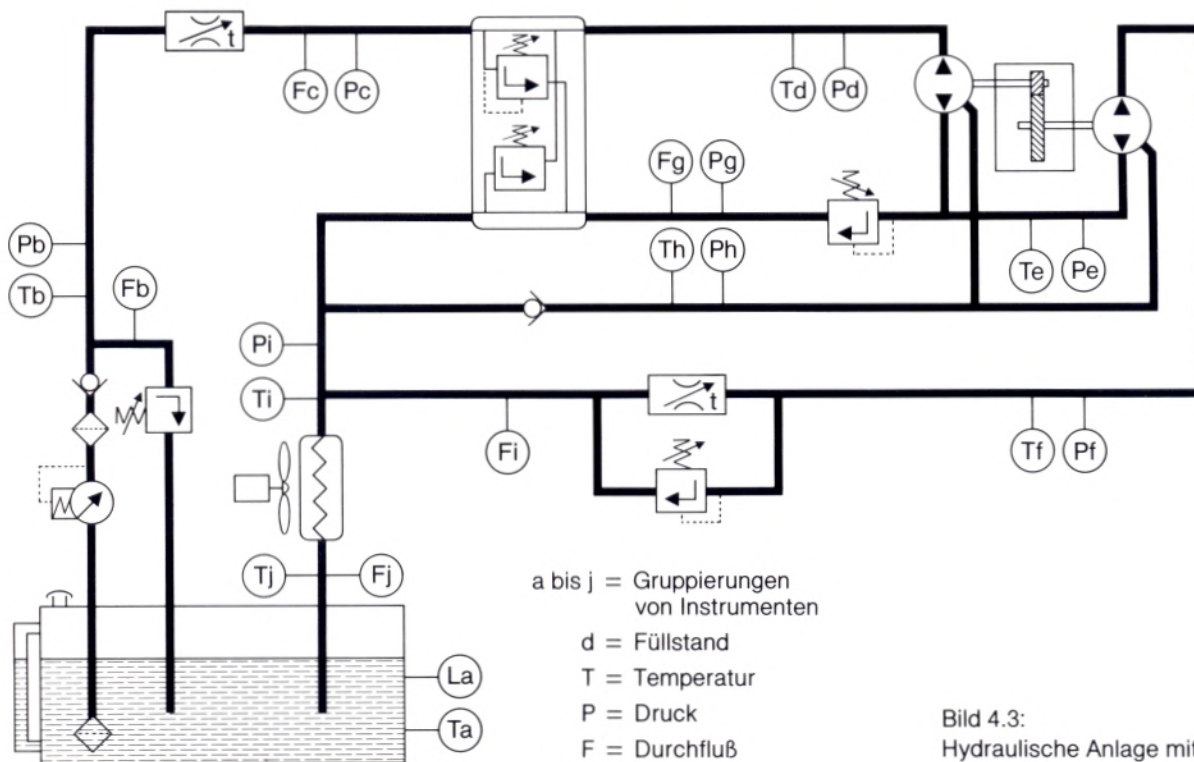


Bild 4.3:
Hydraulische Anlage mit Instrumentierung

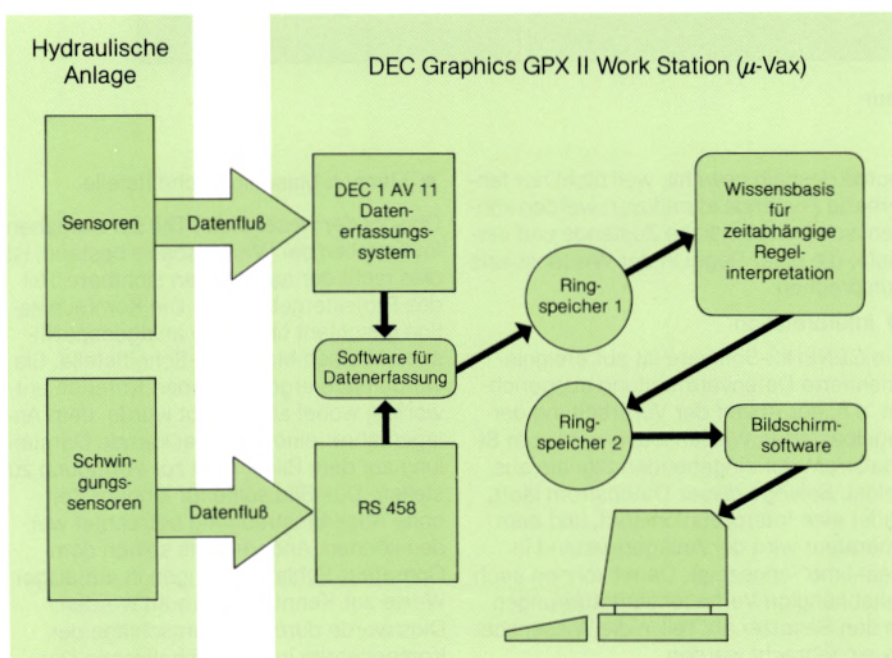


Bild 4.4:
Datenakquisition und Rechnersystem

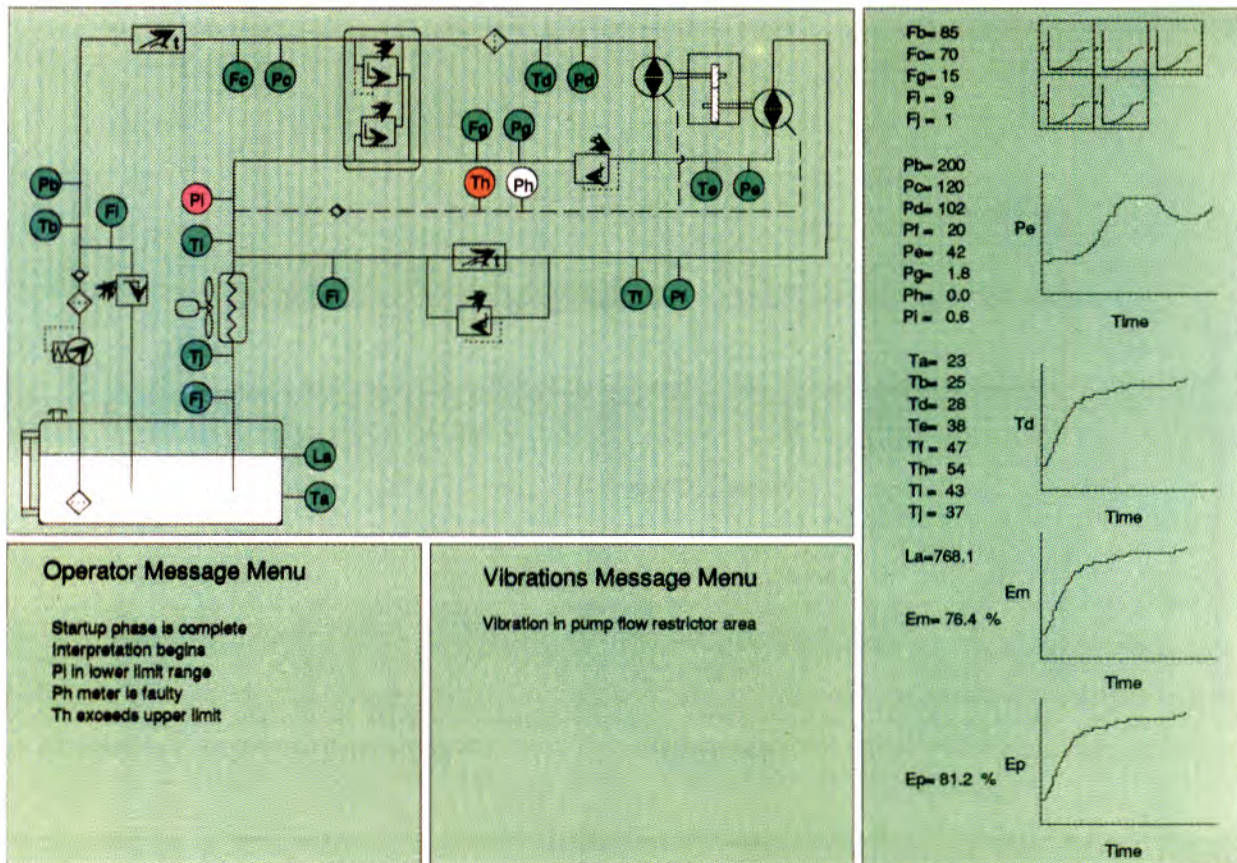


Bild 4.5: Bildschirmdarstellung für den Operator

● Erstellen der Wissensbasis

Für die Realisierung des Ziels war eine zeitabhängige Wissensbasis zu erstellen. Die Herleitung der Regeln basierte auf

- den Entwurfskriterien der Anlage,
- den Herstellerspezifikationen für die Komponenten,
- Betriebserfahrung und
- Anlagenanalyse.

Dabei erwies sich die Anlagenanalyse als die reichhaltigste Quelle für Regeln. Als Analyseverfahren wurde ein induktives Analyseverfahren, nämlich die FMEA (Failure Mode and Effect Analysis) in etwas veränderter Form verwendet. Diese Methode wurde CMEA (Changed Mode and Effect Analysis) genannt. Der Name

wurde deshalb gewählt, weil nicht nur fehlerhafte Zustände identifiziert werden können, sondern sämtliche Zustände und Verläufe, die einer Regel in der Wissensbasis entsprechen.

● Interpretation

Die GENERIS-Software ist auf ereignisorientierte Datenverarbeitung ausgerichtet, d.h. der Ablauf der Verarbeitung der regelbasierten Wissensbasis wird vom Signalstrom der eingehenden Signale ausgelöst. Solange dieser Datenstrom läuft, findet eine Interpretation statt, und dem Operator wird der Anlagenzustand in „real-time“ angezeigt. Damit können auch zeitabhängige Verhaltensanforderungen an den Benutzer als Teil in die Wissensbasis eingebracht werden.

● Mensch-Maschine-Schnittstelle

Obwohl der wesentliche Teil der Aufgaben im Erstellen der Wissensbasis bestand, ist dies nicht der nach außen sichtbare Teil des Projektergebnisses. Die Kommunikation geschieht über eine anlagenspezifische Mensch-Maschine-Schnittstelle. Sie wurde nach ergonomischen Kriterien entworfen, wobei angestrebt wurde, dem Anlagenfahrer eine nicht flackernde Darstellung auf dem Bildschirm zur Verfügung zu stellen. Das Bild sollte für längere Zeit ohne Augenanstrengung betrachtet werden können. Andererseits sollten dem Operator Fehlermeldungen in auffälliger Weise zur Kenntnis gebracht werden. Dies wurde durch Farbumschläge der Komponenten in der symbolischen Dar-

stellung der Anlage wie auch durch Fehlermeldung im Menüteil der Anzeige realisiert. Gleichzeitig werden die aktuellen Werte der Signale vom Prozeß numerisch sowie durch graphische Darstellung angezeigt. Auch die Wirkungsgrade des hydraulischen Motors und der Pumpe wurden in der Wissensbasis aus den Basismessungen modelliert und auf dem Bildschirm numerisch und graphisch dargestellt. Bild 4.5 zeigt das Aussehen der Mensch-Maschine-Schnittstelle.

Anwendung für die Demonstration der Projektergebnisse

Für die Vorstellung des Projekts wurde die Anlage unter normalen Betriebsbedingungen sowie mit absichtlich induzierten Fehlern gefahren. So wurden u.a. verschiedene künstliche Ölleckagen erzeugt. Die daraus resultierenden Fehlermeldungen ergaben z.B., daß es aufgrund der Durchflußgleichgewichtsmodellierung möglich war, Leckagen sehr viel schneller zu erkennen als nur durch Beobachtung des Füllstands im Öltank.

Fazit

Das Gesamtsystem, bestehend aus der Datenerfassung, Anlagenzustandsmodellierung und der Mensch-Maschine-Schnittstelle wurde auf einer VAX (DEC GPX II) implementiert, zu einem Demonstrator zusammengestellt, an die hydraulische Anlage angeschlossen und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften im November 1990 in einer abschließenden Demonstration vorgestellt. Es hat sich gezeigt, wie wichtig es ist, eine intelligente Datenaufbereitung einzusetzen, um zusätzliches Wissen situationsangepaßt dem Benutzer zur Verfügung zu stellen. Dies erlaubt frühzeitige Erkennung von Fehlern und reduziert die Wahrscheinlichkeit von Fehlhandlungen des Operators.

4.3 Vergleich von in Deutschland, Schweden und Frankreich angewandten Netzanschlußvarianten hinsichtlich der Vermeidung von Station-Blackout-Situationen in Kernkraftwerken

Der elektrische Eigenbedarf von Kernkraftwerken wird im Normalbetrieb durch den eigenen Hauptgenerator oder aus dem Verbundnetz gedeckt. Alle sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher können außerdem vom Notstromsystem versorgt werden. Bei einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung werden die Notstromverbraucher z.B. bei deutschen Anlagen neuerer Bauart (Konvoi-Anlagen) durch insgesamt acht autarke Notstromerzeugungsanlagen versorgt. Ein „Station Blackout“, d.h. ein Ausfall aller nichtbatterieversorgten Eigenbedarfs- und Notstromeinrichtungen setzt somit voraus, daß mehrere unabhängige Teilsysteme bzw. Einzelkomponenten ausfallen. Im Sinne eines gestaffelten Sicherheitskonzepts ist es demnach notwendig, auch durch Optimierung der Netzanschlüsse, möglichst alle Einleitungsmechanismen für einen Station Blackout auszuschließen.

Mit dieser Zielsetzung wurden in einem BMU-Vorhaben die Netzanschlüsse von deutschen, schwedischen und französischen Kernkraftwerken verglichen.

Netzanschlußvarianten bei den Konvoi-Anlagen

Der in Bild 4.6 dargestellte grundsätzliche Aufbau der einzelnen Netzanschlußkonzeptionen, einschließlich der Eigenbedarfsschaltung ergibt sich jeweils aus den Forderungen der sicherheitstechnischen Regel KTA 3701.1, den BMI-(BMU-)Sicherheitskriterien sowie den RSK-Störfall-Leitlinien.

Die prägnanten Systemunterschiede sind hier gegeben durch

- den zweigeteilten Hauptnetzanschluß beim Kernkraftwerk Isar 2 (KKI 2), welcher hinsichtlich elektrischer Funktion und Schutz aus zwei unabhängigen Verbindungen zum Hauptnetz besteht, und
- den beiden beim Kernkraftwerk Emsland (KKE) eingesetzten Zweiwickler-Fremdnetztransformatoren anstelle der bei KKI 2 und Gemeinschaftskraftwerk Neckar 2 (GKN 2) eingesetzten Dreiwickler-Transformatoren.

Bei Störungen im Bereich der parallelbetriebenen Blocktransformatoren ist deshalb bei KKI 2 die Freischaltung eines defekten Blocktransformators vergleichsweise weniger aufwendig. Die Versorgung des Eigenbedarfs kann in allen drei Konvoi-Anlagen über den bzw. die Hauptnetzanschlüsse, den Blockgenerator (im Leistungsbetrieb sowie beim „Lastabwurf auf Eigenbedarfsleistung“) bzw. Fremdnetz-Transformator(en) sichergestellt werden.

Ein Abfahren über die Hauptwärmesenke bei Hauptnetz-, Generator- oder Transformatorfehlern ist möglich, wenn

- eine selektive Abschaltung gegebenenfalls durch den Einsatz von Generatorschaltern sichergestellt wurde,
- die Abfangsicherheit des Blockes (Lastabwurf auf Eigenbedarfsleistung) gegeben ist oder
- auf das Reservenetz umgeschaltet wird.

Andernfalls ist auf die Dieselgeneratoren des autarken Notstromsystems zurückzugreifen.

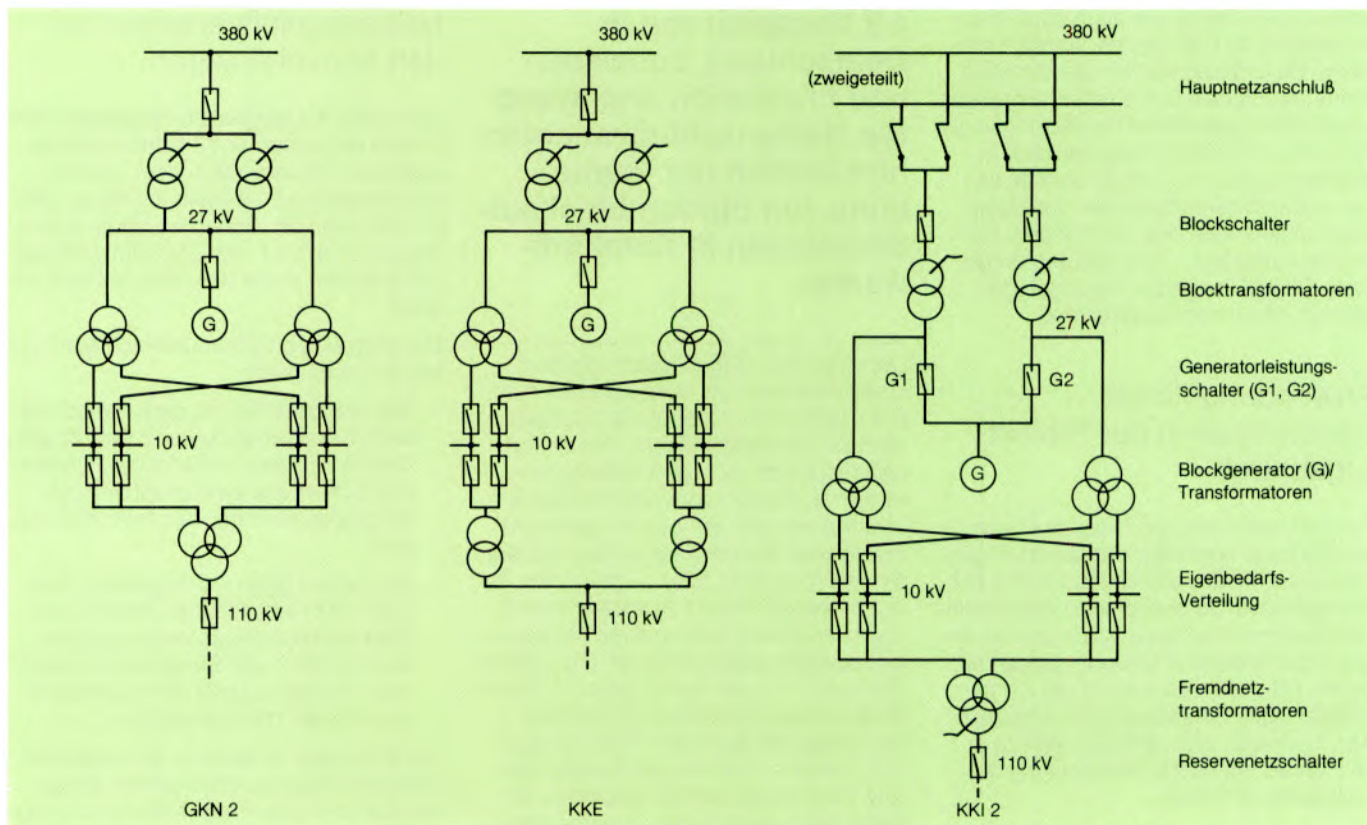


Bild 4.6: Netzanschlußkonzepte der Konvoi-Anlagen Kernkraftwerke Emsland, Isar 3 und Neckar 2 (KKE, KKI 2 und GKN 2, vereinfachte Darstellung)

Netzanschlußvarianten in Schweden

Von den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken sollen exemplarisch der Netzanschluß von Oskarshamn, Block 3 (Siedewasserreaktor, 1100 MWe) und Ringhals, Block 2 (Druckwasserreaktor, 800 MWe) gemäß Bild 4.7 behandelt werden.

Diese Netzanschlußkonzeptionen weisen gegenüber denen der Konvoi-Anlagen KKE und KKI 2 folgende Besonderheiten auf:

- Ringhals, Block 2, im Vergleich mit KKE
 - Bei Ringhals gibt es eine separate Verbindung zur räumlich getrennten, fünf Kilometer entfernten 130-kV-Schaltstation Lahall, in welcher eine Gasturbinenstation installiert ist.

- Die Eigenbedarfsversorgung kann bei einem externen Netzausfall über einen der beiden Blockgeneratoren erfolgen.
- Der Hauptnetzanschluß bindet in eine separate, räumlich getrennte 400-kV-Schaltstation (Strömma) ein.
- Oskarshamn, Block 3, im Vergleich mit KKI 2
 - Neben dem Fremdnetz- sowie dem Hauptnetzanschluß bzw. der Versorgungsmöglichkeit über den Blockgenerator kann die Eigenbedarfsanlage notfalls über zwei Gasturbinen versorgt werden.
 - In Block 3 ist ein einzelner Blocktransformator anstelle von zweien bei den Konvoi-Anlagen vorhanden.

Diskussion der Unterscheidungsmerkmale

Gemäß /NUS 4365/¹⁾ werden das schwedische 130-kV- und 400-kV-Netz nicht unabhängig voneinander betrieben. Demnach kann durch einen Hauptnetzausfall die 130-kV-Einspeisung beeinträchtigt werden. Die Ausfallhäufigkeit eines 400-kV-Netzanschlusses in Schweden beträgt $7 \cdot 10^{-1}/a$ wohingegen die Ausfallrate in der Bundesrepublik für Haupt- und Reservenetz mit einer Dauer von bis zu 30 Minuten

¹⁾ Ringhals 2 Probabilistic Safety Study
Volume I: Main Report
Swedish State Power Board, May 1983

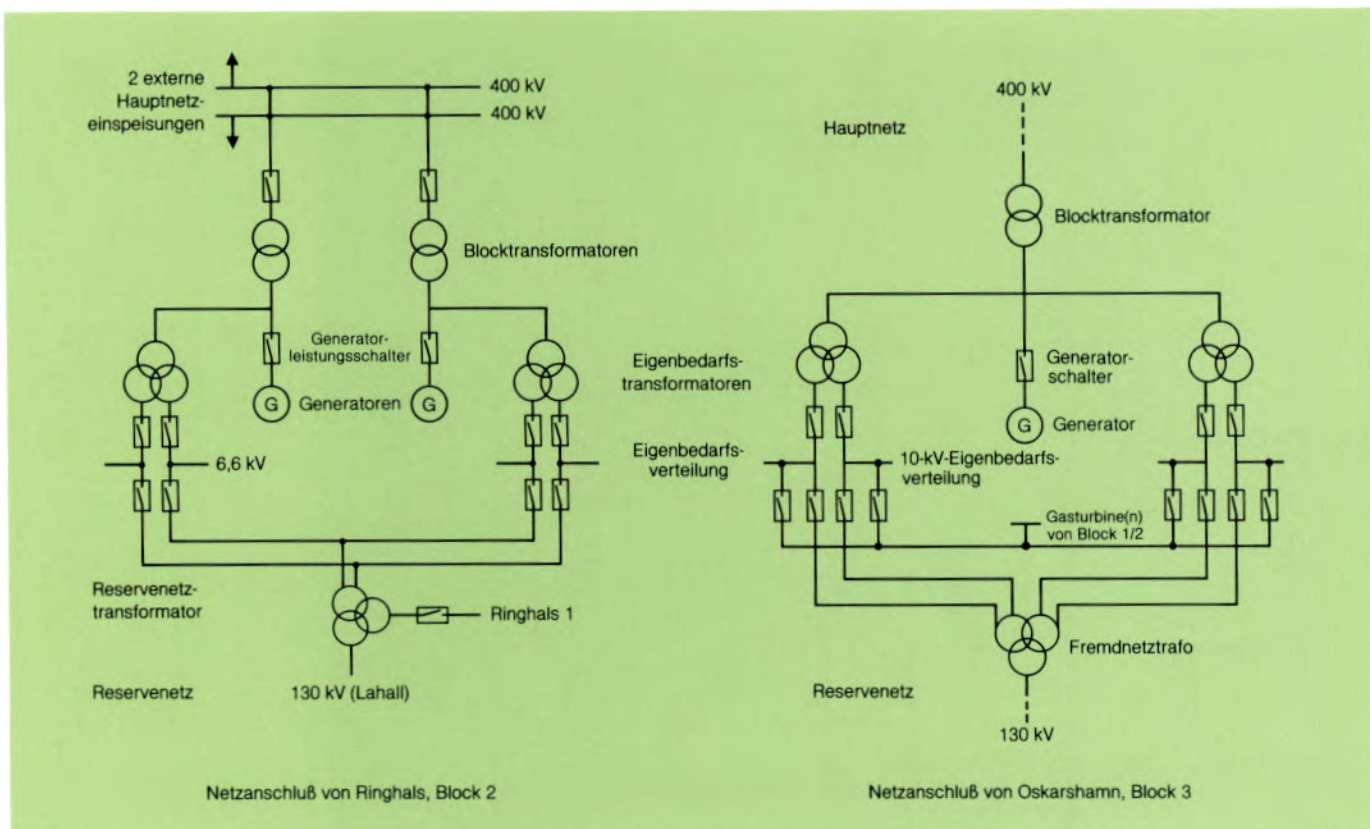


Bild 4.7: Netzanschlüsse von Oskarshamn, Block 3, und Ringhals, Block 2 (vereinfachte Darstellung)

ten mit $\leq 10^{-1}/a$ bewertet werden kann.²⁾ Ferner wird für 380-kV-Transformatoren eine Ausfallrate (einschließlich Transformatorwechsel) von $4,2 \cdot 10^{-2}/a$ angegeben.³⁾ Wird zudem berücksichtigt, daß bei allen Konvoi-Anlagen die Versorgung des Eigenbedarfs über einen der jeweils zweifach vorhandenen Blocktransformatoren erfolgen kann, so dürfte der 380-kV-Anschluß bei den Konvoi-Anlagen eine höhere Verfügbarkeit als bei Oskarshamn aufweisen. Die Gasturbinen selbst tragen weder bei der Anlage Ringhals noch Oskarshamn zu einer Verringerung der Notstromfallhäufigkeit bei, sondern können lediglich die Dauer eines Notstromfalls begrenzen. Vollständigkeitshalber sei noch erwähnt, daß der zusätzliche Netzanschluß zur Bereitstellung der Notstromleistung gemäß Regel KTA 3701.1 bei schwedi-

schen Anlagen weder existiert noch kurzfristig erstellt werden kann.

Netzanschlußvarianten in Frankreich

Die französischen Kraftwerksstandorte weisen ausschließlich standardisierte 900-MWe- und 1300-MWe-Druckwasserreaktor-Mehrblockanlagen auf (Bild 4.8). Dadurch kann die Stromversorgung auch von benachbarten Blöcken erfolgen. Dies ist sowohl über das Hauptnetz als auch über das Reservenetz möglich. Zusätzlich befindet sich an jedem Kraftwerksstandort eine Gasturbine bzw. ein Standortdieselaggregat. Diese Gasturbine kann über Schaltfelder mit jeder Notstromschiene des Kraftwerksstandortes verbunden werden.

Zusammenfassende Bewertung

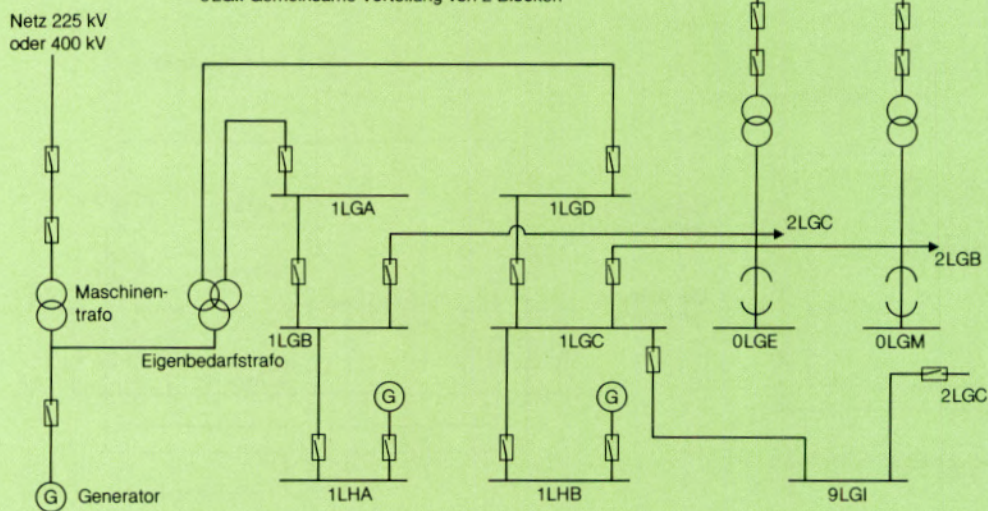
Während bei den betrachteten schwedischen Anlagen eine interne Notstromversorgung jeweils über vier Diesel-Notstromaggregate ($4 \times 50\%$ -System) und bei den französischen über jeweils zwei Notstromaggregate ($2 \times 10\%$ -System) möglich ist, sind bei den Konvoi-Anlagen

²⁾ Abschätzung von Zuverlässigkeitskenngrößen für das Hoch- und Höchstspannungsnetz im Bereich von Kernkraftwerken
Deutsche Verbundgesellschaft e.V. Heidelberg, August 1983

³⁾ Verfügbarkeitsdaten des Netzanschlusses von Kernkraftwerken
Deutsche Verbundgesellschaft e.V. Heidelberg, November 1980

900-MW-Anlage

1LGA, 1LGD: Eigenbedarfs-Verteilung
 1LGB, 1LGC: Eigenbedarfs-Verteilung Reservenetz gesichert
 1LHA, 1LHB: Notstromverteilung
 0LGE, 0LGM: Verteilung für Kraftwerksstandort
 9LGI: Gemeinsame Verteilung von 2 Blöcken



1300-MW-Anlage

LGA, LGB, LGC: Eigenbedarfs-Verteilung
 LGD, LGE, LGF: Eigenbedarfs-Verteilung Reservenetz gesichert
 LHA, LHB: Notstromverteilungen

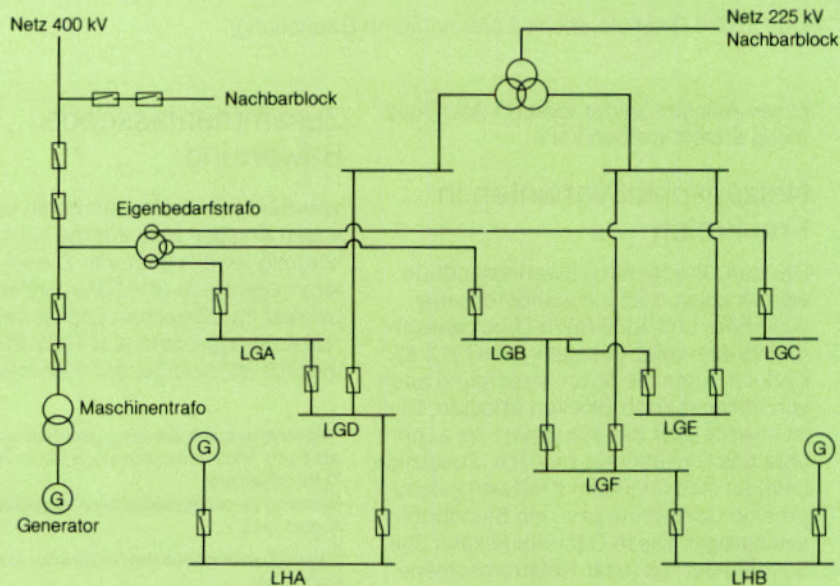


Bild 4.8: Elektrische Energieversorgung französischer 900- und 1300-MW-Anlagen (vereinfachte Darstellung)

sowohl die vier Stränge des Notstromsystems 1 als auch die vier Stränge des Notstromsystems 2 jeweils durch autarke, teils verbunkerte Notstromdieselaggregate versorgbar. Dieser Redundanzgrad an internen Energieversorgungsquellen in den Konvoi-Anlagen läßt erwarten, daß das Eintreten eines Station Blackouts zuverlässig verhindert wird. Hinsichtlich der netzseitigen Wiederversorgung stehen demgegenüber bei den französischen Anlagen, schon wegen ihrer Kraftwerksgeographie, mannigfache externe Energiequellen zur Verfügung. Diesbezüglich eröffnen sich bei den deutschen Anlagen Verbesserungsmöglichkeiten, die teilweise in der Diskussion sind:

- Feste Verkabelung zu konventionellen Kraftwerken und begleitend hierzu Prozeduren, die eine schnellstmögliche Wiederversorgung erlauben
- Einsatz diversitärer Notstromerzeugungsanlagen am Kraftwerksstandort
- Einsatz mobiler Stromerzeuger und vorbereitete Anschlüsse auf dem Kraftwerksgelände
- Durchschaltbarkeit von Querverbindungen zwischen Stromnetzen bzw. den Eigenbedarfsschienen benachbarter Kraftwerksblöcke.

Anders als bei den Konvoi-Anlagen kommen in den betrachteten ausländischen Anlagen im Rahmen von Notfallschutzmaßnahmen zusätzlich diversitäre Systeme, wie etwa Turbopumpen, sowie verfahrenstechnische Querverbindungen zum Einsatz. Obwohl hierdurch die Station-Blackout-Eintrittshäufigkeit nicht verbessert werden kann, tragen diese diversitären Systeme sowie die zusätzlich vorhandenen externen Wiederversorgungsmöglichkeiten zur Verbesserung der Station-Blackout-Beherrschbarkeit bei.

4.4 Nutzung sicherheitstechnischer Untersuchungen aus der Prozeßindustrie für den Arbeitsschutz

Bei Sicherheitsuntersuchungen für Chemieanlagen fallen Erkenntnisse zum Arbeitsschutz an, selbst wenn dieser nicht Gegenstand der Untersuchung war. Dies wird am Beispiel einer Anlage zur Herstellung des Sprengstoffs Nitroglykol gezeigt, für die eine Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung durchgeführt worden war.

Anlagen, in denen gefährliche Substanzen gehandhabt werden, schließen diese im Normalbetrieb fest ein; die Stoffe können deshalb erst zur Gefahr werden, wenn sie austreten. Dies ist möglich, wenn Barrieren des Systems versagen. In solchen Fällen sind in erster Linie die Beschäftigten einer Anlage betroffen und nur in seltenen Fällen die Bevölkerung.

Lediglich bei Verseuchungen des Grundwassers und der Bildung explosibler Wolken, die außerhalb einer Anlage zünden, oder der Freisetzung toxischer Wolken, sind Schäden für die Bevölkerung denkbar, die nicht unmittelbar auch das Betriebspersonal schädigen.

Der Arbeitsschutz ist normalerweise das schärfere Kriterium, denn durch adäquaten Arbeitsschutz wird in der Regel auch die Bevölkerung vor möglichen Gefährdungen geschützt.

Dem hat der Gesetzgeber in der Novellierung der Störfallverordnung Rechnung getragen, indem er ausdrücklich den Arbeitsschutz einbezogen hat.

Umgekehrt ist zu schließen, daß Sicherheitsuntersuchungen, die nicht aus Gründen des Arbeitsschutzes erstellt worden sind, dennoch Beiträge zum Arbeitsschutz liefern können. Dem ist die GRS im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz nachgegangen.¹⁾

Dabei wurden dazu vier Arten von Untersuchungen zugrunde gelegt:

- Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten in Chemieanlagen (Anlagen zur Herstellung von Nitroglykol und TNT),
- Probabilistische Untersuchungen von Anlagen zur Herstellung des Sprengstoffs Hexogen und zur Tiefkühlung eines toxischen Stoffes,
- Untersuchungen zu Temperaturverläufen in Dampfstrahlen,
- Störfallanalysen nach § 7 Störfallverordnung.

Beispielhaft wird nachfolgend auf einen Aspekt aus der Untersuchung zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen eingegangen, und zwar auf die Identifizierung von Anlagenbereichen mit Schadenshäufungen. Zuverlässigkeitskenngrößen dienen der Beschreibung des Ausfallverhaltens technischer Komponenten in probabilistischen Untersuchungen. Sinnvoll ist es, Zuverlässigkeitskenngrößen durch Beobachtung im Betrieb zu ermitteln, indem u.a. die Wartungsvorgänge über längere Zeiträume analysiert werden. Dabei fallen zwangsläufig Informationen an, die nicht unbedingt zur Kenngrößenermittlung herangezogen werden, aber für andere Gebiete, beispielsweise die Arbeitssicherheit, von Nutzen sein können.

Zur Untersuchung einer Anlage ist es zunächst erforderlich, ein Inventar aufzustellen und die Gesamtzahl vergleichbarer Komponenten für jeden Komponententyp zu ermitteln. Dabei werden zweckmäßigerweise die technischen Eigenschaften, Betriebs- und Umgebungsbedingungen und der Aufstellungsort erfaßt, wodurch die Kenngrößen differenziert nach einer Reihe möglicher Einflußgrößen bestimmt werden können. Die genannten Informationen finden im Anlagenverzeichnis ihren Niederschlag. Die Ausfälle werden, aufgeschlüsselt nach einzelnen Ausfallarten, Auswirkung auf die Anlage usw., unter der Bezeichnung Schadensdaten erfaßt.

¹⁾ Hauptmanns, U., et al.:

Nutzung sicherheitstechnischer Untersuchungen aus der Prozeßindustrie für den Arbeitsschutz
Schriftenreihe der Bundesanstalt für Arbeitsschutz,
Dortmund, 1990

Untersucht wurden je eine Anlage zur Herstellung von Nitroglykol und zur Herstellung von TNT, wobei nachfolgend auf die Nitroglykolanlage eingegangen wird.

Verfahren

In der beobachteten Anlage wird das kontinuierliche Injektorverfahren eingesetzt, dessen wichtigster Verfahrensabschnitt in Bild 4.9 schematisch dargestellt ist.

Im Nitriersäurevorlagebehälter a) wird die im Verfahrensabschnitt „Säuremischung“ vorbereitete Mischsäure mit Abfallsäure aus dem Prozeß zur Nitriersäure gemischt. Beim Zusammentreffen von Mischsäure mit dem Wasser, das in der Abfallsäure enthalten ist, kommt es zu einer Erwärmung. Auf dem Weg in den Druckbehälter c) wird der Nitriersäure im Wärmetauscher b) Wärme entzogen, da-

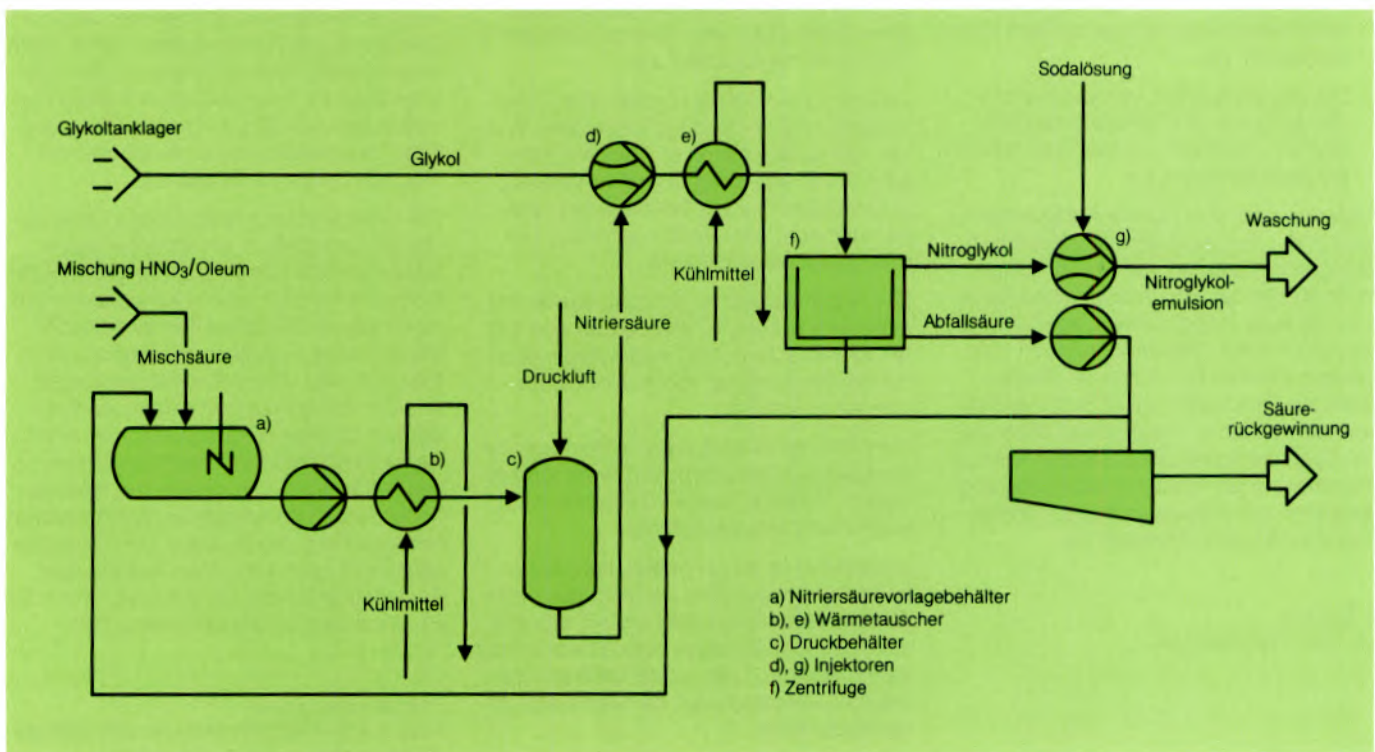
mit die Eingangstemperatur für die Reaktion niedrig genug ist, um gefährliche Zustände als Folge der reaktionsbedingten Aufwärmung zu vermeiden. Der Druckbehälter c) ist während des Betriebes mit Druckluft beaufschlagt. Das dadurch entstehende Druckpolster treibt die Nitriersäure durch den Injektor d). Dort reagiert sie mit Glykol, das sie aufgrund des in der Düse entstehenden Unterdrucks aus der Glykoleitung ansaugt, zu Nitroglykol. Die Reaktionswärme wird im Wärmetauscher e) abgeführt. In der Zentrifuge f) werden anschließend Nitroglykol und Abfallsäure voneinander getrennt. Die weitere Förderung erfolgt mit Hilfe des Injektors g), wobei als Treibmittel Sodalösung verwendet wird, welche die im Nitroglykol enthaltenen Säurereste neutralisiert und mit ihm erneut eine Emulsion bildet.

Gefahrenpotential der Anlage

Gefährdungen des Betriebspersonals bei Anlagenbetrieb und Wartung können sich aus physikalischen und chemischen Einwirkungen ergeben. Zu den physikalischen Einwirkungen sind zu zählen:

- thermische und mechanische Einwirkung durch ausströmenden Dampf aus größeren Rohrleitungsleckagen,
- mechanische Einwirkungen durch abreißende rotierende Teile.

In der Anlage sind kondensat- und dampfführende Rohrleitungen mit den entsprechenden Hilfseinrichtungen vorhanden. Typische Drücke und Temperaturen sind dabei 180 °C und 0,4 MPa bzw. 195 °C und 0,8 MPa für Dampf und 120 °C und 0,2 MPa für Kondensat. Im Falle von Leckagen besteht Verbrühungsgefahr;



44 Bild 4.9: Wesentliche Verfahrensschritte der Herstellung von Nitroglykol nach dem Injektorverfahren

durch druckbedingtes Abreißen von Ventilspindeln etc. kann es zu Verletzungen kommen.

Chemische Einwirkungen können vor allem aus dem Umgang mit Säuren resultieren. Die in der Anlage vorhandenen Säuren reagieren stark mit Wasser und organischen Substanzen, also auch mit dem menschlichen Körper, so daß es bei Berührung zu Verätzungen kommt.

Besonderes Gewicht haben physikalische Einwirkungen aufgrund chemischer Prozesse. Zu nennen wären mechanische Einwirkungen aus Explosionen und Brände.

Identifizierung von Anlagenbereichen mit Schadenshäufungen

Die Erfassung der Aufstellungsorte der Betriebsmittel (Bestandteile der technischen Komponenten) erlaubt es festzustellen, ob erhöhte Ausfallhäufigkeiten in unterschiedlichen Räumen auftreten. Interessant ist z.B. die Ausfallart „Säureleckage nach außen“, durch die es zu einer Gefährdung des Betriebspersonals kommen kann.

Unter Verwendung der Beobachtungsdauer und der Anzahl und Art der Betriebsmittel in den verschiedenen Räumen lassen sich die zugehörigen Ausfallraten

$$\lambda = \frac{K}{m \cdot T}$$

(K: Anzahl der Ausfälle, m: Anzahl der beobachteten Betriebsmittel, T: Beobachtungsdauer)

für die betrachtete Ausfallart ermitteln. Damit ist die für den Vergleich notwendige Normierung auf die jeweils vorhandene Anzahl von Einheiten eines Betriebsmitteltyps (z.B. Handarmaturen) durchgeführt. Zur Beantwortung der Frage, ob signifikante Unterschiede zwischen der „Leckanfälligkeit“ der Betriebsmittel in verschiedenen Räumen vorliegt, wurden die Ausfallraten der Betriebsmittel in den einzelnen Räumen mit dem Mittelwert über sämtliche Räume verglichen. Angewandt wurde ein Verfahren zum Vergleich der Mittelwerte poissonverteilter Größen.

Ergebnisse

Statistisch signifikante Unterschiede der Ausfallraten ergeben sich nur in wenigen Fällen. Bei der Gesamtbewertung zeigen sich signifikant erhöhte Leckraten im Säuretanklager und im Säure- und Mischsäuretanklager. In einigen Fällen weichen die Ausfallraten durchaus stark vom Mittelwert ab; der Unterschied wird aber nicht als signifikant ausgewiesen. Grund dafür sind geringe Besetzungszahlen, die zu großen Vertrauensbereichen führen, aufgrund derer die Hypothese der Gleichheit nicht verworfen wird.

Auffällige Erhöhungen der Ausfallraten für die Ausfallart „Leckage“, die aber statistisch aus den oben genannten Gründen nicht signifikant waren, lassen sich für folgende Betriebsmittel feststellen:

- Kreiselpumpe in der Säuremischung und -lagerung
- Absperrhähne im Säure- und Mischsäurelager
- Wärmetauscher in der Nitrierung
- Rotameter in der Nitrierung.

Dies sollte beim Betreten der Bereiche beachtet werden. Darüber hinaus sollte bei der Wartung der genannten Komponenten die Möglichkeit von Leckagen besonders berücksichtigt werden.

Bei der Durchsicht der zugehörigen Schadensberichte lassen sich Hinweise dafür finden, warum erhöhte Leckhäufigkeiten beobachtet wurden. Allerdings sind damit nicht unbedingt auch die den statistischen Abweichungen zugrundeliegenden Ursachen aufgedeckt.

- Kreiselpumpen
 - Rohrleitungen waren ohne Stützen montiert. Die aus diesem Grund auftretenden Vibrationen verursachten Leckagen an den Pumpenflanschen.
 - Pumpen waren nicht richtig ausgerichtet.
 - Eisbildung beim Sperrwasser verursachte Leckagen.
 - Versehentliche druckseitige Absperrung rief Leckage hervor.

- Wärmetauscher

Unsachgemäßer Einbau führte zu Leckagen.

- Rotameter

Häufig traten Leckagen an Dichtungen u.a. wegen ungeeigneten Dichtungsmaterials auf.

Das Betriebspersonal sollte in jedem Fall darauf hingewiesen werden, daß in den genannten Bereichen und bei den angesprochenen Komponenten mit erhöhter Leckagefrequenz zu rechnen ist.

*U. Hauptmanns, R. Stück
Abt. Industrieanlagen*

4.5 Stand der Analysewerkzeuge zur Struktursimulation

Im Rahmen von Programmen zur Reaktorsicherheitsforschung werden die Methoden zur Simulation des Strukturverhaltens von Kraftwerkskomponenten, wie Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger und Rohrleitungen, untersucht. Speziell in Störfallsituationen treten besondere thermische und mechanische Belastungen auf, die Schäden an den Werkstoffen verursachen bzw. unterstellte Schäden noch verstärken können. Die für solche strukturmekanische Berechnungen eingesetzte Analysetechnik basiert fast ausschließlich auf Rechenprogrammen, die auf PCs, Workstations bzw. Großrechnern installiert sind.

Um strukturmekanische Analysemethoden zu verifizieren und weiterzuentwickeln, werden Berechnungen zu nationalen und internationalen Experimenten aus verschiedenen Problemklassen durchgeführt. Zur Qualifizierung bruchmechanischer Methoden wertet die GRS in enger Zusammenarbeit mit dem Oakridge National Laboratory (ORNL) 39 Analysen zu fünf Thermoschock-Großversuchen aus (Arbeitsgruppe CSNI/FAG¹⁾).

Ein weiteres Ziel bei den strukturmekanischen Berechnungen ist es, das Komponentenverhalten nicht nur für den Normalbetrieb, sondern insbesondere für mögliche Störfallsituationen zu simulieren und damit beispielsweise zur Planung von Störfallmaßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes beizutragen. Dabei wird sowohl das globale wie auch das lokale Strukturverhalten – speziell bei Unterstellung von Schäden (z.B. Risse) – an Komponenten und Rohrleitungen untersucht. Über der Beanspruchungs- bzw. Verformungssituation angemessene Versagenskriterien werden anschließend Aussagen über die Strukturzuverlässigkeit abgeleitet.

¹⁾ CSNI/FAG: Committee on the Safety of Nuclear Installations/Fracture Assessment Group der OECD/NEA (Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency)

Analysetechnik

Für strukturmekanische Berechnungen, angefangen von Abschätzungen bis hin zur Simulation durch Animation, werden fast ausschließlich Arbeitsmittel der elektronischen Datenverarbeitung verwendet. Dafür stehen abhängig von der Komplexität der Problemstellung Arbeitsplätze mit

Zugriff auf Personalcomputer, Workstations bzw. Großrechner zur Verfügung (Bild 4.10).

Als Analysewerkzeuge werden Finite-Elemente-(FE-)Rechenprogramme sowie geeignete Pre- und Postprozessoren zur effektiven Vorbereitung und Auswertung von Rechnungen eingesetzt (Bild 4.11).

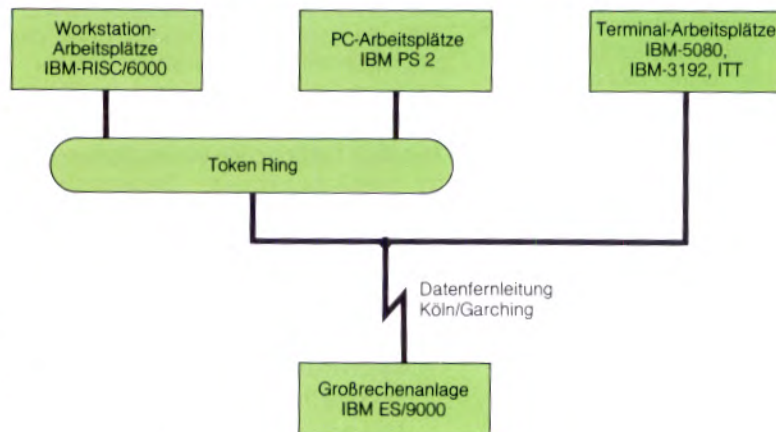


Bild 4.10: Hardware zur Struktursimulation

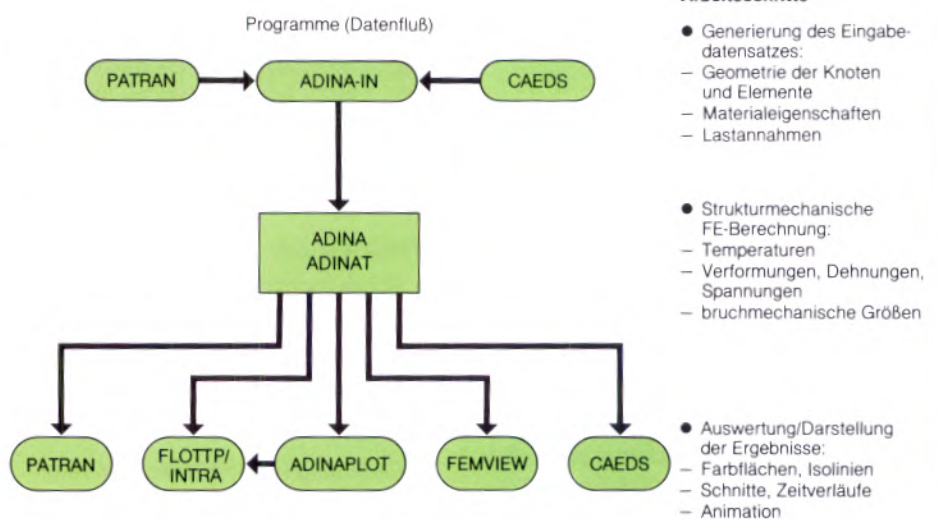


Bild 4.11: Software zur Struktursimulation

Bei der Erstellung komplexer Modelle, etwa bei Rißmodellen, in denen Übergänge zwischen grob- und feinmaschigen Netzbereichen modelliert werden müssen, lohnt sich der Einsatz voll interaktiver Prozessoren, wie z.B. PATRAN. Bild 4.12 zeigt die einzelnen Schritte zur Modellerstellung eines Rohres mit Teildurchriß einschließlich der Generierung von Fesseln infolge der Symmetriebedingungen und von Innendrucklasten mit PATRAN.

Für die Auswertung von ADINA-Analysen (**A**utomatic **D**ynamic **I**ncremental **N**onlinear **A**nalysis) stehen die an den Netzknoten bzw. im Inneren der finiten Elemente (an Gaußpunkten) berechneten strukturellen Ergebnisse (z.B. Verschiebungen, Dehnungen, Spannungen, Temperaturen) auf dem Ergebnisfile zur Verfügung. Die Postprozessoren können durch Selektion aus der Datenvielfalt geeignete graphische Darstellungen (z.B. Farbflächen, Isolinien, verformte Struktur, Zeit-

verläufe, xy-Plots, Animation) sowie Ergebnislisten erzeugen.

Für spezielle Fragestellungen, z.B. zum Riß- oder Lecköffnungsverhalten, insbesondere auch bei Parameterstudien in Verbindung mit FE-Analysen, werden zusätzliche Programme basierend auf vereinfachten Methoden bzw. Abschätzungsverfahren eingesetzt, wobei eine Qualifizierung dieser Ansätze über entsprechende Leistungen in FE-Programmen bzw. an Experimenten erfolgt.

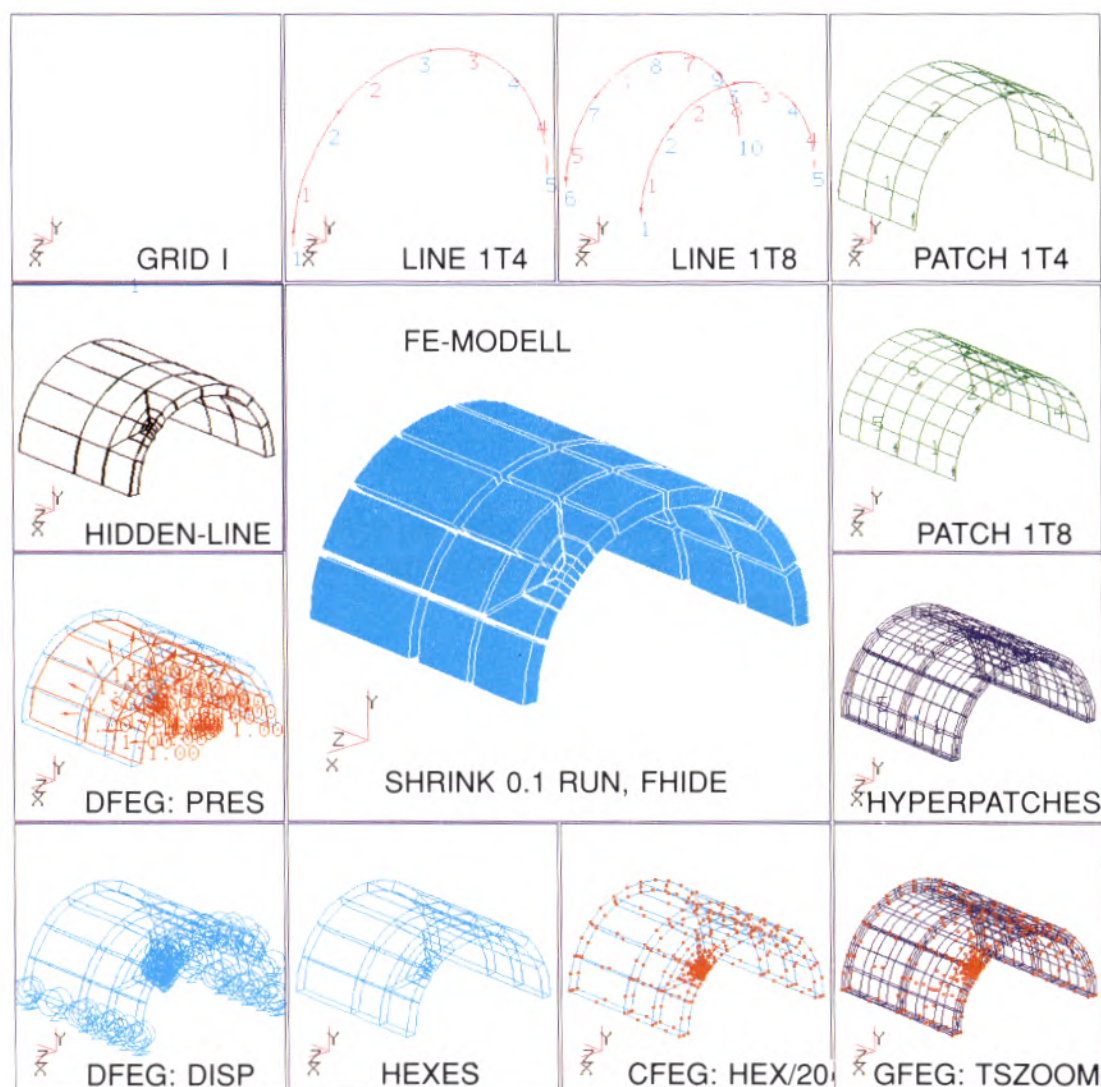


Bild 4.12:
FE-Netzgenerierung
eines Rohres mit
Teildurchriß in
Umfangsrichtung mit
PATRAN

Simulation des Reaktor-komponentenverhaltens in Störfallsituationen speziell bei Kaltwassereinspeisung

Bei schneller Abkühlung von Komponenten oder Teilbereichen der druckführenden Umschließung treten neben den mechanischen Belastungen Thermoschockbeanspruchungen auf. Wesentliche Einflußparameter auf die Analyseergebnisse

sind z.B. die Lastannahmen bezüglich der Kühlungsrandbedingungen, speziell die Annahme, ob die Kühlung einer Komponente eher rotationssymmetrisch oder streifenförmig approximiert werden kann. Bild 4.13 zeigt die Temperaturverteilung in einem rotationssymmetrischen und in einem 3D-Modell (180°) eines trockengefallenen Dampferzeugers für die sekundärseitige Wiederbespeisung mit kaltem Wasser im Rahmen geplanter Notfall-schutzmaßnahmen bei Station Blackout sowie die dadurch resultierenden Axial-

spannungen in der Dampferzeugerwand im Bereich des geschweißten Anschlusses zum Rohrboden. Bei der rotationssymmetrischen Lastannahme treten hohe Axialspannungen lokal begrenzt an der Innenwand nur während der ersten drei Minuten nach Beginn der Kaltwassereinspeisung auf. Bei Streifenkühlung dagegen kann sich über einen längeren Zeitraum ein hoher Axialspannungszustand im gesamten gekühlten Wandbereich aufbauen.

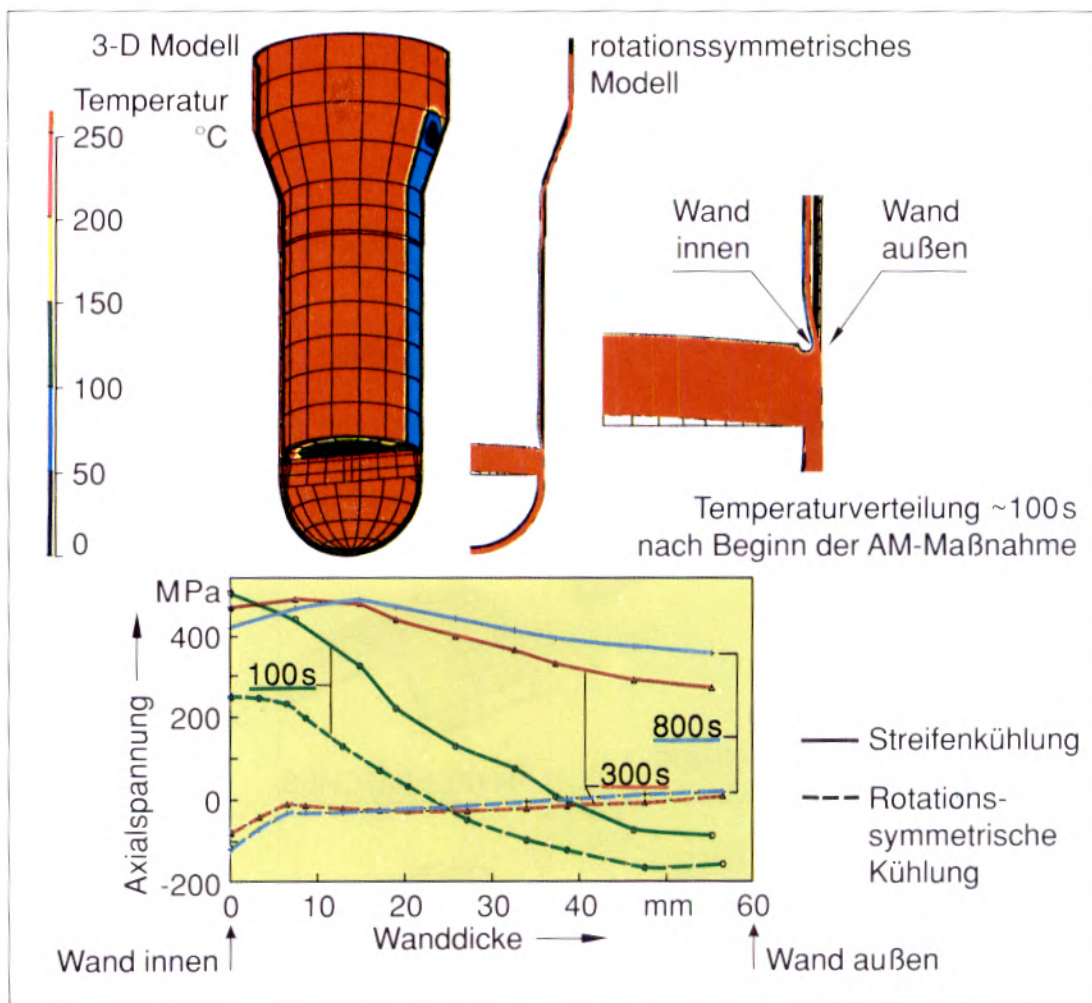


Bild 4.13: Analyseergebnisse zur Wiederbespeisung eines trockengefallenen Dampferzeugers mit kaltem Wasser unter rotationssymmetrischer/streifenförmiger Kühlungsannahme (Notstromfall)

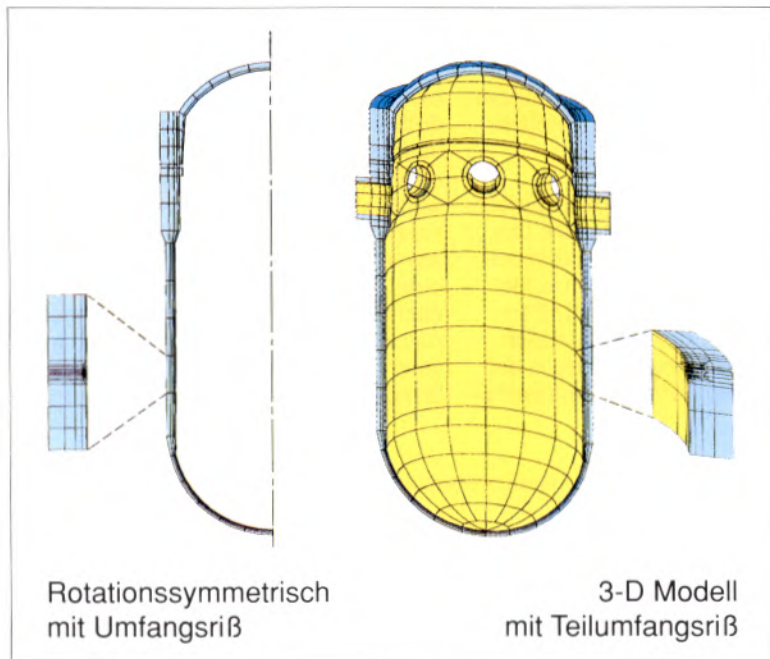


Bild 4.14: Globalmodelle eines Reaktordruckbehälters und Teilmodelle mit unterstelltem Umfangs-/Teilumfangsriß

Dieser Effekt bezüglich der Kühlungsannahmen sowie der Einfluß weiterer Parameter auf die Analyseergebnisse, z.B. die Abhängigkeit der Werkstoffkennwerte von Temperatur und Bestrahlung, wird auch bei der Notkühlung des Reaktordruckbehälters untersucht, wobei zusätzlich das Verhalten unterstellter Risse im Bereich der Kernmittenschweißnaht betrachtet wird. Die Werkstoffeigenschaften der Wand im Kernmittenbereich werden infolge der Neutronenbestrahlung während der Betriebsdauer der Anlage verändert (Zähigkeitsverminderung). Bild 4.14 zeigt Globalmodelle (rotationssymmetrisch/3D-180°) eines Reaktordruckbehälters sowie Ausschnittmodelle mit Umfangs-/Teilumfangsriß, an denen bruchmechanische Analysen zur Bestimmung des Rißverhaltens bei den transienten Belastungen mit unterschiedlichen Kühlungsannahmen durchgeführt werden.

J. Sievers
Abt. Strukturmechanik

4.6 Rechnungen zur Langzeitsicherheit des Endlagers für radioaktive Abfälle, Schachtanlage Konrad

Bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfallstoffe aus Kernkraftwerken, Medizin, Industrie und Forschung spielt die voraussagende Berechnung des Transportes von Radionukliden in und mit dem Grundwasser eine bedeutsame Rolle. Wegen der Komplexität der Vorgänge in der Geosphäre und den langen zu betrachtenden Zeiträumen müssen hier umfangreiche Rechenprogramme eingesetzt werden. Im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für das Endlager für radioaktive Abfälle, Schachtanlage Konrad, hat die GRS die Analyse des Antragstellers für die Sicherheit in der Nachbetriebsphase bewertet und mit eigenen Rechnungen die Aussagen über die Langzeitsicherheit des Endlagers geprüft.

Vorgehensweise

Grundlage für eine rechentechnische Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers und der damit verbundenen Modellierung von Grundwasser- und Radionuklidtransportvorgängen sind hydrogeologische und geologische Vorgaben für Modellrechnungen, die man als hydrogeologisches Modell bezeichnet. Ein hydrogeologisches Modell ist eine Gedankenenvorstellung, die aus der geologischen, hydrogeologischen und hydraulischen Interpretation eines Erkundungsgebietes resultiert. Es umfaßt die Abgrenzung des Modellgebietes mit seinen Randbedingungen, die Abfolge, die Mächtigkeit und die Verbreitung der geologischen Schichten. Dabei werden geologische Schichten mit höherem Wasserleitvermögen zu Grundwasserleitern (Aquiferen) und Schichten mit geringerem Wasserleitvermögen zu Grundwasserstauern (Aquitarden) zusammengefaßt. Die Geologie bzw. Hydrogeologie eines Standortes wird bildlich hierbei meist durch geologische Vertikalprofile,

das sind Saigerisse bzw. geologische Schnittdarstellungen durch die Erdkruste, dargestellt (Bild 4.15). Weiterhin gehört zu jedem Modell ein Datensatz von Bandbreiten der hydrogeologischen Parameter, u.a. die effektiven Gebirgsporositäten und das Wasserleitvermögen der einzelnen hydrogeologischen Einheiten. Dabei stellen hydrogeologische Einheiten eine Zusammenfassung von geologisch stratigraphischen Einheiten mit gleichen hydraulischen Eigenschaften dar.

Während die Erstellung des hydrogeologischen Modells von Geologen auf der Ba-

sis von Detailkenntnissen aus Standortuntersuchungen durchgeführt wird, besteht die Aufgabe des Modellierers in der Umsetzung dieser Modelldaten in ein spezielles numerisches Modell für ein Rechenprogramm.

Die GRS hat im Rahmen des oben genannten Planfeststellungsverfahrens die Umsetzung des hydrogeologischen Standortmodells Konrad in ein numerisches Modell für das Finite-Differenzen-(FD-)Programm SWIFT bewertet. Grundsätzlich sind FD-Rechenverfahren wie das in der GRS angewendete und in das Planfeststel-

lungsverfahren Konrad vom Antragsteller eingebrachte Programm SWIFT zwar geeignet, hydrogeologische Vorgänge zu simulieren, doch ergab eine Bewertung der GRS im Rahmen dieses Planfeststellungsverfahrens, daß sie bei komplexen geologischen Strukturen die Grenzen ihrer Anwendbarkeit finden. Sowohl in der praktischen Handhabung als auch im Diskretisierungsaufwand und damit in der Rechenzeit sind FD-Programme den Finite-Elemente-(FE-)Programmen unterlegen. Aus diesem Grund hat die GRS für die eigene Modellierung des geologischen Standortes Konrad das FE-Programm

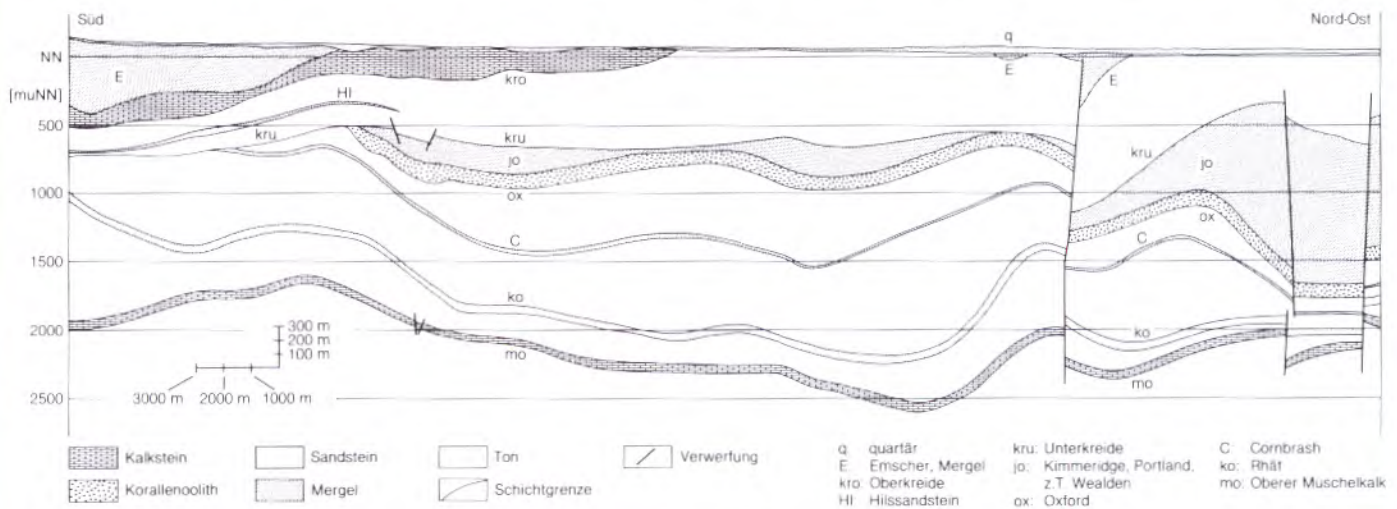


Bild 4.15: Hydrogeologischer nord-süd-verlaufender Vertikalschnitt entlang der Hauptmuldenachse durch das Modellgebiet

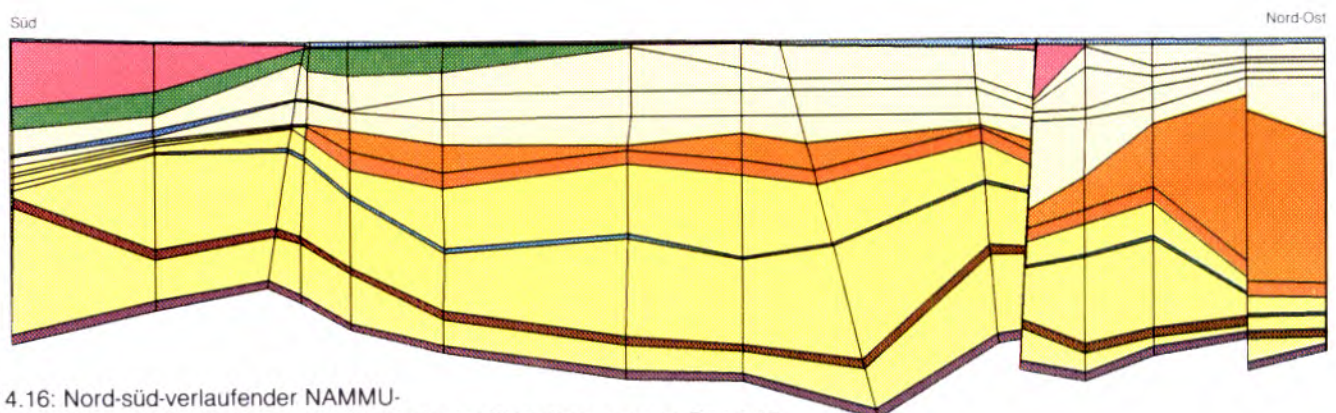


Bild 4.16: Nord-süd-verlaufender NAMMU-Modellgitterschnitt (Finite-Elemente), Ergebnis der Digitalisierung von Bild 4.15

NAMMU eingesetzt. Die Vorgehensweise bei der Erstellung der Modellierung des Standortes sowie Rechenergebnisse werden nachfolgend aufgezeigt.

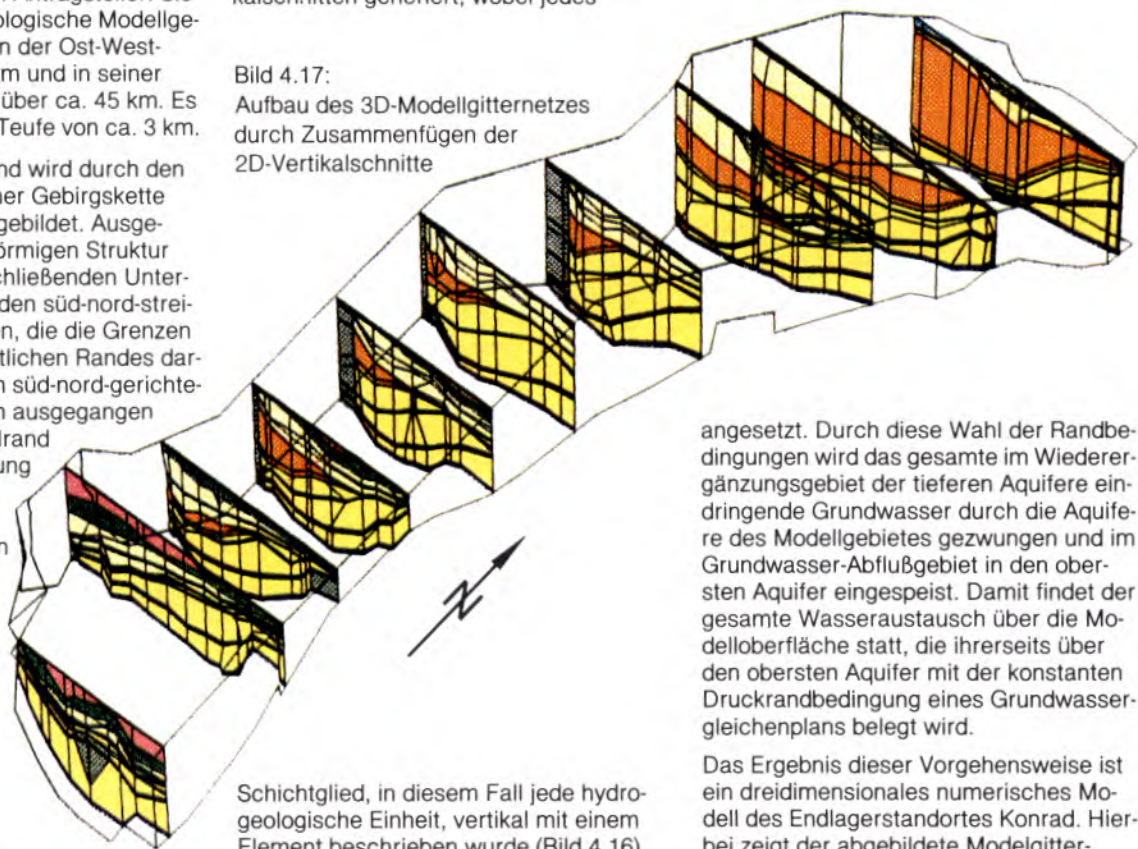
Das hydrogeologische Modell

Die geologische und hydrogeologische Interpretation der Endlagerstandortuntersuchungen des Erkundungsgebietes innerhalb des Gifhorner Troges (Niedersachsen) erfolgte durch den Antragsteller. Sie ergab für das hydrogeologische Modellgebiet eine Erstreckung in der Ost-West-Richtung über ca. 15 km und in seiner Süd-Nord-Ausrichtung über ca. 45 km. Es besitzt eine maximale Tiefe von ca. 3 km.

Der südliche Modellrand wird durch den ungefähren Verlauf einer Gebirgskette (Salzgitter-Höhenzug) gebildet. Ausgehend von der muldenförmigen Struktur des nach Norden anschließenden Untersuchungsraumes und den süd-nord-streichenden Salzstrukturen, die die Grenzen des westlichen und östlichen Randes darstellen, wird von einem süd-nord-gerichteten Grundwasserstrom ausgegangen. Den nördlichen Modellrand bildet die Aller-Niederung als Vorflut für das Untersuchungsgebiet. Im Modellraum werden mehr als 20 verschiedene hydrogeologische Einheiten definiert.

definierenden Randbedingungen in NAMMU der Berandung des hydrogeologischen Modells. Im vorliegenden Fall wurde die Maschennetzgenerierung anhand von hydrogeologischen Vertikalprofilen mittels eines Digitalisierstisches durchgeführt (Bild 4.15). Die abgebildeten verschiedenen hydrogeologischen Einheiten wurden dabei in Modellschichtbelegungen überführt und mit Durchlässigkeitsbeiwerten und Porositätswerten belegt. Zuerst wurden 2D-Gitternetze anhand von Vertikalschnitten generiert, wobei jedes

Bild 4.17:
Aufbau des 3D-Modellgitternetzes durch Zusammenfügen der 2D-Vertikalschnitte



Schichtglied, in diesem Fall jede hydrogeologische Einheit, vertikal mit einem Element beschrieben wurde (Bild 4.16). Die generierten 2D-Modellgitterschnitte werden zu einem 3D-Maschennetz zusammengefügt, wobei prismatische Elemente zur Modellierung auskeilender Schichtglieder benutzt wurden (Bild 4.17). Durch diese Vorgehensweise wurde das numerische Modell der hydrogeologischen Interpretation des Standortes Konrad angepaßt und mit folgenden Randbedingungen versehen.

Die Muldenstruktur (Gifhorn-Trog) wird an der Modellbasis durch gering permeable und salinare Schichten des Mittleren Muschelkalks begrenzt. Seitlich bilden Salzdomen und -mauern des Zechsteins die Modellgrenzen bis zur Modellbasis. Diese Ränder werden als sogenannte „no-flow boundaries“, über die kein Wasseraustausch möglich ist, modelliert. Als weitere vertikale „no-flow boundaries“ wurden die nördlichen und südlichen Modellgrenzen

angesetzt. Durch diese Wahl der Randbedingungen wird das gesamte im Wiedererfüllungsgebiet der tieferen Aquifere eindringende Grundwasser durch die Aquifere des Modellgebietes gezwungen und im Grundwasser-Abflußgebiet in den obersten Aquifer eingespeist. Damit findet der gesamte Wasseraustausch über die Modelloberfläche statt, die ihrerseits über den obersten Aquifer mit der konstanten Druckrandbedingung eines Grundwassergleichensplans belegt wird.

Das Ergebnis dieser Vorgehensweise ist ein dreidimensionales numerisches Modell des Endlagerstandortes Konrad. Hierbei zeigt der abgebildete Modellgitterschnitt (Bild 4.17), daß sich auch komplizierte hydrogeologische Systeme, mit mehreren zum Teil auskeilenden und in der Schichtmächtigkeit stark schwankenden Aquiferen und Aquitarden, mit NAMMU-Prozeduren hinreichend genau abbilden lassen. Dabei ist insbesondere die flächentreue bzw. raumtreue Abbildung durch die verschiedenen Finite-Elemente gegeben (vgl. Bild 4.16 und Bild 4.17).

Die Umsetzung in ein numerisches Modell

Bei der Umsetzung des hydrogeologischen Modells Konrad in das numerische NAMMU-Modell wird zuerst die geologische Struktur mit ihren Schichtgliedern in ein Maschennetz von numerischen Elementen übertragen. Dabei folgen die zu

Die Modellrechnungen

Das so generierte numerische 3D-Modell bildet die Grundlage der Simulation der Grundwasser- und Radionuklidbewegung. Aufgabe einer Simulation der Grundwasserbewegung in einem hydrogeologischen Modell ist die Erstellung eines Grundwasserpotentialfeldes. Bild 4.18 zeigt die Grundwasser-Potentialverteilung entlang des geologischen Nord-Süd-Schnittes, der in Bild 4.17 dargestellt ist. Weiterhin können durch die Berechnung und Darstellung des Darcy-Geschwindigkeitsfeldes (normiertes Grundwasser-

durchsatzfeld) die Strömungsverhältnisse im Grundwassersystem analysiert werden.

Nach Überprüfung dieser Ergebnisse werden Trajektorienberechnungen (Partikel-Tracking-Verfahren) zur Ermittlung von potentiellen Ausbreitungswegen von Radionukliden aus dem Endlager durch das Modellgebiet durchgeführt. Sie dienen zum einem zur Berechnung von Grundwasserlaufwegen und -zeiten vom Endlager durch die Geosphäre zur Modelloberfläche und zum anderen der Generierung von 1D-Radionuklidtransportwegen im Modell. Die Laufwege und Laufzeiten wer-

den über das Potentialfeld unter Verwendung der effektiven Gebirgsporositäten der jeweiligen hydrogeologischen Einheiten berechnet. Ausgangspunkt der Trajektorien ist das Endlager. Als Ergebnis der Trajektorienberechnungen zeigt Bild 4.19 die Laufwege von idealen Tracern durch die Geosphäre in einer Seitenprojektion des 3D-Modells. Die in die Blattebene projizierten Trajektorien zeigen, entsprechend den Grundwasserströmen, Hauptausbreitungen von Tracern. Die farblichen Änderungen der Trajektorien kennzeichnen den Übergang der Tracer von einer hydrogeologischen Einheit zur anderen, wobei die in einer hydrogeologi-

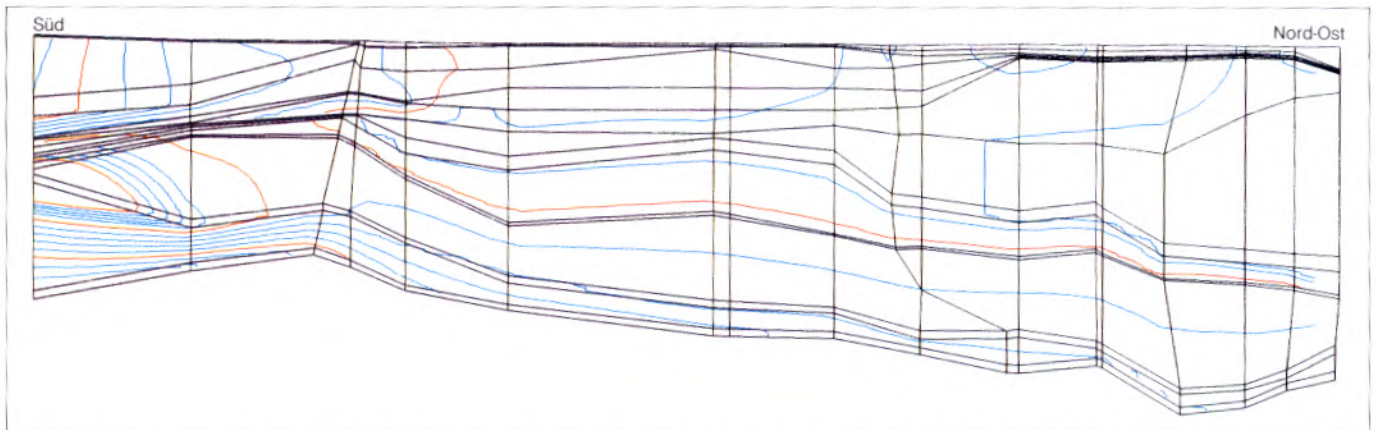


Bild 4.18: Berechnetes Grundwasser-Potentialfeld in einem nord-süd-verlaufenden Gitterschnitt (vgl. Bild 4.17)

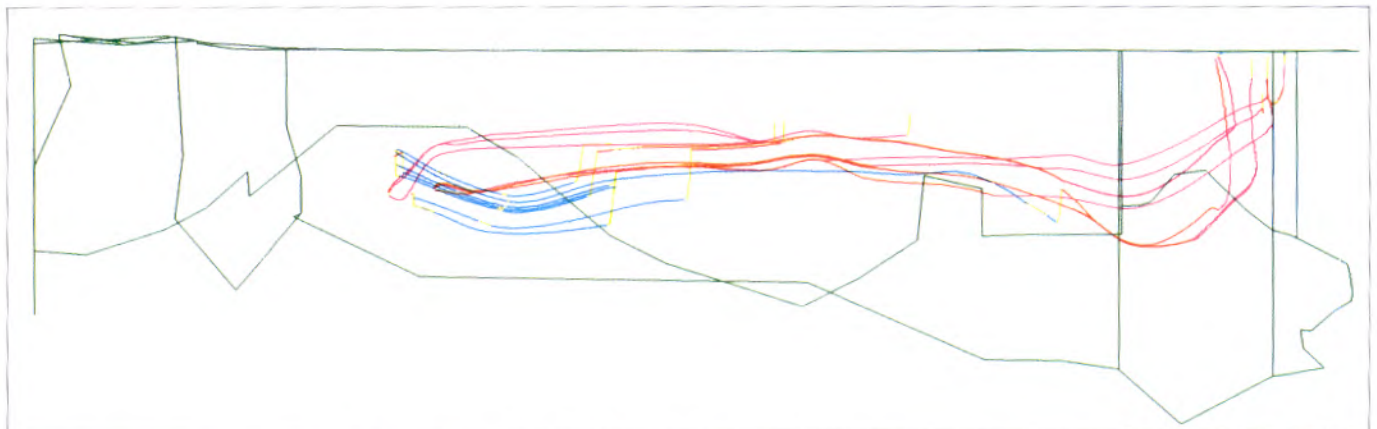


Bild 4.19: Trajektorienberechnung, Seitenansicht auf das 3D-Modell

schen Einheit zurückgelegte Wegstrecke entsprechend ihrer Farbgebung in den Modellschnitten dargestellt wird. Neben den aufgezeigten Partikel-Tracking-Verfahren zeigen dreidimensionale Radionuklidtransportrechnungen die Ausbreitung der Radionuklide in der Geosphäre. Sie haben den Vorteil, neben den hydrogeologisch gesteuerten Parametern auch gesteinspezifische Parameter wie Retardation von Nukliden und stofftransportspezifische Parameter wie Diffusion und Dispersion zu berücksichtigen, was zu weiteren möglichen Ausbreitungswegen führen kann.

Die GRS hat im Rahmen ihrer Modellrechnungen Ergebnisse von Partikel-Tracking-Verfahren mit denen von 3D-Transportrechnungen verglichen. Der Vergleich zeigte auf, daß die Partikel-Tracking-Verfahren lediglich partielle Freisetzungswege ermitteln, die nicht in jedem Fall zu den kürzesten Ausbreitungspfaden oder kürzesten Laufzeiten von Radionukliden führen. 3D-Transportrechnungen erfordern einen hohen Rechenaufwand aufgrund der instationären Verhältnisse über Zeiträume von mehreren Millionen Jahren. Doch sind sie nach den GRS-Erkenntnissen in Langzeitsicherheitsbewertungen zur eindeutigen Aussage über Transportwege und Transportzeiten von Radionukliden durch die Geosphäre erforderlich.

J. Larue
Abt. Endlagerung

4.7 Arbeiten der GRS im Rahmen des internationalen Projektes INTRAVAL

INTRAVAL ist ein internationales Projekt, das sich die Validierung von Rechenmodellen zum Transport von Radionukliden im Grundwasser zur Aufgabe gestellt hat. Hierbei ist unter Validierung der Nachweis zu verstehen, daß die Modelle die physikalischen Vorgänge richtig beschreiben. Diese Problemstellung ist bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle, die Radionuklide mit teilweise sehr langen Halbwertszeiten enthalten, von Bedeutung. Die Endlagerung erfolgt zum Schutz der künftigen Generationen in tiefen geologischen Formationen, wobei für Langzeitsicherheitsanalysen als wahrscheinlichstes Freisetzungsszenarium ein Radionuklidtransport mit dem Grundwasser postuliert wird.

Langzeitsicherheitsanalysen von Endlagern für radioaktive Abfälle werden mit Hilfe von prognostizierenden Sicherheitsanalysen durchgeführt. Diese Analysen zeigen die Wirksamkeit der für die Rückhaltung der eingelagerten Radionuklide vorgesehenen Barrieren auf. Im allgemeinen wird dieses Barrierensystem in zwei Bereiche unterteilt, nämlich

- das Endlager selbst unter Einschluß des umgebenden Wirtsgesteins als System technischer Barrieren und
- die Geosphäre mit einem System aus Aquiferen und Aquitarden als System natürlicher Barrieren.

Computermodelle beschreiben die physikalischen Phänomene, welche die Freisetzung und Ausbreitung der Radionuklide in diesem Barrierensystem im wesentlichen bestimmen. Dabei wird normalerweise unterstellt, daß die Systeme technischer und natürlicher Barrieren voneinander entkoppelt sind, d.h. daß die Ausbreitung der Radionuklide in der Geosphäre die Freisetzung aus dem Endlager nicht beeinflussen. Dadurch ist es möglich, getrennte Modelle für die beiden Bereiche einzusetzen, wobei die Endlagermodelle den

Quellterm für die Ausbreitung der Radionuklide in der Geosphäre ermitteln.

Angesichts der Einzigartigkeit der Problemstellung, physikalische Vorgänge über sehr lange Zeiträume mit einer Genauigkeit zu beschreiben, die den Anforderungen eines Genehmigungsverfahrens genügt, wurde schon frühzeitig in den mit den Sicherheitsnachweisen befaßten Organisationen die Notwendigkeit von Qualitätsnachweisen für die benutzten Rechen-codes erkannt. Dabei spielten die Möglichkeiten zur Validation — laut IAEA-Definition der Nachweis, daß das verwendete physikalische Gleichungssystem die Natur hinreichend genau beschreibt — und zur Verifikation — der Nachweis, daß die verwendeten Computercodes das Gleichungssystem ausreichend genau numerisch lösen — die wesentliche Rolle. Zu diesem Zweck wurde seit 1980 eine Reihe von internationalen Projekten von der schwedischen Genehmigungsbehörde SKI initiiert, zunächst die Projekte INTRACON und HYDROCON, die sich mit der Verifizierung von Geosphärenmodellen zum Nuklidtransport bzw. zur Grundwasserströmung auseinandersetzten, und anschließend das INTRAVAL-Projekt, in dem seit 1987 Validierungsmöglichkeiten für Grundwassertransportmodelle untersucht werden. An INTRAVAL (International Transport Code Validation Study) nehmen Endlagerentwickler und zukünftige Genehmigungsbehörden bzw. Gutachter aus 14 Ländern teil. Das Projekt war auf drei Jahre angelegt, jedoch zeigte sich schon frühzeitig, daß dieser Zeitraum für die Entwicklung einer auf die einzelnen Wirtsgesteine bezogenen Validierungsstrategie nicht ausreichte, so daß eine Fortsetzung des Projektes in einer Phase 2 von ebenfalls drei Jahren Laufzeit beschlossen wurde. Die GRS hat in dem Projekt im Auftrage des BMU mitgearbeitet und auch einen dem Erfahrungsaustausch dienenden Workshop im Herbst 1990 in Köln veranstaltet. Sie wird auch an der Phase 2 teilnehmen. An dieser Stelle soll über die Ergebnisse der inzwischen abgeschlossenen Phase 1 berichtet werden.

Vorgang	Gleichung
Strömung	$\frac{\partial (n\varrho)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varrho \mathbf{v}_D) = 0$ Speicherung Advektion
Transport	$\frac{\partial (n\varrho C_s)}{\partial t} + \nabla \cdot (\varrho \mathbf{v}_D C_s) - \nabla \cdot (\varrho \mathbf{D} \cdot \nabla C_s) = 0$ Speicherung Advektion Dispersion
Darcy	$\mathbf{v}_D = -\mathbf{k}/\mu (\nabla p - \varrho \mathbf{g})$

Tabelle 4.1: Relevante Grundgleichungen für Transportvorgänge im porösen Medium

Die Testfälle

Zur Validierung von Grundwasser-Transportmodellen sind in INTRAVAL eine Reihe von Experimenten als Testfälle vereinbart worden, die mit den in den verschiedenen Organisationen vorhandenen Computer-codes vor- oder nachgerechnet wurden.

Die Strategie zur Validierung der Computer-codes mit Hilfe dieser Testfälle sah so aus, daß mit einem Teil der Versuche die Modelle kalibriert und dann die restlichen Versuche der entsprechenden Versuchsreihe mit einem einheitlichen Datensatz nachgerechnet werden sollten.

Nach dieser Strategie wurden folgende Testfälle für die verschiedenen Wirtsgesteine bearbeitet:

- Kristallin
- Tuff
- Salz
- Ton
- Natürliche Analoga

Für deutsche Endlagerkonzepte ist der für Salz definierte Testfall von besonderem Interesse. Dieser Testfall behandelt den Einfluß der unterschiedlichsten Dichten von Süß- und Salzwasser auf die Grundwasserströmung. Zur Untersuchung dieses Vorgangs wurde in INTRAVAL eine Laborversuchsreihe verwendet, die am Rijksinstituut voor Volksgezondheid en Milieuhygiene (RIVM) in den Niederlanden durchgeführt wurde.

Beitrag der GRS

Die von der GRS in Zusammenarbeit mit dem Forschungszentrum Harwell in Großbritannien durchgeführte Programmentwicklung im Rahmen von INTRAVAL befaßte sich mit dem Einfluß der in der Umgebung eines Endlagers in einer Salzformation herrschenden Bedingungen auf die Ausbreitung von Radionukliden in der Geosphäre. Die dafür maßgeblichen Gleichungen zur Grundwasserströmung und zum Salzabtransport sind in der Tabelle 4.1 dargestellt.

In der Umgebung von Salzformationen können tiefe Grundwässer durch Ablau-gungsvorgänge hochmineralisiert sein. Dabei bildet sich eine Dichteschichtung aus, wobei die Dichte von Süßwasser in den oberflächennahen Grundwasserleitern bis zu gesättigter Salzlauge direkt über den betroffenen Salzformationen variiert. Entsprechende Dichteprofile in Abhängigkeit von der Tiefe sind sowohl in Konrad als auch in Gorleben im Rahmen der Standorterkundung aufgenommen worden.

Diese Dichteschichtungen beeinflussen das Grundwasser-Strömungsfeld erheblich. Es wird argumentiert, daß dies zu einer fast vollständigen Entkopplung von oberflächennahen und tiefen Grundwasserleitern führen kann. Für derartige Diskussionen ist es unumgänglich, die physikalischen Vorgänge in der Nähe einer Salz-/Süßwasserfront bei großen Dichteunterschieden zu verstehen. Ein entscheidendes physikalisches Phänomen hierbei ist die sogenannte hydrodynamische

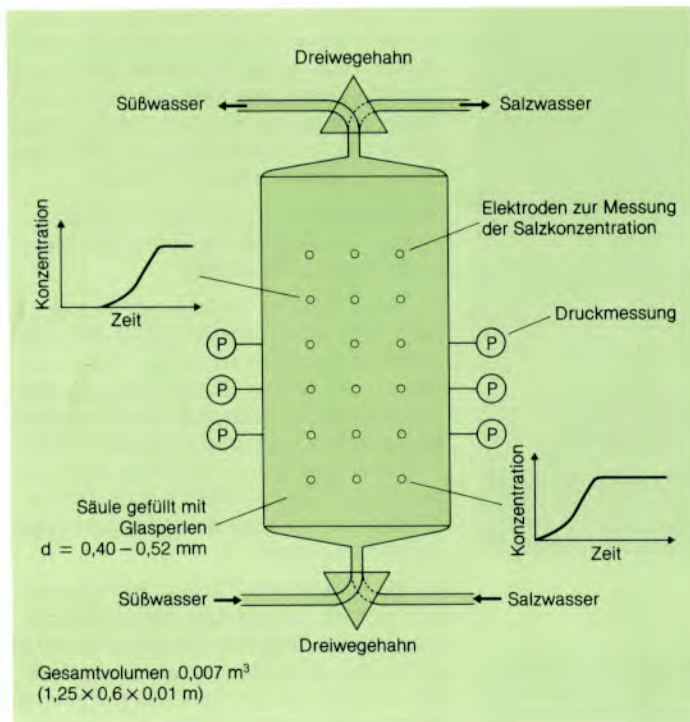


Bild 4.20:
Aufbau des RIVM-
Experiments

sche Dispersion, durch die sich eine ursprünglich steile Front beim Transport durch ein poröses Medium allmählich verschmieren wird. Dieser Vorgang kommt durch die Porenstruktur des durchströmten Mediums zustande, wenn ein Teil der Poren aufgrund unterschiedlicher Strömungswiderstände langsamer durchströmt wird als andere.

Bild 4.20 zeigt den Aufbau des analysierten RIVM-Versuchs, eine mit einer Schüttung aus kleinen Glaskügelchen gefüllte Säule, durch die das Fluid von unten nach oben strömt. Mittels eines Dreiweghahns kann der Einlaß von einem Süßwasser-Reservoir auf ein Salzwasser-Reservoir umgeschaltet werden, womit sich die Salzkonzentration sprunghaft ändert. In verschiedenen Höhen sind Elektroden zur Messung der lokalen Salzkonzentration angebracht, so daß die zeitliche Wanderung der Front durch die Säule aufgenommen werden kann. Dieser Versuch wurde in verschiedenen Institutionen mit dem klassischen Fickschen Ansatz für die Di-

spersion nachgerechnet. Es zeigt sich jedoch, daß mit diesem Ansatz die Versuche mit kleinen bzw. großen Dichteunterschieden nicht mit einem einheitlichen Datensatz simuliert werden konnten.

Auf der Grundlage dieser Ergebnisse hat die GRS einen anderen Weg in der Nachbildung dieses Versuchs beschritten, der auf den mikroskopischen Überlegungen zur Entstehung der hydrodynamischen Dispersion basiert.

Es wurde dafür ein Computercode entwickelt, der die Versuchssäule mit einem Netzwerk von miteinander verbundenen Poren nachbildet. Jeder einzelnen Pore kann ein unterschiedlicher Strömungswiderstand zugewiesen werden, der aus einer Verteilung mit Hilfe des Monte-Carlo-Verfahrens ausgespielt wird. Die Verteilung wurde so kalibriert, daß die Versuche, bei denen Dichteefekte keine Rolle spielten, auch ohne einen Dispersions-term in der Transportgleichung ausreichend genau simuliert werden konnten.

Als numerisches Lösungsverfahren für die Differentialgleichung der Grundwasserströmung wurde ein in Harwell entwickelter schneller Matrixsolver verwendet, wie er auch in dem von uns benutzten konventionellen Grundwassertransportcode NAMMU implementiert ist.

Bild 4.21 zeigt als Ergebnis der Simulation eines Versuchs mit kleinen Dichteunterschieden, die sich nicht auf das Strömungsfeld auswirken sollten, die Durchbruchkurven für die verschiedenen Meßpositionen im Vergleich zu den gemessenen Salzkonzentrationen und, repräsentativ für alle anderen Simulationen, zu einem Transportmodell des RIVM, welches den klassischen Dispersionsansatz verwendet (RIVM/cia). Es zeigt sich, daß das GRS-Netzwerkmodell in der Lage ist, den Vorgang der Dispersion mit der gleichen Genauigkeit wie die klassischen Ansätze ausschließlich auf der Basis des reinen advektiven Transports mikroskopisch zu beschreiben.

Im zweiten Schritt wurden die Versuche nachgerechnet, bei denen Dichteunterschiede eine Rolle spielen, wobei sich zeigte, daß die Front durch Dispersion wesentlich geringer verschmiert wurde. Bild 4.22 zeigt das Ergebnis wiederum im Vergleich zu den Meßwerten sowie eine Simulation des RIVM mit dem klassischen Dispersionsansatz (RIVM/cia) und einer mit einem angenommenen nichtlinearen Ansatz mit einem zusätzlichen frei kalibrierbaren Parameter (RIVM/nl). Wiederum zeigt sich, daß der GRS-Netzwerkcode eine Änderung der Dispersion beim Transport von Wasserinhaltsstoffen, die die Eigenschaften des Strömungsmediums verändern, qualitativ richtig repräsentieren kann. Bisher ließ sich das allerdings lediglich für mittlere Konzentrationsunterschiede belegen.

Schlußfolgerungen

Mit dem GRS-Netzwerkcode steht ein Werkzeug zur Verfügung, mit dessen Hilfe weitere Sensitivitätsuntersuchungen zum Transport von Salz im Grundwasser durchgeführt werden können. Diese lassen sich einmal dazu nutzen, die wesentlichen Parameter und Effekte herauszufin-

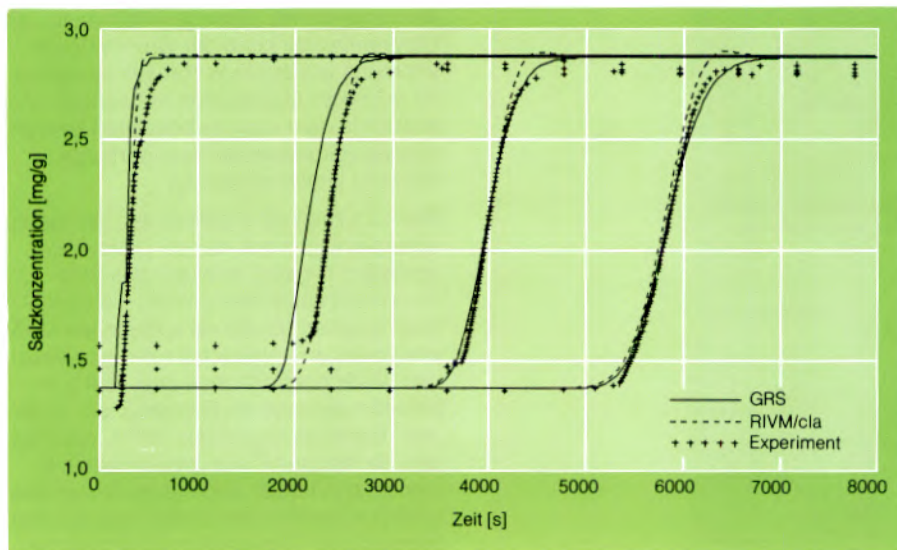


Bild 4.21: Messungen und Simulationen für geringe Salzgehalte

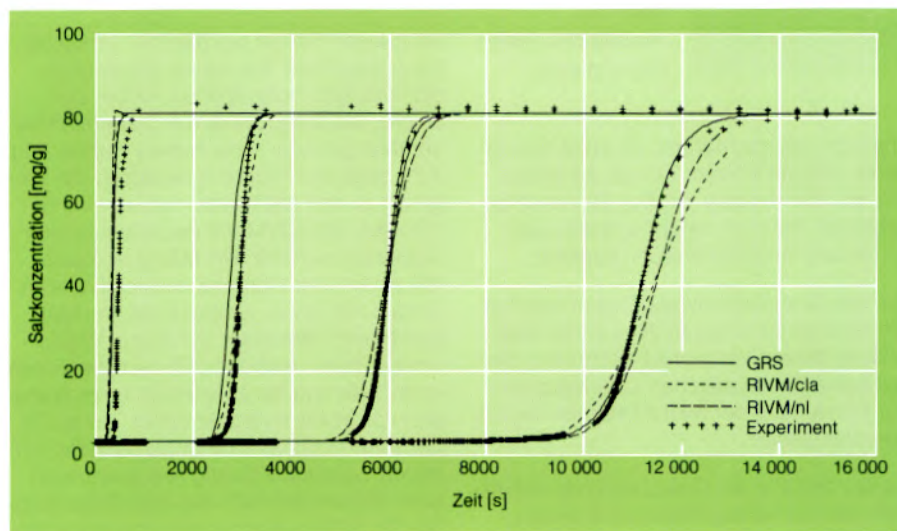


Bild 4.22: Messungen und Simulationen für hohe Salzgehalte

den, was dann in die Entwicklung einer ausführlicheren Dispersionstheorie einfließen kann. Außerdem bietet sich damit die Möglichkeit, zukünftige Versuche zur Absicherung einer solchen Theorie detaillierter zu planen als bisher und somit bessere Erfolgsaussichten zu schaffen.

Insgesamt können die Ergebnisse der Phase 1 von INTRAVAL in drei Aussagen zusammengefaßt werden:

Für einen Teil der Testfälle hat sich gezeigt, daß zwar Theorien vorhanden sind, welche die bei den Versuchen auftretenden physikalischen Phänomene beschreiben können, daß jedoch keine ausreichende Datenbasis zur unabhängigen Ermittlung aller relevanten Parameter vorhanden ist. Ein Beispiel hierzu ist die Matrixdiffusion beim Radionuklidtransport in geklüftetem Kristallin.

Bei einem weiteren Teil der Testfälle hat sich gezeigt, daß die Meßergebnisse mit unterschiedlichen theoretischen Modellen gleich gut nachvollzogen werden können, d.h. es fehlt ein Unterscheidungsmerkmal dafür, welcher theoretische Ansatz der korrekte ist. Dies zeigte sich deutlich bei einem Versuch zum Radionuklidtransport in Tonen hinsichtlich deren Rückhaltevermögen.

Schließlich hat sich beim Rest der Testfälle gezeigt, daß die vorhandenen theoretischen Ansätze die beobachteten Phänomene nicht nachvollziehen können. Ein Beispiel hierfür ist der Einfluß von Dichteunterschieden bei der Wanderung einer Salz-/Süßwasserfront durch ein poröses Medium.

Insgesamt konnte aber demonstriert werden, daß die grundlegende Validierungsstrategie praktikabel ist. Angesichts der einzelnen Ergebnisse sind jedoch weitere Arbeiten erforderlich, was sich in der Fortführung des Projektes niedergeschlagen hat.

Die bisherigen Ergebnisse werden in Technischen Berichten der einzelnen INTRAVAL-Arbeitsgruppen veröffentlicht werden.

P. Bogorinski
Abt. Endlagerung

4.8 Unfallstatistik des Güterzugverkehrs für die Risikoanalyse von Gefahrguttransporten

Aus Gefahrguttransporten erwachsen je nach Art des Transportguts spezifische Risiken für die am Transport Beteiligten sowie für die Bevölkerung in der Umgebung der Transportwege. Solche Risiken werden auch mit den Transporten radioaktiver Abfälle zum geplanten Endlager Konrad verbunden sein. Da die meisten Transporte zum Endlager über den Verkehrsträger Schiene abgewickelt werden sollen, ist die Ermittlung des Risikos von Güterzugunfällen von großer Bedeutung. Als Grundlage für eine entsprechende Untersuchung dienen Unfalldaten und -statistiken der Deutschen Bundesbahn und des Rangierbahnhofs Braunschweig. Die Ergebnisse der Analyse sind nicht nur auf den Transport radioaktiver Stoffe beschränkt, sondern lassen sich auch auf andere Gefahrguttransporte übertragen.

Im Rahmen einer Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager war das Transportrisiko zu beschreiben und zu quantifizieren, soweit es sich aus der mit den Transporten verbundenen potentiellen Strahlenexposition ergibt. Hierzu wurden auf der Basis probabilistischer Ansätze Methoden entwickelt, die sich auch für die Analyse konventioneller Risiken bei Gefahrguttransporten eignen.

Das Risiko aus dem Transport radioaktiver Abfälle resultiert aus möglichen Strahlenexpositionen sowohl beim bestimmungsgemäßen Transport als auch bei Transportunfällen. Angesichts der derzeit unterstellten Transportszenarien für das geplante Endlager Konrad, nach denen ein Anteil von mindestens 80 % der Transporte – bezogen auf die Anzahl der Transporteinheiten – auf dem Schienenwege transportiert werden soll, gilt das besondere Interesse dem Verkehrsträger Schiene. Ein wesentlicher Punkt der genannten Studie war daher die Ermittlung des unfallbedingten Risikos beim Schie-

nentransport, für die spezielle Untersuchungen notwendig waren.

Voraussetzungen

Die radioaktiven Abfälle werden je nach Gebindetyp zu größeren Transporteinheiten zusammengefaßt, von denen bis zu drei Stück in einem Güterwaggon befördert werden. Die Beförderung erfolgt im allgemeinen im Regelgüterverkehr der Deutschen Bundesbahn (DB). Dabei laufen Waggons mit radioaktiven Abfällen zusammen mit anderen Waggons gemischt in einem sogenannten Buntzug, der fahrplanmäßig verkehrt. Diese Betriebsweise erfordert mehrfaches Umsetzen der Waggons auf Rangierbahnhöfen zwischen Güterzügen des Nahverkehrs und des Fernverkehrs. Für die Rückführung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von Brennelementen deutscher Reaktoren im Ausland ist angenommen worden, daß sogenannte Ganzzüge zusammengestellt werden, die ohne Rangieren direkt zum Endlager fahren.

Aktuelle Schätzungen des Transportaufkommens laufen darauf hinaus, daß im Raum Braunschweig/Salzgitter, wo die verschiedenen Transportwege zusammenlaufen, mit jährlich etwa 200 bis 300 Regelgüterzügen zu rechnen ist, die jeweils bis zu neun Waggons mit radioaktiven Abfällen mitführen. Diese Züge werden auch Bahntrassen im Stadtgebiet befahren. Sie werden in den Rangierbahnhöfen Braunschweig und Hannover-Seelze neu zusammengestellt. Zusätzlich werden jährlich etwa 45 Ganzzüge zum Endlager verkehren.

Vorgehensweise

Die Ermittlung des Risikos erfordert die Erfassung der zu erwartenden Häufigkeit von Unfällen in Abhängigkeit vom Ausmaß der Unfallauswirkungen. Die Unfallhäufigkeit wird im Güterzugverkehr auf die gefahrenen Güterzug-km bezogen und im Rangierbetrieb auf die Zahl der rangierten Waggons. Zur Bestimmung der Unfallhäufigkeit wurde die Unfallstatistik der Deut-

schen Bundesbahn über Bahnbetriebsunfälle im Güterzugverkehr über einen Zeitraum von zehn Jahren, ferner im Hinblick auf Unfälle im Rangierbetrieb die Unfallstatistik des Rangierbahnhofs Braunschweig über einen Zeitraum von drei Jahren ausgewertet.

Das Ausmaß der Unfallauswirkungen ist einmal durch die Anzahl der bei einem Unfallereignis betroffenen Eisenbahnwaggons, zum anderen durch die bei dem Unfallereignis hervorgerufene Belastung charakterisiert. Die Belastung kann durch mechanische Einwirkung, durch Brandeinwirkung oder durch eine Kombination dieser Einwirkungen entstehen. Für die Zwecke der Risikoanalyse wurde daher ein Modell von Belastungsklassen definiert, das die mechanischen Unfalleinwirkungen aufgrund von drei Kategorien der Aufprallgeschwindigkeit entsprechend

- 0 bis 35 km/h
- 36 bis 80 km/h
- über 80 km/h

beschreibt. Thermische Einwirkungen werden durch zwei Referenzfeuer mit folgenden Eigenschaften repräsentiert:

- Flammtemperatur 800 °C, Branddauer 30 Minuten
- Flammtemperatur 800 °C, Branddauer 60 Minuten

Dabei wird eine vollständige Umhüllung des Gebindes durch die Flammen unterstellt, eine Bedingung, die bei realen Feuern in der Regel höchstens kurzzeitig verwirklicht ist. Aus den genannten Bedingungen werden drei Belastungsklassen mit ausschließlich mechanischer Einwirkung und zusätzlich sechs Belastungsklassen mit kombinierter mechanischer und thermischer Einwirkung gebildet.

Die dokumentierten Unfälle wurden den mechanischen Belastungsklassen entsprechend der Fahrgeschwindigkeit der Züge bei Unfalleintritt zugeordnet. Bei der Risikoermittlung werden die Unfälle dann so behandelt, als läge ein Aufprall auf eine unnachgiebige Oberfläche mit der Obergrenze des jeweiligen Geschwindigkeitsintervalls (für den Bereich über 80 km/h mit 110 km/h) vor. Hierdurch tritt in den

meisten Fällen eine Überschätzung der tatsächlichen Unfalleinwirkung ein. Bei Unfällen mit Brand wurde unterstellt, daß ein Abfallgebinde in die ungünstigste Lage zum Brandherd gerät und dann abgeschätzt, ob bei dem jeweiligen Brandverlauf der mögliche Energieeintrag auf das Gebinde durch den 30-Minuten-Brand ausreichend beschrieben ist, oder ob der 60-Minuten-Brand zugrunde gelegt werden mußte. Auch dieses Verfahren führte zu einem sehr konservativen Ergebnis, da es unwahrscheinlich ist, daß ein Abfallgebinde real in der unterstellten Weise thermisch beaufschlagt wird.

Um eine zusätzliche Überschätzung des Unfallgeschehens durch Ereignisse zu vermeiden, wurde eine untere Relevanzgrenze entsprechend einem Sachschaden an Schienenfahrzeugen von 3 000 DM eingeführt. Ereignisse mit geringerem Sachschaden, bei denen eine Gefährdung der Ladung ausgeschlossen ist, wurden bei der Auswertung der Unfallstatistik nicht berücksichtigt.

Ergebnisse für den Güterzugverkehr

Als Ergebnis der Untersuchungen wurde eine globale Unfallhäufigkeit von 34 relevanten Güterzugunfällen pro 100 Millionen Güterzug-km (ohne Übergabezüge) beobachtet, das sind ca. 60 Unfälle pro Jahr bezogen auf das gesamte Güterzugaufkommen im Bereich der Deutschen Bundesbahn. Für die Risikoanalyse wurde ein Rechenwert von 50 Unfällen pro 100

Millionen Zug-Kilometern verwendet, um der etwas höheren Unfallhäufigkeit von Übergabezügen Rechnung zu tragen, die getrennt ermittelt wurde. In Übergabezügen werden die Abfälle vom Ablieferer zum nächsten Rangierbahnhof gebracht.

Etwa 8 % der Unfälle sind Brandunfälle ohne mechanische Einwirkungen. In den zehn Jahren der Beobachtung sind nur zwei Unfälle dokumentiert, bei denen zusätzlich zu einer mechanischen Unfallbelastung ein Brand hinzugekommen ist. Bei der Risikoanalyse wurde ein Rechenwert von 2,8 % für diese Unfallart angesetzt, um der statistischen Unsicherheit bei derart seltenen Ereignissen Rechnung zu tragen. Im einzelnen ist die Verteilung der Unfälle auf die eingeführten Belastungsklassen aus Tabelle 4.2 erkennbar.

Interessant ist die Verteilung der Unfälle auf verschiedene Unfallarten. Die Bundesbahn unterscheidet die folgenden Unfallarten mit mechanischer Einwirkung:

- Entgleisung
- Zusammenstoß zwischen Zügen
- Aufprall auf Hindernisse
- Zusammenprall mit Fahrzeugen an Bahnübergängen

Bild 4.23 zeigt, wie sich die Güterzugunfälle auf diese Unfallarten aufteilen: Bei höheren Geschwindigkeiten herrschen Aufpralle und Zusammenpralle vor, bei niedrigeren Geschwindigkeiten dagegen Zusammenstöße zwischen Zügen. Dies liegt daran, daß sich Zusammenstöße eher im Bahnhofsbereich mit kreuzendem Zugverkehr ereignen, Aufpralle und Zusammen-

pralle dagegen auf freier Strecke beziehungsweise an Bahnübergängen, wo häufig Höchstgeschwindigkeit gefahren wird.

Auch Unfälle mit relevantem Sachschaden an Schienenfahrzeugen führen nicht alle zu Schäden an Waggons, so daß die Ladung gefährdet wäre: Häufig fängt die Lok mit ihrer großen Masse die Unfallschläge auf. Dies gilt besonders bei Zusammenprallen an Bahnübergängen. Bei Entgleisungen und Zusammenstößen zwischen Zügen dagegen ist die Zahl betroffener Waggons meist größer. In Bild 4.24 ist dargestellt, wie viele Güterzugwaggons im Durchschnitt relevant beschädigt werden, wenn sich ein Unfall ereignet. In fast 60 % der Unfälle ist nur die Lok betroffen. Dies entspricht der Rubrik „0 betroffene Waggons“ in Bild 4.24. Güterzugunfälle, bei denen mehrere Waggons betroffen sind, sind zunehmend unwahrscheinlicher. So treten Unfälle mit zehn oder mehr verunglückten Waggons nur noch in weniger als 1,5 % aller Fälle auf.

Bei Zügen, die neben anderer Ladung nur einige Waggons mit radioaktivem Abfall enthalten, sind bei einem Unfall in der Regel nicht alle betroffenen Waggons auch Waggons mit radioaktivem Abfall. Nur diese tragen jedoch zu dem hier zu betrachtenden Risiko bei. Mit den Verfahren der Kombinatorik kann bestimmt werden, wie viele spezielle Waggons (z.B. solche, die radioaktiven Abfall befördern) im Mittel betroffen sind, wenn die Zahl der speziellen Waggons im Zug, die Gesamtzahl der Waggons im Zug und die Gesamtzahl der betroffenen Waggons bekannt ist. Güterzüge haben im Mittel etwa 30 Waggons.

Aufprallgeschwindigkeit (km/h)	Relative Häufigkeit		
	ohne thermische Einwirkung	bei 30 Minuten thermischer Einwirkung, 800 °C	bei 60 Minuten thermischer Einwirkung, 800 °C
0 bis 35	0,36 (BK 1)	$5,9 \cdot 10^{-2}$ (BK 2)	$2,9 \cdot 10^{-2}$ (BK 3)
36 bis 80	0,45 (BK 4)	$9,5 \cdot 10^{-3}$ (BK 5)	$4,7 \cdot 10^{-3}$ (BK 6)
> 80	0,084 (BK 7)	$1,8 \cdot 10^{-3}$ (BK 8)	$8,8 \cdot 10^{-4}$ (BK 9)

58 Tabelle 4.2: Relative Häufigkeit der neun Belastungsklassen BK 1 bis BK 9 bei Güterzugunfällen

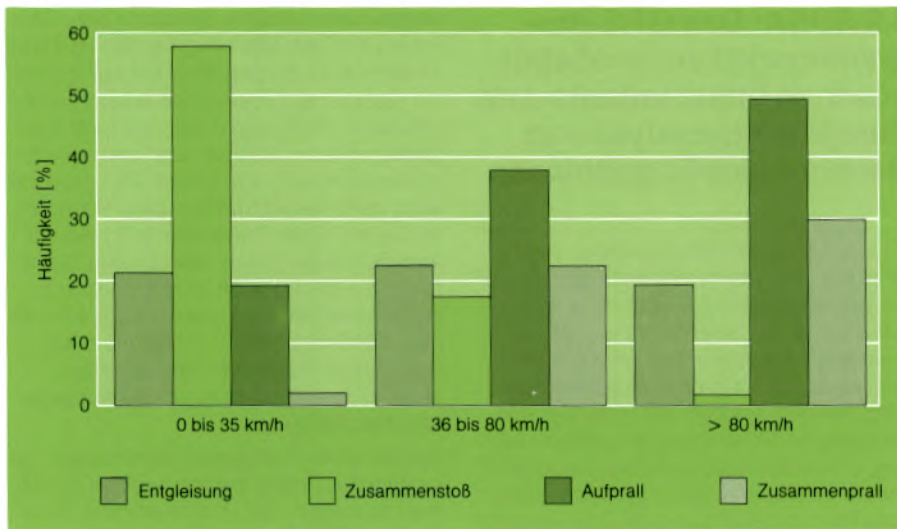


Bild 4.23: Häufigkeit verschiedener Unfallarten beim Güterzugverkehr

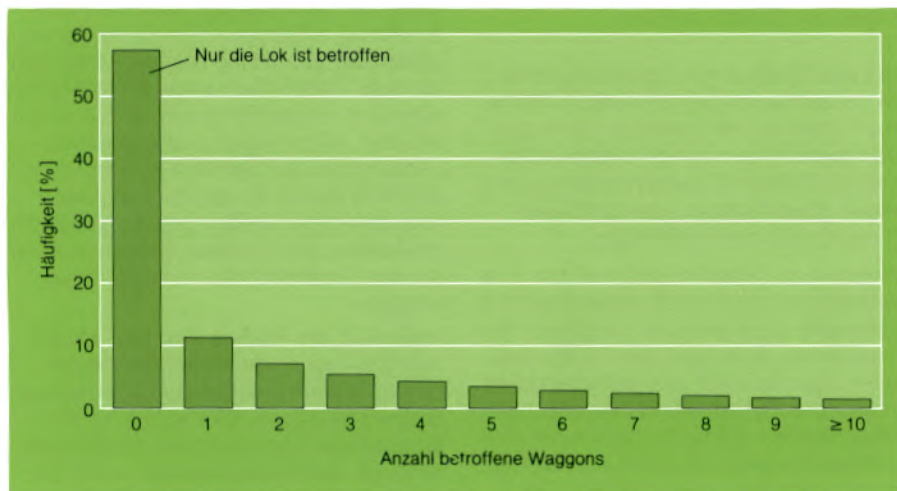


Bild 4.24: Häufigkeitsverteilung für bei Unfällen im Güterzugverkehr betroffene Wagons

Im Fall der Transporte zum Endlager Konrad mit Regelgüterzügen kann man annehmen, daß die Züge bis zu neun Wagons mit radioaktiven Abfällen führen, so daß die Wahrscheinlichkeit für eine bestimmte Anzahl betroffener Wagons mit radioaktiven Abfällen bestimmt werden kann.

Weiterhin läßt sich die Wahrscheinlichkeit angeben, daß ein bestimmter Waggon betroffen ist, wenn der Zug, in dem er sich befindet, einen Unfall erleidet. Diese Zahl ist nur von der Anzahl der Wagons im Zug abhängig und beträgt für Züge mit 30 Wagons etwa 5 %. In Verbindung mit der bekannten Unfallhäufigkeit der Güterzüge

von $0,5 \cdot 10^{-7}$ pro Zug-Kilometer ergibt sich eine Unfallhäufigkeit von $2,6 \cdot 10^{-8}$ pro Waggon-Kilometer. Damit kann für ein nach Transportentfernung und Menge des Transportguts (Zahl der benötigten Wagons) vorgegebenes Transportaufkommen die erwartete Zahl der von Unfällen betroffenen Wagons bestimmt werden.

Ergebnisse für den Rangierbetrieb

Für den Rangierbetrieb im Rangierbahnhof Braunschweig wurde mit entsprechenden Methoden eine Gesamt-Unfallhäufigkeit von 7,5 relevanten Unfällen, d.h. nur solche, bei denen auch Wagons beschädigt wurden und der Sachschaden an Schienenfahrzeugen 3 000 DM überschritten hat, pro eine Million rangierter Wagons ermittelt. Dies entspricht etwa 6 Unfällen im Jahr bei dem Gesamtaufkommen dieses Rangierbahnhofs.

Der Rangierbahnhof Braunschweig unterscheidet sich von anderen großen Rangierbahnhöfen dadurch, daß die Wagons weitgehend noch am Ablaufberg, also ohne Triebfahrzeugeinsatz bewegt werden. Die Unfallrate liegt daher insgesamt etwas höher, und es gibt typische Unfallabläufe, die nicht auf andere Rangierbahnhöfe übertragbar sind. Häufigste Ursache für relevante Unfälle ist das harte Auflaufen von Wagons auf stehende Wagengruppen sowie Zusammenstöße im Bereich der Gleiskreuzungen.

Die Schwere der Unfälle ist insgesamt wesentlich geringer als im Güterzugverkehr, weil im Bereich des Rangierbahnhofs nur begrenzte Geschwindigkeiten gefahren werden. Deshalb treten nur die Belastungsklassen mit mechanischen Belastungen im Geschwindigkeitsbereich bis 35 km/h auf. Bezüglich Brandunfällen sind eine Reihe von Unfallursachen, die im Güterzugverkehr eine Rolle spielen, nicht gegeben (z.B. heißgelaufene Radlager und Bremsen). Dennoch wurde für die Risikoanalyse der gleiche Anteil an Brandunfällen unterstellt, wie im Güterzugverkehr, weil die verfügbare Datenbasis (kein relevanter Brandunfall in drei Jahren) für den

Rangierbetrieb keine eigene belastbare Abschätzung zuließ.

Schließlich ist bei den Rangierunfällen auch die Zahl betroffener Waggon aufgrund der niedrigen Geschwindigkeiten geringer. In den betrachteten drei Jahren waren bei einem Unfall maximal fünf Waggon betroffen. Wie beim Güterzugverkehr wurde auch beim Rangierbetrieb die Möglichkeit berücksichtigt, daß bei Unfällen mit mehreren betroffenen Waggon auch mehrere Waggon mit radioaktiven Abfällen betroffen sein können. Dabei konnte hinsichtlich der kombinatorischen Betrachtung die gleiche Methodik wie im Güterzugverkehr angewendet werden.

Prognose

Angewendet auf das Transportaufkommen für Transporte zum Endlager Konrad und bezogen auf eine Umgebung im Radius von 25 km um das Endlager ergibt sich eine Prognose von einem Unfall eines Güterzugs, der Waggon mit radioaktiven Abfällen führt, in 190 Jahren. Einmal in 800 Jahren muß damit gerechnet werden, daß bei einem solchen Unfall ein Waggon mit radioaktiven Abfällen betroffen wird und einmal in 1 400 Jahren könnte es dabei zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen. Nur einmal in fünfhunderttausend Jahren wäre im statistischen Mittel eine so beträchtliche Freisetzung zu erwarten, daß es in der Nähe der Unfallstelle (einige hundert Meter in Ausbreitungsrichtung) zu einer Strahlenexposition kommen könnte, die einer effektiven Dosis von 50 mSv entspricht. Dabei werden keine Maßnahmen zur Reduktion von Strahlenexpositionen nach Unfalleintritt unterstellt. 50 mSv entspricht dem Störfallplanungswert von § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung und dem jährlichen Dosisgrenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen. Diese Zahlen müssen vor dem Hintergrund einer insgesamt geplanten 40jährigen Nutzung des Endlagers gesehen werden.

4.9 SUS: Das GRS-Programmpaket zur probabilistischen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von Rechenmodellergebnissen

Ergebnisse von Rechenmodellen sind stets mit Unsicherheiten behaftet, die auf die verschiedensten Ursachen zurückzuführen sind. Bei solch umfangreichen, komplexen Modellen, wie sie für sicherheitstechnische Fragestellungen eingesetzt werden, reichen die Mittel der konventionellen Fehleranalyse zumeist nicht aus, um diese Unsicherheiten zu quantifizieren. Im Rahmen eines gemeinsamen Projektes von BMFT und KEG hat die GRS das aus fünf Programmen bestehende Programmpaket SUS entwickelt, das auf Konzepten aus der Wahrscheinlichkeitsrechnung, auf Zufallsauswahl und Werkzeugen der Statistik aufbaut.

Die Fehleranalyse von Rechenergebnissen hat als Bestandteil wissenschaftlicher Arbeit Tradition. Allerdings ist sie in ihrer traditionellen Form nur bei relativ einfachen funktionalen Zusammenhängen und kleinen Abweichungen von nominalen Werten praktisch durchführbar.

Antworten zu sicherheitstechnischen Fragestellungen stützen sich immer mehr auf Ergebnisse umfangreicher komplexer Rechenmodelle. Außerdem hat die Notwendigkeit zugenommen, das Verhalten stark vermaschter Systeme unter Bedingungen vorherzusagen, die nicht allein durch kleine Abweichungen von nominalen Werten, sondern auch durch beträchtliche Unsicherheit hinsichtlich der Modellformulierungen und Parameterwerte (wie etwa die nominalen Werte selbst) gekennzeichnet sind. Eine Fehler-, oder treffender, Unsicherheitsanalyse hat quantitative Angaben über deren gemeinsamen Einfluß auf das Rechenergebnis zu liefern. Diese Angaben sind aus mehreren Gründen von praktischer Bedeutung.

So erfordern z.B. Entscheidungen den Vergleich von Alternativen, wie unterschiedliche Auslegungen technischer Sys-

teme, verschiedene Standorte oder Strategien für Test, Wartung, Betrieb und Notfallschutz. Es mögen zwar die auf der Basis realistischer Annahmen erhaltenen Ergebnisse vergleichbar sein, anhand ihrer Unsicherheiten können aber wesentliche Unterschiede zutage treten. Die Ursache kann darin liegen, daß bei einer Alternative die wichtigen Parameter gut bekannt und die wesentlichen funktionalen Beziehungen experimentell oder theoretisch gut abgesichert sind, während für eine andere beträchtliche Parameter- und Modellunsicherheiten den Wissensstand kennzeichnen und dadurch die Aussagefähigkeit mindern.

Bei sicherheitsrelevanten Rechnungen ist es gängige Praxis, pessimistische Annahmen zu treffen, um Unsicherheiten abzudecken. Ein schlüssiges Urteil über den gemeinsamen Einfluß dieser Annahmen auf die Gesamtheit der interessierenden Ergebnisse ist aber nicht immer möglich. Sollen die Rechenergebnisse einer Entscheidung zwischen Alternativen dienen, so darf die Zuordnung solcher Annahmen keine der Alternativen ungerechtfertigt begünstigen. Diese Forderung ist nur selten erfüllbar. Wird hingegen eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt, so kann zu jeder Alternative mit realistischen Annahmen gerechnet werden und der Vergleich schließlich anhand dieser Ergebnisse und der dazu quantifizierten Unsicherheiten erfolgen.

Im Verlauf der Analyse sind jene Modellformulierungen und Parameter identifizierbar, die am meisten zur Ergebnisunsicherheit beitragen. Dies ist die Sensitivitätsaussage. Sie unterstützt die Entscheidung, ob, und gegebenenfalls wo, in Datenerhebung, Tests, Experimente und theoretische Untersuchungen investiert werden soll, um die Unsicherheit im Rechenmodellergebnis effizient zu reduzieren.

Nicht selten wird versucht, anstelle der Unsicherheitsanalyse die Rechnung für eine Kombination von Parameterwerten und Modellannahmen durchzuführen, die als ungünstigster Fall anzusehen ist. Mit zunehmender Komplexität des Rechenmodells gestaltet sich jedoch die Auswahl dieses Falls schwieriger. Eine Unsicher-

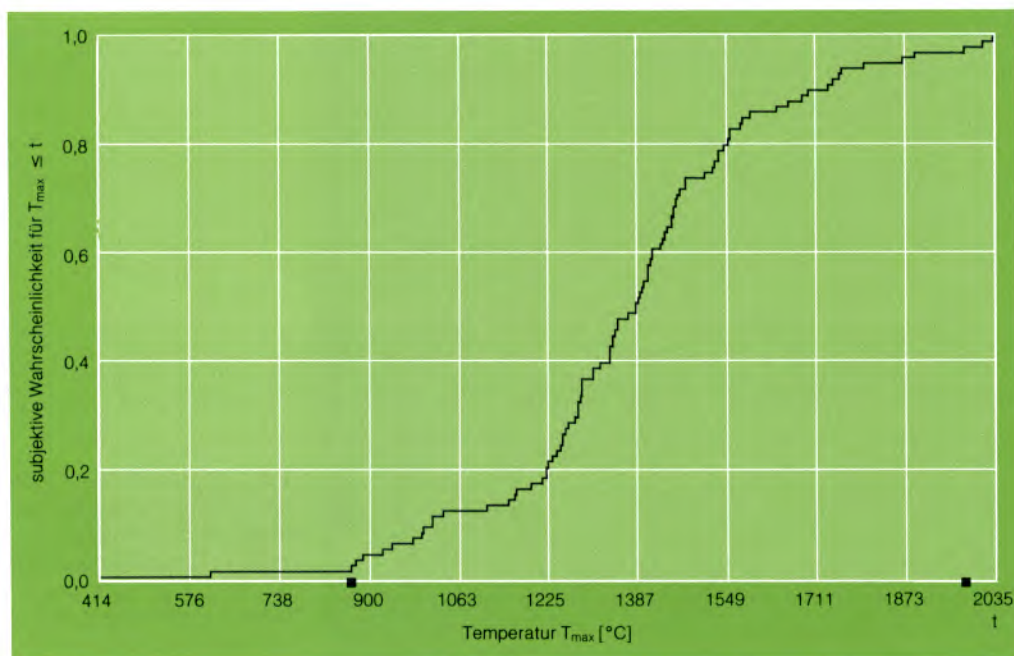


Bild 4.25: Empirische subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Maximaltemperatur der Atmosphäre in Zone 1. Man kann mindestens 90 % sicher sein, daß mindestens 90 % der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung dieser Temperatur innerhalb des markierten Intervalls liegen.

heitsanalyse schließt die ungünstigste Kombination nicht aus, sondern sieht sie in Relation zur Menge aller Kombinationen alternativer Modellannahmen und Parameterwerte. Experimente, Tests und Betriebserfahrung werden im allgemeinen Präferenzen für einige dieser Alternativen nahelegen. Solche Präferenzen können, durch eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung ausgedrückt, bei der Analyse berücksichtigt werden.

Rechenergebnisse, die im Zusammenhang mit technischer Sicherheit und umweltbedingtem Gesundheitsrisiko stehen, sind häufig mit Sicherheitsstandards bzw. Grenzwerten zu vergleichen. Dabei stellt sich die Frage nach dem gemeinsamen Einfluß der Unsicherheiten auf diesen Vergleich. Nur die Analyse zeigt, ob das Rechenergebnis einschließlich eines hinreichend hohen Prozentsatzes der Ergebnisunsicherheit unter dem Grenzwert liegt.

Im Rahmen eines vom Bundesminister für Forschung und Technologie sowie von der Kommission der Europäischen Gemeinschaften gemeinsam geförderten Projekts entwickelte die GRS das Programmpaket

SUSA für probabilistische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen von Rechenmodellergebnissen. Damit wird die Durchführung solcher Analysen auch dort ermöglicht, wo die Mittel der herkömmlichen Fehleranalyse versagen. Die angebotenen Maße und Methoden beruhen auf Konzepten aus der Wahrscheinlichkeitsrechnung, auf Zufallsauswahl und Werkzeugen der Statistik. Hinsichtlich der Unsicherheiten in Modellformulierungen wird angenommen, daß sie durch zusätzlich eingeführte unsichere Parameter ausgedrückt werden können. Einfachstes Beispiel ist ein unsicherer Korrekturfaktor zum Ergebnis der bevorzugten Modellannahme.

Das Paket umfaßt fünf Programme und ist gemäß den Schritten einer Parameterunsicherheits- und Sensitivitätsanalyse strukturiert. So unterstützt DIVIS (Distribution Visualization) im Dialog mit dem Benutzer die erforderliche Umsetzung des quantifizierten Kenntnisstandes in subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen sowie die Quantifikation von Abhängigkeiten zwischen unsicheren Parametern durch geeignete Zusammenhangsmaße.

MEDUSA (Multivariate Experimental Designs for Uncertainty and Sensitivity Analysis) ermittelt dann eine multivariate Struktur, die den spezifizierten Verteilungen und Zusammenhangsmaßen entspricht und zieht daraus eine Stichprobe von Parametervektoren gemäß dem reinen Zufalls- oder dem „Latin Hypercube“-Auswahlverfahren. Die Länge eines Vektors ist gleich der Anzahl unsicherer Parameter.

Nachdem das Rechenmodell zu jedem dieser alternativen Parametervektoren ein Ergebnis geliefert hat, leitet EQUUS (Empirical Quantitative Uncertainty Statements) davon quantitative Unsicherheitsaussagen, etwa in Form von statistischen Toleranzintervallen oder -limits, ab und stellt sie graphisch dar. Ein solches Limit besagt z.B., daß man trotz des unter Umständen recht geringen Stichprobenumfangs mindestens γ % sicher sein kann, mindestens β % der Ergebnisunsicherheit damit einzugrenzen. Wichtig ist, daß der hierfür notwendige Mindestumfang der Stichprobe zwar von β und γ , nicht aber von der Anzahl unsicherer Parameter abhängt. Bild 4.25 illustriert die quantitative

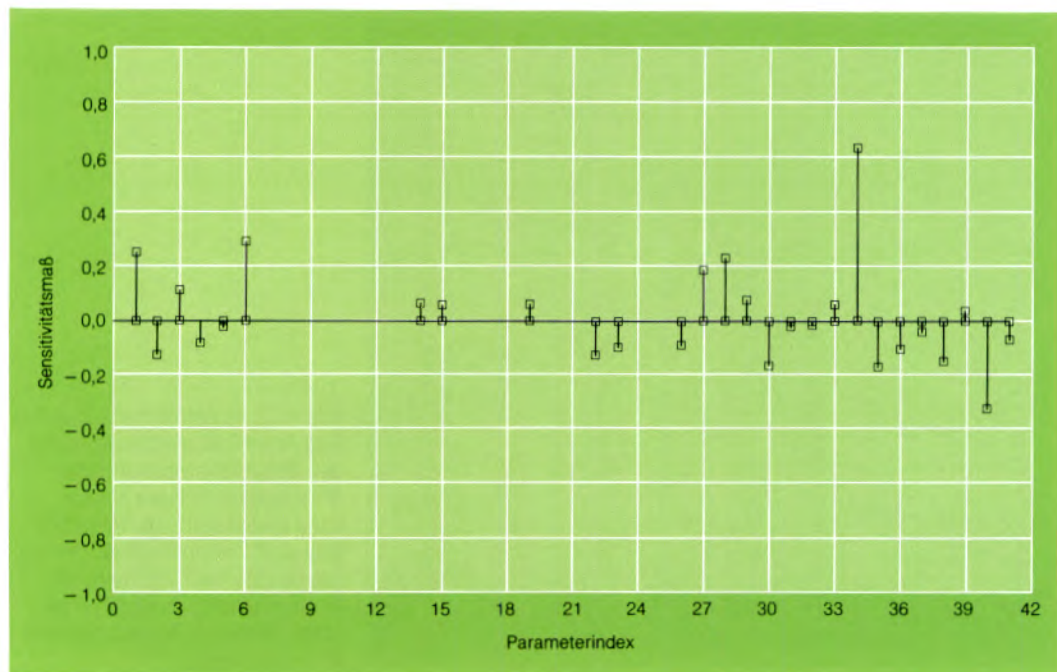


Bild 4.26: Sensitivitätsmaße der unsicheren Parameter bezüglich der Maximaltemperatur der Atmosphäre in Zone 1. Den Hauptbeitrag zur Ergebnisunsicherheit nach Bild 4.25 liefert Parameter 34.

Unsicherheitsaussage zur Ergebnisgröße „Maximaltemperatur“ eines Rechenmodells. Aus den Ergebnissen zu den alternativen Parametervektoren wurde die sogenannte empirische subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Maximaltemperatur gebildet. Sie drückt den gemeinsamen Einfluß der hier berücksichtigten 42 unsicheren Parameter näherungsweise aus. Ein statistisches Toleranzintervall, mit $\beta = 90$ und $\gamma = 90$, ist auf der Abszisse gekennzeichnet.

Das Programm SAMOS (**S**tatistical **A**nalysis of **M**odel **S**ensitivity) schließlich leitet aus den alternativen Rechenmodellergebnissen und ihren zugehörigen Parametervektoren Sensitivitätsmaße ab. Im Unterschied zur differentiellen Sensitivitätsanalyse sind diese Maße nicht nur für die Umgebung um einen ausgewählten nominalen Punkt im Parameterraum bestimmt, sondern können zur Herleitung einer globalen Rangfolge der unsicheren Parameter dienen. Bild 4.26 veranschaulicht eines der angebotenen Maße für die Maximaltemperatur mit der Unsicherheitsaus-

sage nach Bild 4.25. Daraus ist ersichtlich, welcher der berücksichtigten 42 Parameter am meisten zur Ergebnisunsicherheit, d.h. zur Breite der Verteilung in Bild 4.25, beiträgt. Außerdem gibt das Vorzeichen des Maßes an, ob die Maximaltemperatur die Tendenz zeigt, gleichläufig (positiv) oder gegenläufig zum Parameterwert zu reagieren. Aus Bild 4.26 läßt sich z.B. ersehen, daß die Ergebnisunsicherheit am wirksamsten durch Verbesserung des Kenntnisstandes zu einer Materialeigenschaft (Reaktionswärme des Kabelmaterials, Parameter 34) reduziert werden kann, wohingegen rein modellinterne Parameter (z.B. die Parameter 15 bis 25), zu denen nur schwer eine Verbesserung des Kenntnisstandes erreichbar wäre, unwesentlich zur Ergebnisunsicherheit beitragen.

Das Programm TUSSIS (**T**ime-dependent **U**ncertainty **S**tatements and **S**ensitivity **I**ndices from **S**amples) ermöglicht die Darstellung von Unsicherheits- und Sensitivitätsaussagen für Rechenergebnisse, die Funktion der Zeit, des Orts oder einer anderen unabhängigen Größe sind. Bild 4.27

illustriert für ein anderes Rechenmodell den Verlauf eines statistischen Toleranzintervalls mit $\beta = 90$ und $\gamma = 90$ zum Produkt aus Zwischenphasenfläche und Wärmeübergangskoeffizient über der Dampfgeschwindigkeit. Der zugehörige Verlauf eines der angebotenen Sensitivitätsmaße ist aus Bild 4.28 zu ersehen. Dort ist zu erkennen, daß bei allen betrachteten Dampfgeschwindigkeiten Parameter 5 den Hauptbeitrag zur Ergebnisunsicherheit liefert. Der Parameter repräsentiert die Unsicherheit in der Modellformulierung für den Dampfvolumengehalt. Die Verbesserung des diesbezüglichen Kenntnisstandes würde die Ergebnisunsicherheit am wirksamsten reduzieren.

Bisherige Anwendungen des Programmpakets betrafen Rechenmodellergebnisse aus den Gebieten

- atmosphärische Ausbreitung von Spaltprodukten
- Ausbreitung von Spaltprodukten über die Nahrungsmittelkette
- Kernverhalten bei schweren Störfällen

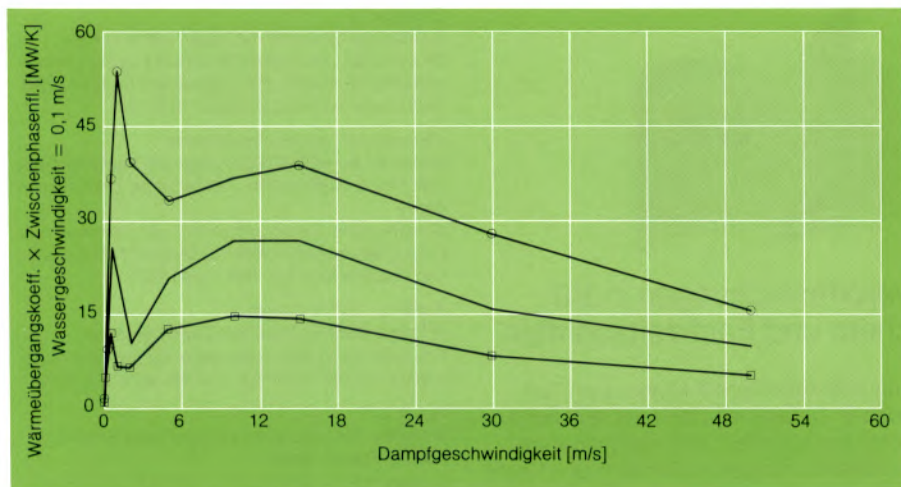


Bild 4.27: Verlauf statistischer Toleranzintervalle, mit $\beta = 90$ und $\gamma = 90$, über der Dampfgeschwindigkeit. Zwischen den stetig verbundenen oberen (o) und unteren (□) Intervallendpunkten liegt das Rechenmodellergebnis, welches mit den Referenzwerten der unsicheren Parameter erhalten wird.

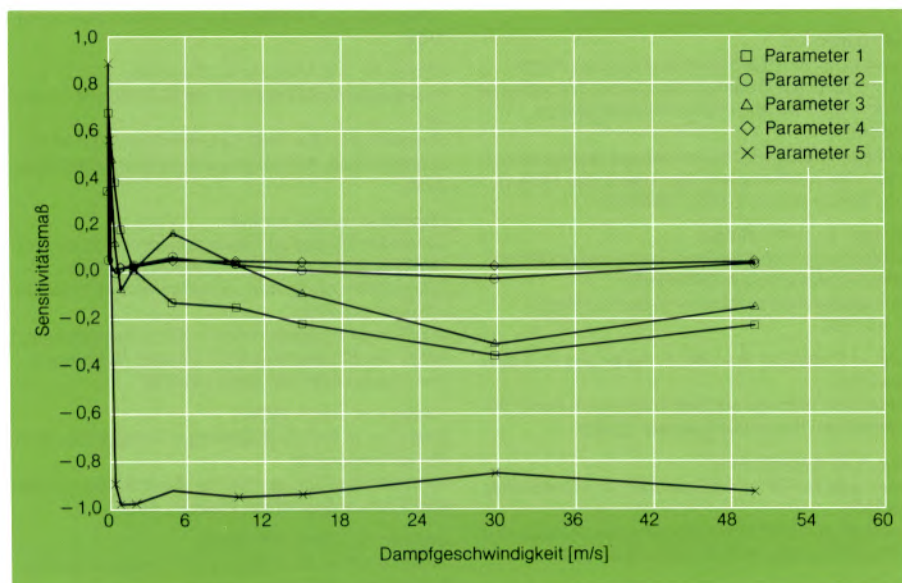


Bild 4.28: Verlauf der Sensitivitätsmaße der unsicheren Parameter über der Dampfgeschwindigkeit; Parameter 5 liefert stets den Hauptbeitrag zur Ergebnisunsicherheit nach Bild 4.27. Das negative Vorzeichen des Sensitivitätsmaßes zeigt gegenläufige Tendenz seines Einflusses auf das Rechenergebnis an.

- Zuverlässigkeitsanalyse mit Markoff-Modellen
- Öl- und Kabelbrand.

Analysen der Nachrechnung eines thermo- und fluiddynamischen Experiments sowie eines Teilaspekts der Untersuchungen zum Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter sind beabsichtigt bzw. in Vorbereitung.

Die Weiterentwicklung des Programmpakets USAPRO konzentriert sich gegenwärtig auf die Erstellung eines Rahmenprogramms, das die Benutzerführung durch die Analyseschritte übernimmt und u.a. den Datenaustausch zwischen den Programmen steuert. Damit wird ein weitgehend kontinuierlicher Analyseablauf mit möglichst wenigen Benutzereingriffen erreicht und so die Fehleranfälligkeit der Anwendung reduziert. Die danach zu erstellende Version für Personal Computer erweitert die Anwenderbasis des Pakets und fördert die Bereitschaft zur Durchführung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen. Ein Leitfaden für die ersten Analyseschritte, die mit der Identifikation der potentiell wichtigen Unsicherheiten, der Quantifikation des Kenntnisstandes, der Spezifikation von Verteilungen sowie der Identifikation und Quantifikation von Abhängigkeiten befaßt sind, soll zu einem möglichst hohen Qualitätsstandard der Analyseergebnisse beitragen.

E. Hofer
Abt. Mathematik

5 Veröffentlichungen, Vorträge

GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1. 1. 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit, RSK-Empfehlungen oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut. Auch übergreifende Studien und Sicherheitsanalysen werden in dieser Reihe veröffentlicht. Darüber hinaus sind in dieser Reihe auch Berichte zu ausgewählten wissenschaftlich-technischen Themen enthalten, die vor allem den Fachmann ansprechen, der sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren will. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

German Risk Study Nuclear Power Plants,
Phase B, A Summary
GRS-74, June 1990

Anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen
in Kernkraftwerken
13. GRS-Fachgespräch, München, 25. – 26. 10. 1989
GRS-76 (Juni 1990)

Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 – 4
GRS-77 (Juni 1990)

Safety Assessment of the Nuclear Power Plant Greifswald, Units 1 to 4
GRS-78 (February 1991)

Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)
GRS-79 (März 1991)

W. Hobbhahn:
Beschreibung der Direktkondensation von Dampf an unterkühltem Wasser mit Anwendung in der Störfallberechnung von Druckwasserreaktoren
GRS-81 (Juni 1991)

H. J. Fett, und F. Lange:
Häufigkeit von Bahnbetriebsunfällen im Güterzugverkehr der Deutschen Bundesbahn
GRS-82 (Juli 1991)

F. Lange, D. Gründler und G. Schwarz:
Transportstudie Konrad:
Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad
GRS-84 (Juli 1991)



Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Sachverständigen, zum Teil auch in Zusammenarbeit mit Autoren anderer Institutionen, sind nachfolgende Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften erschienen, die dem jeweiligen Presseorgan zu entnehmen sind:

Azodi, D., H. Schulz und R. Arenz (Siemens, KWU):
The Integrity of Steam Generator Tubes and Plugging Assessment
Res Mechanica, 31/1990

Azodi, D., und J. F. Kalthoff (Uni Bochum):
Evaluation of Rapid Crack Propagation J-Valves for Ductile Steels
Proceedings of the 5th International Conference on Numerical Methods in Fracture Mechanics

Baumgärtel, K.:
Auswertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes – Band III
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-252

Beliczey, S., und H. Schulz:
Comments on Probabilistics of Leaks and Breaks of Safety-Related Piping in PWR Plants
International Journal Pressure Vessel & Piping, Nr. 43/1990

Berg, H. P. (BfS), D. Gründler, F. Peiffer und H. D. Seehars (FhG):
Release of Powdered Material From Waste Packages
Proceedings: Waste Management '90, Vol. 2

Bors, A., und M. Kersken:
Case Study WHISK – An Experiment of a Certification Process
Proceedings of IFIP Working Conference on Approving Software Products, ASP-90, September, 1990

Brummer, J.:
Representation and Verification of Discrete-Event Systems by Means of Petri Nets
Proceedings of the 3rd International Workshop „Software Engineering and its Applications“, Toulouse, 1990

Brummer, J.:
A Graphical Simulator for Place/Transition Nets
Proceedings „Enlarged HPG Meeting on Fuel Performance Experiments and Analysis and Computerized Man-Machine Communication“ HPR-338

Clemente, M., und S. Langenbuch:
Verhalten der RBMK-1000-Anlage bei Reaktivitätsstörfällen im Teillastbereich – Ergänzende Untersuchungen –
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-250

Felkel, L., und M. Labeit:
A Frame-Work for Real-Time Expert Systems
Proceedings of IAEA Conference „Balancing of Automation and Human Action in NPP“ München, 1990

Felkel, L.:
Modelling Techniques for On-line Expert Systems in Nuclear Power Plants
Proceedings of „Advances in Human Factors Research on Man/Computer Interactions, Nuclear and Beyond“, ANS, Nashville, 1990

Firnhaber, M.:
Durchführung von Vergleichsrechnungen und Deutschen Standardproblemen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-271

Frisch, W., B. Cordier und A. Hoeld (Ed.):
Simulation in Energy Systems
Proceedings of the 1990 European Simulation Multi-conference on „Modelling and Simulation“, Nürnberg, 1990

Gissler, R., J. E. Miro und W. Ch. Müller:
Parallelization of ATHLET for the SUPREMUM Computer
Proceedings of the 1990 European Simulation Multi-conference on „Modelling and Simulation“, Nürnberg, 1990

Gossner, S., und F. Kleiner:
Zusammenstellung und Bewertung der Methoden zur Beurteilung der thermischen Alterung von leittechnischen Einrichtungen vor und während ihres Einsatzes in Kernkraftwerken
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-248

Grebner, H., und A. Höfler:
Evaluation of the Crack Opening of Through Cracks in Piping Components
Proceedings of 5th International Conference on Numerical Fracture Mechanics, Freiburg, 1990

Grebner, H., und P. Diekmann:
J-Integral Mixed Mode Separation Procedure and Resulting Crack Deflection Angle
Tagungsband 5th German-Japanese Joint Seminar, München, 1990

- Hauptmanns, U., et al.:
Nutzung sicherheitstechnischer Untersuchungen aus der Prozeßindustrie für den Arbeitsschutz
Schriftenreihe der Bundesanstalt für Arbeitsschutz – Forschung – Fb 619, Dortmund, 1990
- Hauptmanns, U.:
Wartung von Industrieanlagen und Umweltauswirkungen
in: Gerlach, H. H.: Instandhaltung und Fabrikplanung – 3. Instandhaltungsforum der Universität Dortmund, Köln, 1990
- Hicken, E. F.:
Ein Besuch in Tschernobyl
atomwirtschaft-atomtechnik (atw) 2/1990
- Hobbhahn, W., E. Hofer und B. Krzykacz:
Uncertainty and Sensitivity Analysis of a Direct Contact Condensation Model for Dispersed Flow
IEEE 1990
- Hobbhahn, W., T. Skorek, V. Teschendorff, J. P. Weber et al.:
Comparative Calculations on Selected Two-Phase Flow Phenomena Using Major PWR System Codes
Commission of the European Communities, Report EUR 12901 EN
- Hoeld, A.:
The Code ATHLET as a Valuable Tool for the Analysis of Transients with or without Scram in PWR's
Proceedings of the Eastern Multiconference on „System Simulation and Mathematical Modelling, Simulators VII“, Simulation Series, Vol. 22, Nashville 1990
- Hoeld, A.:
UTSG-2 A Theoretical Model Describing the Transient Behavior of a PWR Natural Circulation U-Tube Steam Generator
Nuclear Technology, April, 1990
- Huber, J., und W. Thomas:
Freisetzung von Radionukliden bei Störfällen in Anlagen des Brennstoffkreislaufs – Experimentelle Kenntnisse –
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-274
- Huber, J.:
Modellrechnungen für Brände in Wiederaufarbeitungsanlagen und U/Pu-Mischoxid-Brennelementfabriken mit dem Rechenprogramm FIRAC (FIRIN)
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-272
- Jahns, A., U. Erven und J. Seredynski:
Plant-Internal Accident Management and Criteria for Information of Off-Site Emergency Planning Staff
Proceedings of Joint NEA/CEC Workshop on Emergency Planning in Case of Nuclear Accident, Brüssel, 1989
- Kafka, P., und G. Apostolakis (Edts.):
The Role and Use of Personal Computers in Probabilistic Safety Assessment and Decision Making
Proceedings Elsevier Applied Science, 1990
- Kafka, P., und H. Kunitz:
Computerized Systems for High Level Information Processing and Decision Making in PSA
Elsevier Applied Science, 1990
- Kersken, M.:
Interaction of Man and Tools During Static Analysis
Proceedings of IFIP Working Conference on Approving Software Products, ASP-90, September, 1990
- Kersken, M.:
The Role of Static Analysis in Software Reliability Assessment
Proceedings of 11th Advances in Reliability Technology Symposium
Elsevier Applied Science, April, 1990
- Kersken, M.:
Interaction of Man and Tools During Verification and Validation of Safety Critical Software
Proceedings of Topical Meeting on Advances in Human Factors Research on Man/Computer Interactions: Nuclear and Beyond, Nashville, 9. – 14. 6. 1990
- Kirmse, R., et al.:
Untersuchungen zur Wirksamkeit eines passiven Wärmeabfuhrsystems für einen neuen WWER-Reaktor sowjetischer Bauart
atomwirtschaft-atomtechnik (atw) 4/1990
- Langenbuch, S., M. Clemente und W. R. Qearly:
Analysis of Rod Ejection Accidents in the Sizewell B PWR
Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik, 1990
- Langhans, J.:
Recent Progress in Verification and Development of the CONTAIN-Code
Proceedings of the International Fast Reactor Safety Meeting, 1990
- Lupas, O., und D. Beraha:
Fast Three-Dimensional Core Model for Digital Control in Boiling Water Reactors
Nuclear Science and Engineering, 104/1990
- Maßmeyer, K., et al.:
Regional Flow Fields in Northrhine-Westfalia A Case Study Comparing Flow Models of Different Complexity
Proceedings of 18th ITM on Air Pollution Modelling and its Applications; Plenum Publishing Corporation
- Maßmeyer, K.:
Tagungsbericht zum „18th ITM on Air Pollution Modelling and its Applications“, Vancouver
Mitteilungen der Deutschen Meteorologischen Gesellschaft, 1/1991
- Meier, S., W. Ch. Müller und H. Bartalsky:
Belastungen auf Systemkomponenten von LWR-Anlagen während Störfalltransienten
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-249
- Morlock, G.:
Numerische Rechenprogramme zur Berechnung des Konzentrationsverlaufs von Wasserstoffgas und dessen zeitlicher Veränderung in vertikalen Bohrlöchern zur Einlagerung von wärmeentwickelnden MAW-Abfällen und HTR-Brennelementen in Steinsalz
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-275
- Romstedt, P.:
A Split-Matrix Method for the Numerical Solution of Two-Phase Flow Equations
Nuclear Science and Engineering (NSE), Vol. 104, 1990
- Röwekamp, M., H. Jahn und U. Max (GhK):
Bewertung von Brandcodes im Vergleich mit HDR-Brandversuchen
KfK-Arbeitsbericht 05.48/90
- Saglietti, F.:
Strategies for the Achievement and Assessment of Software Fault-Tolerance
Proceedings of the 11th IFAC World Congress „Automation Control in the Service of Mankind“, 1990
- Saglietti, F.:
Software Diversity Metrics Quantifying Dissimilarity in the Input Partition
IEEE Software Engineering Journal, 1/1990
- Saglietti, F.:
Location of Checkpoints in Fault-Tolerant Software
Proceedings of the 5th Jerusalem Conference on Information Technology (JCIT-5), 1990
- Schwarz, G. (red. Bearbeitung):
Tschernobyl: Vergangenheit und Zukunftsprognose (von J. Israel, Moskau)
atomwirtschaft-atomtechnik (atw) 4/1990
- Sievers, J., H. Schulz, B. R. Bass (ORNL) und C. E. Pugh (ORNL):
Bruchmechanische Analysen zu Großexperimenten im internationalen Vergleich
Tagungsband 16. MPA-Seminar, Bd. 2, 1990
- Sievers, J.:
Finite Elemente Modelle zur Berechnung des Verhaltens von Reaktorkomponenten bei thermischer und mechanischer Belastung
Tagungsband 1. PATRAN-Anwender-Forum, 1990
- Urbahn, H., H. Marx und W. Müller:
Strahlenexposition der Arbeitskräfte und Abgabe radioaktiver Stoffe mit der Fortluft bei der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1990-243
- Wahba, A. B.: International Activities for the Analysis of the TMI-2 Accident with Special Consideration of ATHLET Calculations
Nuclear Engineering and Design, Nr. 118, 1990

Vorträge

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

Alex, H.:
Schädigung von Betonkonstruktionen bei Sprengstoffeintritten
Bericht über eine Versuchsserie
Sicherungsseminar, Philippsburg, 24. – 25. 4. 1990

Allelein, H. J.:
Die Reaktorsicherheitsforschung des BMFT im Hinblick auf die Beherrschung schwerer Störfälle
IKE-Kolloquium der Universität Stuttgart, Stuttgart, 19. 1. 1990

Antoni, R., G. Hachenberg und P. Schally:
Internationale Aktivitäten der GRS
GRS-Fachgespräch, Köln, 7. – 8. 11. 1990

Austregesilo, H., J. E. Miro und V. Teschendorff:
The ATHLET Code as Process Model for a LWR Nuclear Plant Analyzer
1990 Eastern Multiconference on „System Simulation and Mathematical Modelling“ Nashville, 23. – 26. 4. 1990

Austregesilo, H., U. Gaal und J. E. Miro:
High Speed Calculation Capability for LWR Abnormal Conditions Analysis
1990 European Simulation Multiconference „Simulation in Energy Systems“ Erlangen, 10. – 13. 6. 1990

Austregesilo, H., und J. E. Miro:
The ATHLET Code as a Process Model for the Nuclear Plant Analyzer ATLAS
3. Congreso General de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 22. – 27. 7. 1990

Azodi, D., und J. F. Kalthoff (Uni Bochum):
Evaluation of Rapid Crack Propagation J-Valves for Ductile Steels
Numerical Methods in Fracture Mechanics, Freiburg, 23. – 27. 4. 1990

Bachner, D.:
Informationen zur Lagebeurteilung – KFÜ und Ausbreitungsmodellierung
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“ Teil 2, Köln, 16. – 17. 5. 1990

Banaschik, M., und P. Schally:
Nuclear Thermal Reactor Safety Research in the Federal Republic of Germany
IAEA Technical Committee Meeting on Nuclear Reactor Safety Research, Cadarache, 4. – 7. 12. 1990

Bastl, W., et al.:
Balance between Automation and Human Actions in Nuclear Power Plant Operation Results of International Cooperation
International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, München, 9. 7. – 13. 7. 1990

Bastl, W.:
Man-Machine Research and Development in Germany
Expertengespräch im Rahmen der Kooperation BMFT/MITI, Tokio, Februar, 1990

Beliczey, S., und H. Schulz:
Comments on Probabilities of Leaks and Breaks of Safety-Related Piping in PWR Plants
OECD Specialists Meeting on Leak-Before-Break in Water Reactor Piping Vessels, Toronto, 25. – 28. 10. 1990

Berg, H. P. (BfS), D. Gründler, F. Peiffer und H. D. Seehars (FhG):
Release of Powdered Material from Waste Packages
Waste Management '90, Tucson, 25. 2. – 1. 3. 1990

Biesold, H., und P. Handge:
Aufnahme von H-3 und C-14 in die Vegetation nach Freisetzung bei Störfällen
8. Fachgespräch zur Überwachung der Umweltradioaktivität, Berlin, 24. – 26. 10. 1990

Birkhofer, A., und A. Schäfer:
Safety in the Nuclear Power Plants
Power Plant and Environment '90, Tampere, 31. 10. – 2. 11. 1990

Birkhofer, A., und R. Clarke (NRPB):
General Overview of the Issues of Interface Between Nuclear Safety and Radiation Protection
2nd NEA-Seminar on Interface Questions in Nuclear Health and Safety, Paris, 12. – 13. 9. 1990

Birkhofer, A.:
Neuere Entwicklungen in der Reaktorsicherheit
54. Physikertagung und Frühjahrstagung der DPG, München, 12. – 16. 3. 1990

Birkhofer, A.:
Kernenergie: Erfahrungen und Perspektiven
Ost-West-Energie-Symposium der Bayerischen Landesbank, München, 18. – 19. 5. 1990

Birkhofer, A.:
Neuere Entwicklungen in der Reaktorsicherheit – Ein Überblick
VGB-Kongreß „Kraftwerke '90“, Essen, 18. – 21. 9. 1990

Birkhofer, A.:
Anlageninterner Notfallschutz: Neue Herausforderung an die Systemanalyse
3. UPTF-Fachtagung, Mannheim, 13. 2. 1990

Birkhofer, A.:
The Role of Probabilistic Safety Assessment in the Decision Making on Nuclear Energy
ENC '90, Joint Congress of ENS/ANS and Foratom, Lyon, 23. – 28. 9. 1990

Birkhofer, A.:
How Safe is Safe Enough?
Atomtag Finnish Nuclear Society, Helsinki, 22. 10. 1990

Birkhofer, A.:
Notwendigkeit des Erfahrungsaustausches in der Kerntechnik
25 Jahre ABE-Ausschuß, 100. Sitzung, Gundremmingen, 7. 12. 1990

Birkhofer, A.:
Der Beitrag der Kernenergie zur sicheren und umweltfreundlichen Energieversorgung Europas
Wilhelm-Exner-Symposium, 150-Jahr-Feier des Österreichischen Gewerbevereins, Wien, 2. – 4. 5. 1990

Bogorinski, P., B. Baltes, J. Larue et al.:
Modelling Complex Geologic Structures in Ground Water Flow Simulations for Longterm Safety Assessment of Nuclear Waste Repositories
National Institute of Public Health and Environmental Protection and International Commission on Groundwater, Den Haag, 3. – 6. 9. 1990

Bogorinski, P., und A. Boghammar (SKI):
Are Particle-Tracking Algorithms the Adequate Method to Determine Migration Paths for Performance Assessment?
GEOVAL '90, Stockholm, 14. – 18. 5. 1990

Butz, H.-P.:
Reaktorsicherheit: Grundlagen und aktuelle Fragen
Fortbildungsveranstaltung des Kölner Seniorenclubs, Köln, 22. 11. 1990

Butz, H.-P.:
Schutzziele und Anforderungen der Reaktorsicherheit
KTG-Fortbildungsseminar „Technische und personelle Anforderungen an die Errichtung und den Betrieb moderner Druckwasserreaktoren in Deutschland“, Rheinsberg, 29. – 30. 11. 1990

Clemente, M., und S. Langenbuch:
Die Bedeutung dreidimensionaler Kernmodelle für Auslegung und Störfallanalysen
XXII. Kraftwerkstechnisches Kolloquium „Sicherer und wirtschaftlicher Betrieb, Rekonstruktion von Kernkraftwerken“, Dresden, 16. – 17. 10. 1990

Döhler, J., E. Hörmann (Dornier) und H. Schäfer:
Probabilistic Safety Considerations of a Nuclear Reprocessing Plant
ENC '90 ENS/ANS-Foratom Conference, Lyon, 23. – 28. 9. 1990

Farber, G.:
Fachkunde von Betriebspersonal in Kernkraftwerken
KTG-Fortbildungsseminar „Technische und personelle Anforderungen an die Errichtung und den Betrieb moderner Druckwasserreaktoren in Deutschland“, Rheinsberg, 29. – 30. 11. 1990

Felkel, L., H. G. Herdtle und M. Labeit:
Examples of Operator Support by a Real-Time Expert System
Enlarged Halden Program Group Meeting, Bolkesjö, 11. – 16. 2. 1990

Felkel, L.:
A Frame-Work for Real-Time Expert Systems
International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, München, 9. – 13. 7. 1990

- Felkel, L.: *Modelling Techniques for On-Line Expertsystems in Nuclear Power Plants*
ANS Annual Meeting, Nashville, 10. – 14. 6. 1990
- Frisch, W., et al.: *Safety Aspects of German BWR Plant Operation Related to Optimization of Fuel Management and Operating Procedures*
CSNI Regulatory Information Meeting on BWR Operational and Safety Limits, Stockholm, 21. – 23. 3. 1990
- Frisch, W.: *Analyse von Notfallmaßnahmen mit der schnellen ATHLET-Option*
WTZ-Fachkolloquium der TH Zittau, Zittau, 8. – 9. 2. 1990
- Gläser, H.: *Downcomer and Tie Plate Countercurrent Flow in UPTF*
ANS Annual Meeting, Nashville, 10. – 14. 6. 1990
- Goßner, S.: *Qualification and Licensing Procedures for Electric Equipment*
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Goßner, S.: *Environment Influences on Lifetime of Electric Equipment*
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Goßner, S.: *Environment Qualification of Electric Equipment of Nuclear Power Plants*
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Grebner, H., und A. Höfler: *Evaluation of the Crack Opening of Through Cracks in Piping Components*
5th International Conference on Numerical Methods Fracture Mechanics, Freiburg, 23. – 27. 4. 1990
- Grebner, H., und P. Diekmann: *Crack Extension Under Mixed Mode Loading*
CEA-BMFT Exchange Agreement Meeting, Karlsruhe, 26. – 28. 8. 1990
- Grebner, H., und P. Diekmann: *J-Integral Mixed Mode Separation Procedure and Resulting Crack Deflection Angle*
5th German-Japanese Joint Seminar, München, 11. – 12. 10. 1990
- Gronemeyer, C.: *Analyse der Schwappbewegung einer Flüssigkeit mit dem Rechenprogramm SIMMER-II*
Jahrestagung Kerntechnik 90, Nürnberg, 15. – 17. 5. 1990
- Gronemeyer, Ch., und H. Löffler: *Simulation kernzerstörender Unfälle in natriumgekühlten Reaktoren*
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Gründler, D., und B.-R. Martens (BfS): *Test Criteria and Characteristic Values*
2nd International Seminar on „Radioactive Waste Products“, Jülich, 28. 5. – 1. 6. 1990
- Gründler, D., und W. Wurtinger: *Deklaration und Prüfung des Radionuklidinventars radioaktiver Abfälle im Rahmen der Abfallflußkontrolle*
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Gutschmidt, W. D.: *Sicherung ortsfester kerntechnischer Anlagen*
Sicherungsseminar, Philippsburg, 24. – 25. 4. 1990
- Hauptmanns, U. und P. Hömke: *Bayesian Estimation of Failure Rate Distributions for Components in Process Plants*
Probabilistic Safety Assessment and Management, Beverly Hills, 4. – 7. 2. 1991
- Heuser, F. W.: *Zielsetzung und Stand gemeinsamer Sicherheitsuntersuchungen für die Kernkraftwerke am Standort Greifswald*
GRS-Fachgespräch, Köln, 7. – 8. 11. 1990
- Hicken, E. F.: *Ziele und Pläne von zukünftigen Reaktoren*
IKE-Kolloquium, Stuttgart, 26. 1. 1990
- Hoeld, A.: *The Code ATHLET as a Valuable Tool for the Analysis of Transients with or without Scram in PWR's*
1990 Eastern Multiconference on „System Simulation and Mathematical Modelling Simulators VII“, Nashville, 23. – 27. 4. 1990
- Höfler, A., und H. Grebner: *Evaluation of the Crack Opening of Through Cracks in Piping Components*
Meeting CEA-BMFT Exchange Agreement, Karlsruhe, 26. – 28. 3. 1990
- Höfler, A., und J. Sievers: *Übersicht zu durchgeführten Thermoschockanalysen*
3. WTZ-Arbeitssitzung, Karlsruhe, 19. – 20. 6. 1990
- Höfler, A., und H. Grebner: *Calculations to Leak Opening, Leak Rate and Related Experiments*
5th German-Japanese Seminar, Garching, 11. – 12. 10. 1990
- Hömke, P., und C. Versteegen: *Datenbereitstellung für Sicherheitsanalysen*
WTZ-Seminar, Köln, 25. – 29. 6. 1990
- Hömke, P., und C. Versteegen: *Reliability Data Collection and Treatment for PSA-Applications*
2nd TÜV-Workshop on Living PSA-Applications, Hamburg, 7. – 8. 5. 1990
- Hömke, P., und H. Holtschmidt: *German Risk Study B, Reliability*
Data German-Japanese PSA-Meeting, Garching, 8. – 10. 10. 1990
- Höptner, K. A.: *Aufgaben und Arbeitsschwerpunkte der GRS-IuD*
Das Management von Informationen für Reaktorsicherheit – Was ist machbar? Berlin, 15. 11. 1990
- Hörtner, H.: *Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen der Kernkraftwerke Saporoshje, Biblis und Stendal*
WTZ-Seminar, Köln, 25. – 29. 6. 1990
- Hörtner, H., und J. von Linden: *Einordnung von Maßnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen in Risikoanalysen für SWR*
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen“, Teil 1, Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Jahns, A., und D. Queniert (CEA/DAS): *Überlegungen zu Sicherheitsanforderungen bei neuen Reaktorkonzepten*
GRS-Fachgespräch, Köln, 7. – 8. 11. 1990
- Kafka, P., und H. Kunitz: *Programmsysteme zur Informationsverarbeitung und Entscheidungsfindung auf dem Gebiet der probabilistischen Sicherheitsbewertung (PSA)*
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Kafka, P., und H. Kunitz: *Computerized Systems for High Level Information Processing and Decision Making in the Field of PSA*
International School on Safety and Reliability, Varna, 10. – 15. 9. 1990
- Kersken, M., und F. Saglietti: *Ergebnisse des EG-Forschungsprojekts REQUEST zur Softwarequalität und Softwarezuverlässigkeit*
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Kersken, M.: *The Role of Static Analysis in Software Reliability Assessment*
11th Advances in Reliability Technology Symposium, Liverpool, 18. – 20. 4. 1990
- Kersting, E.: *Konzepte und Maßnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen*
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen“, Teil 1
Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Keusenhoff, J., und G. Herbold: *Notfallübungen am Trainingssimulator (Pilotprojekt)*
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen“, Teil 1
Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Kirmse, R., et al.: *Störfallanalysen zu WWER-Anlagen mit ATHLET XXII. Kraftwerkstechnisches Kolloquium, Hamburg, 16. – 17. 10. 1990*
- Kolbasseff, A., M. Baleanu, R. Sunder et al.: *Automated MCP Vibration Monitoring Focussed to Shaft Crack Detection*
IMORN-22 Informal Meeting on Reactor Noise, Delft, 13. – 15. 6. 1990
- Kollath, K.: *Schwerpunkte und Tendenzen in der Reaktorsicherheitsforschung*
13. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 12. 12. 1990

- Kunitz, H., und H. Pamme (RWE):
Statistische Zuverlässigkeitsanalyse in der Praxis
Gastvortrag am Institut für Statistik und Wissen-
schaftstheorie, München, 19. 2. 1990
- Kunitz, H.:
Integrated Use of Graphical and Analytical Tools for
Exploring Survival Data
International Biometric Conference, Budapest, 4. 7.
1990
- Lange, F.:
Strahlenexposition, biologische Wirkungen und Ge-
sundheitsschäden nach Strahlenexpositionen
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von
folgeschweren Ereignissen“, Teil 2
Köln, 16. – 17. 5. 1990
- Langenbuch, S. und K.-D. Schmidt:
A Sensitivity Analysis for the BWR Stability Behaviour
International Workshop on Boiling Water Reactor Sta-
bility, Brookhaven, 17. – 19. 10. 1990
- Langhans, J.:
Verification and Application of the CONTAIN Model on
Water Release from Heated Concrete
3rd International CONTAIN-LMR Users Meeting, Albu-
querque, 20. – 22. 8. 1990
- Langhans, J.:
Analysis of the Accuracy in the Modelling of Flow in
Long Channels with CONTAIN
3rd International CONTAIN-LMR Users Meeting, Albu-
querque, 20. – 22. 8. 1990
- Langhans, J.:
Influence of Dropout of Condensed Coolant Vapour
and of the Initial Temperature Distribution on CON-
TAIN-Results for the HDR-T31.6 Experiment
3rd International CONTAIN-LMR Users Meeting, Albu-
querque, 20. – 22. 8. 1990
- Langhans, J.:
Recent Progress in Verification and Development of
the CONTAIN-Code
International Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird,
12. – 16. 8. 1990
- Liemersdorf, H., und M. Simon:
Ergebnisse, Möglichkeiten und Grenzen der Auswer-
tung internationaler Betriebserfahrungen
GRS-Fachgespräch, Köln, 7. – 8. 11. 1990
- Linden, J. von:
Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen der Kernkraft-
werke Saporoshje, Biblis und Stendal
WTZ-Seminar, Köln, 25. – 29. 6. 1990
- Linden, J. von:
Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Er-
eignissen. Ereignisablaufanalyse für SWR
GRS-Seminar für Ausbilder in der Gesellschaft für Si-
mulator-Schulung, Essen, 12. 6. 1990
- Linden, J. von:
Bedeutung und Stellenwert der quantitativen Sicher-
heitsanalyse und Bewertung
BMU-Workshop mit Experten der UdSSR, DDR und
BRD, Hamburg, 28. 5. 1990
- Linden, J. von:
Reliability Analysis for Small LOCA and Loss of Main
Heat Sink in the German Risk Study Phase B
German-Japanese PSA-Meeting, Garching, 8. – 10.
10. 1990
- Martens, R., und K. Maßmeyer:
Anwendung fortgeschrittener atmosphärischer Aus-
breitungsmodelle im komplexen Gelände
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11.
1990
- May, H.:
Sicherheit und Entsorgung der Kernkraftwerke der
Bundesrepublik Deutschland
Junge Union Solingen, Solingen, 26. 10. 1990
- Maßmeyer, K., und R. Martens:
Übersicht über in der Praxis verwendete Ausbreitungs-
und Strömungsmodelle
Landesanstalt für Immissionsschutz, Essen, 11. 10.
1990
- Maßmeyer, K., und R. Martens:
Parametrisierung der turbulenten Diffusion in Model-
len für die atmosphärische Ausbreitung
Integration neuer Erkenntnisse in fortschrittliche
Modellansätze
8. Fachgespräch zur Überwachung der Umweltradio-
aktivität, Berlin 24. – 26. 10. 1990
- Maßmeyer, K., und R. Martens:
Grundzüge des Schadstofftransportes in der Atmo-
sphäre
Modellierungsansätze und Unsicherheitsfaktoren
Fortbildungsveranstaltung der Helfer im Warndienst,
Meinerzhagen, 18. und 25. 9. 1990
- Maßmeyer, K., und R. Martens:
Grundzüge der Schadstoffausbreitung im komplexen
Gelände
Phänomenologie und Modellierungsansätze
Jahrestagung Kerntechnik '90, Nürnberg, 15. – 17. 5.
1990
- Maßmeyer, K., und R. Martens:
Übersicht über die Grundlagen atmosphärischer Di-
spersionsmodelle
Gemeinsame Sitzung aller Arbeitsgruppen und Aus-
schüsse im VDI-Hauptausschuß „Umwelttechnolo-
gie“, Lahnstein, 7. – 8. 6. 1990
- Maßmeyer, K.:
MOSES – Model System for Environment Impact Stu-
dies
Workshop on Air Pollution Modelling, Köln, 9. 5. 1990
- Pfeffer, W.:
Kurzfristige Schutz- und Gegenmaßnahmen: Maßnah-
men des Katastrophenschutzes
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von
folgeschweren Ereignissen“, Teil 2
Köln, 16. – 17. 5. 1990
- Prock, J.:
A Three Level Conception for Signal Validation and
Early Fault Detection in Closed Systems
Enlarged Halden Program Group Meeting, Bolkesjö,
11. – 16. 2. 1990
- Puhr-Westerheide, P., und H. J. Zott:
Hardware and Software Components for a Modern,
Screen Based Simulation and Test Facility
Enlarged Halden Programme Group Meeting on Com-
puterized Man-Machine Communication, Bolkesjö,
11. – 16. 2. 1990
- Pütter, B., und W. Nolte:
Wirksamkeitsanalyse von speziellen Maßnahmen zur
Vermeidung oder Begrenzung von Ereignisfolgen
(DWR und SWR)
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von
folgeschweren Ereignissen“, Teil 1
Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Pütter, B.:
ATHLET-Analysen zur Wirksamkeit anlageninterner
Notfallmaßnahmen
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11.
1990
- Rohde, J.:
Phänomenologie folgeschwerer Ereignisse
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von
folgeschweren Ereignissen“, Teil 1
Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Rothe, T., M. Schivo (Siemens, KWU), Z. Jakubowski
und T. Voggenberger:
The German Nuclear Plant Analyzer ATLAS: Models
and Visualization
1990 Eastern Multiconference on „System Simulation
and Mathematical Modelling“ Nashville, 23. – 27. 4.
1990
- Röwekamp, M., H. Jahn und U. Max (GhK):
Bewertung von Brandcodes im Vergleich mit HDR-
Brandversuchen
HDR Sicherheitsprogramm: 14. Statusbericht des Pro-
jektes HDR-Sicherheitsprogramm des KfK, Karlsruhe,
12. 12. 1990
- Röwekamp, M.:
Fire Experiments in a Decommissioned Nuclear Po-
wer Plant – Assessment and Comparison of the Co-
des
4th CIB Workshop on Fire Modelling, Gaithersburgh,
12. – 14. 2. 1990
- Saglietti, F.:
Software Fault-Tolerant Techniques and Methods to
Evaluate and Optimize their Effectiveness
Enlarged Halden Programme Group Meeting on Com-
puterized Man-Machine Communication, Bolkesjö,
11. – 16. 2. 1990
- Saglietti, F.:
Seminario su modelli e strategie per il raggiungimento
e la valutazione di affidabilità del software
Università degli Studi di Genova, Genova, 2. – 5. 4.
1990
- Saglietti, F.:
Integration of Different Software Dependability Evalua-
tions into a Tool with Unique Final Result
2nd European Workshop on Dependable Computing,
Florenz, 26. – 28. 2. 1990

- Saglietti, F.:
Strategies for the Achievement and Assessment of Software Fault-Tolerance
11th IFAC World Congress, Tallinn, 13. – 17. 8. 1990
- Schnürer, G.:
Main Activities of TÜV and GRS in Relation with Station Blackout
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Schnürer, G.:
Implementation of Station-Blackout-Rules in German Nuclear Power Plants
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Schnürer, G.:
German Standards and Rules about Station Blackout (SBO)
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Schnürer, G.:
Differences between Requirements of German and American Rules
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Schulz, H., und J. Sievers:
Review of Loading Parameters for the Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessels
Joint Seminar on Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels, Köln, 3. – 7. 9. 1990
- Schulz, H., und J. Sievers:
The Work of the OECD/NEA Group on Fracture Analyses of Large Scale International Reference Experiments
Pressure Vessel and Piping Conference, Nashville, 17. – 21. 6. 1990
- Schwarz, G.:
Transportproblematik radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung
Informationsveranstaltung der Katholischen Familienbildungsstätte, Salzgitter-Lebenstedt, 7. 11. 1990
- Schwarz, S., und G. Weber:
Pre- and Post-Calculations of VANAM Test M1 with FIPLOC
CSNI Workshop on Aerosol Behavior and Thermal Hydraulics in the Containment, Fontenay-aux-Roses, 26. – 28. 11. 1990
- Schäfer, H., und H. R. Seel:
Reliability Analysis of a Multiple Repairable System of a Reprocessing Plant
7th International Conference on Reliability and Maintainability, Brest, 18. – 22. 6. 1990
- Seel, H.:
GRS-Untersuchungen im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen der Anlage Greifswald (Blöcke 1 – 4)
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Teil 1
Köln, 14. – 15. 11. 1990
- Sievers, J., A. Höfler und H. Schulz:
Structure Mechanics Response of a Steam Generator due to the Accident Management Measure „Bleed and Feed“
CEA-BMFT Exchange Agreement Meeting, Karlsruhe, 26. – 28. 3. 1990
- Sievers, J., H. Grebner und D. Azodi:
Strukturmechanische Finite Elemente – Berechnungen zum Komponentenverhalten bei thermischer und mechanischer Belastung
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Sievers, J., H. Schulz, B. R. Bass (ORNL) und C. E. Pugh (ORNL):
Bruchmechanische Analysen zu Großexperimenten im internationalen Vergleich
16. MPA-Seminar, Stuttgart, 4. – 5. 10. 1990
- Sievers, J.:
Finite Elemente-Modelle zur Berechnung des Verhaltens von Reaktorkomponenten bei thermischer und mechanischer Belastung
1. PATRAN-Anwender-Forum, Lenggries, 10. – 11. 12. 1990
- Sievers, J.:
Fracture Mechanical Analyses of the Thermal Shock Experiments NKS-3 and PTSE-2
CSNI/FAG Workshop, Boston, 8. – 10. 5. 1990
- Sunder, R., und D. Wach:
Betriebsnahe Aspekte beim Einsatz von Überwachungs- und Diagnosesystemen
HIGH SERVE '90, Bonn, 23. – 24. 10. 1990
- Sunder, R.:
Vibration Monitoring Focussed on MCP Shaft Crack Detection
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Sunder, R.:
Operating Experience with Continuous Shaft Vibration Monitoring
TÜV-CSN-Seminar on Nuclear Engineering Aspects, Madrid, 27. – 29. 11. 1990
- Teschendorf, V.:
The Thermal-Hydraulic Code ATHLET
Seminar on Analysis of RBMK Reactor Physical Characteristics, Moskau, 11. – 15. 6. 1990
- Thomas, W.:
Sicherheitsvergleiche der Entsorgungswege mit und ohne Wiederaufarbeitung
14. Tagung Radioaktiver Abfall, Essen, 7. 11. 1990
- Thomas, W.:
Radionuklidinventar von Brennelementen für Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren
Workshop „Nukleare Entsorgung am Beispiel eines Forschungsreaktors“, Berlin, 29. 11. 1990
- Verstegen, C., und H. Holtschmidt:
Kenngrößenermittlung in Kernkraftwerken
WTZ-Seminar, Köln, 25. – 29. 7. 1990
- Voswinkel, A., C. Verstegen und M. Maqua:
Nutzung von Datenbanken bei der Störfall- und Betriebsauswertung
Vorstellung aktueller Arbeiten der GRS, Köln, 7. 11. 1990
- Wach, D., V. Bauernfeind, B. Olma und R. Sunder:
Diagnoseverfahren zur on-line-Zustandsbeurteilung mechanischer Komponenten in Kernkraftwerken VGB-Kraftwerke '90, Essen, 18. – 21. 9. 1990
- Wach, D.:
Experiences with On-Line Diagnostic Systems for Monitoring of Component Behaviour
5th German-Japanese Joint Seminar on Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering München, 11. – 12. 10. 1990
- Wahba, A. B.:
Thermal Hydraulic Phenomena in LP-FP-1 Summary of Results and Calculations Early ECCS Leakage Achievements of the OECD/LOFT Project, Madrid, 9. – 11. 5. 1990
- Weber, G.:
Calculation of Local Equilibrium Fog Formation Rates with a Multi-Compartment Containment Code
CSNI-Workshop on Aerosol Behavior and Thermal Hydraulics in the Containment, Fontenay-aux-Roses, 26. – 28. 11. 1990
- Weber, J. P., und W. Hobbhahn:
Nachrechnung von NEPTUNUS-Druckhalterexperimenten mit ATHLET, RELAP 5, TRAC und CATHARE
WTZ-Fachkolloquium der TH Zittau und GRS, Zittau, 8. – 9. 2. 1990
- Weber, J. P.:
Code Comparison Based on a NEPTUNUS Pressurizer Experiment
19. TTTK der TU Berlin, Serfans 17. – 24. 2. 1990
- Weber, J. P.:
Kernenergie – Die aktuelle Situation in der DDR
19. TTTK der TU Berlin, Serfans 17. – 24. 2. 1990
- Werner, W.:
Aktuelle Ergebnisse zu probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, Frankreich und in den USA
GRS-Fachgespräch, Köln, 7. – 8. 11. 1990
- Wurtinger, W.:
Berücksichtigung der Deklarations- und Spezifikationspflicht zur Radionuklidzusammensetzung der Abfälle im AVK gemäß Anlage 9 der BMU-Richtlinie KFA-Seminar „Kontrolle radioaktiver Abfälle“, Jülich, 23. – 24. 10. 1990
- Wurtinger, W.:
Bestimmung des Aktivitätsinventars in Betriebsabfällen aus Leichtwasserreaktoren über Schlüsselnuclide
2nd International Seminar on „Radioactive Waste Products“, Jülich, 28. 5. – 1. 6. 1990
- Zander, R.-M.:
Zuverlässigkeit der Stromversorgungssysteme und Folgen bei langandauernder Störung in der Stromversorgung für den Eigenbedarf
Seminar on Analysis of RBMK-Reactor Physical Characteristics, Moskau, 11. – 15. 6. 1990

Der Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) unterstützt den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Durchführung von Arbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Diese Arbeiten beinhalten

- die Projektträgerschaft für den Programmbereich Reaktorsicherheitsforschung des BMFT,
- die Projektbegleitung von sicherheitsrelevanten Untersuchungen für kerntechnische Anlagen des BMFT,
- Unterstützung der internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung des BMFT,
- Betreuung ausgewählter Untersuchungen zu Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes des BMU.

Zu den inhaltlichen Schwerpunkten der Arbeiten im Berichtszeitraum zählten der Abschluß des trilateralen 2D/3D-Projektes sowie der Beginn der BMFT-geförderten Reaktorsicherheitsforschung in den neuen Bundesländern.

Trilaterales 2D/3D-Projekt

Im Jahre 1980 wurde zwischen dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT), dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) und der United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) die gemeinsame Durchführung des 2D/3D-Projektes vereinbart.

Im Rahmen der Projektträgerschaft für das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit übernahm der Bereich Forschungsbetreuung der GRS im Auftrag des BMFT die Leitung der Abwicklung des deutschen Anteils am 2D/3D-Projekt sowie die Koor-

dination der deutschen und internationalen Aktivitäten.

Ziel dieses weltweit größten Vorhabens auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung war, die mehrdimensionalen thermohydraulischen Vorgänge in Druckwasserreaktoranlagen unter den Bedingungen von Kühlmittelverluststörfällen zu untersuchen. Die gekoppelten experimentellen und analytischen Arbeiten sollten die Wirksamkeit der in westlichen Druckwasserreaktoranlagen installierten Notkühlsysteme demonstrieren, mehrdimensionale Strömungseffekte und ihre Wirkung auf den Kernnotkühlprozeß ermitteln und quantifizieren sowie Sicherheitsmargen bestehender Anlagen bezüglich unzulässiger Kernaufheizung im Falle eines Kühlmittelverluststörfalles aufzeigen.

Hierzu wurde in dreijähriger Planung und sechsjähriger Bauzeit auf dem Gelände der Großkraftwerk Mannheim (GKM) AG die UPTF-Anlage (Upper Plenum Test Facility, Bild 6.1) errichtet. Die UPTF simu-

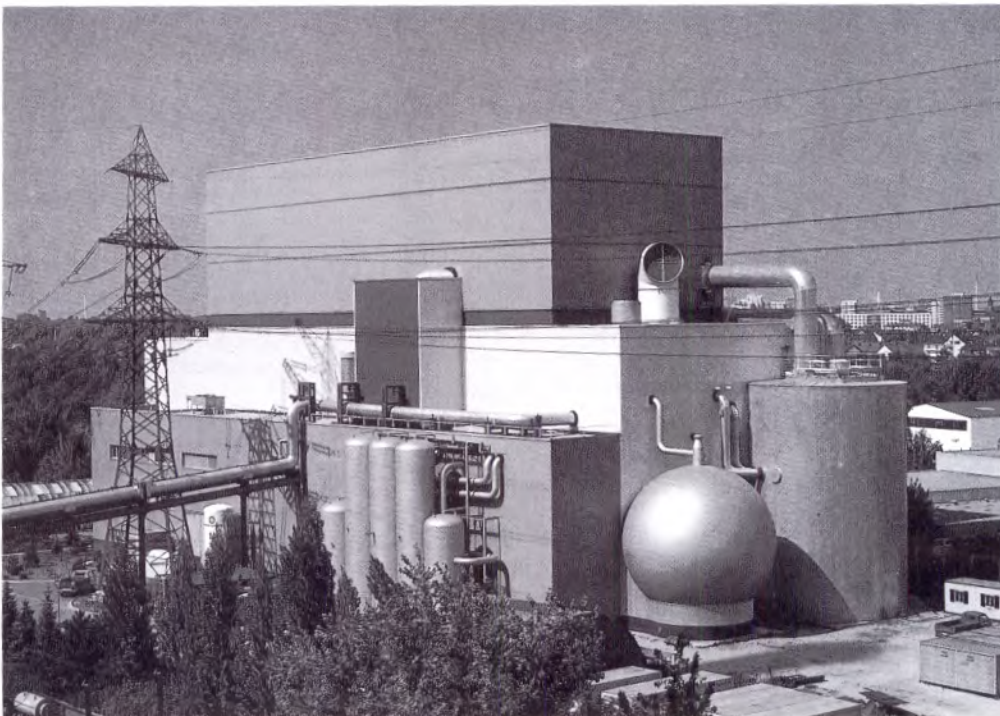


Bild 6.1:
Die UPTF auf dem Gelände der
Großkraftwerk Mannheim AG

liert im Originalmaßstab einen 1300-MWe-Druckwasserreaktor der Siemens AG/KWU und ist mit allen wichtigen Komponenten ausgerüstet, ausgenommen der nukleare Kern, aktive Pumpen und reale Dampferzeuger. Während der Kern durch kontrollierte Einspeisung von Dampf und Wasser dargestellt wird, werden die Pumpen durch Simulation berücksichtigt. Die Dampferzeuger werden durch Dampf-Wasser-Separatoren nachgebildet (Bild 6.2). Von Herbst 1986 bis Herbst 1990 wurden 30 international abgestimmte Versuche mit insgesamt 80 Versuchsläufen durchgeführt. Die Vorbereitung der Versuche wurde von der GRS durch analytische Auswertungen von japanischen Versuchen, Reaktorstörfallanalysen als Referenzbasis, Versuchsvoraus- und Anlagenkonditionierungsrechnungen unterstützt.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen haben wesentliche Erkenntnisse zum Reaktorverhalten bei Kühlmittelverluststürzen gebracht.

In fast allen untersuchten Fällen konnte gezeigt werden, daß die Annahmen, die in Sicherheitsanalysen zur Abdeckung analytischer Unsicherheiten getroffen werden, konservativ sind.

Die festgestellte Reduktion der Wasserspiegelhöhe im Ringraum während der Flutphase bei reiner Kalteinspeisung steht im Gegensatz zur üblichen Annahme der Ringraumüberflutung. Die Auswirkung auf die Kernkühlung wurde quantifiziert, wo-

bei sich zeigt, daß die Kühlung jederzeit gewährleistet ist.

Die Vorteile, die sich aus den in Großanlagen wirksam werdenden mehrdimensionalen Strömungseffekten ergeben, können Anlagen mit einer Notkühleinspeisung, die ausschließlich in die kalten Hauptkühlmittleitungen erfolgt, am wenigsten nutzen. Sie profitieren nur von dem stark heterogenen Strömungsgeschehen im Ringraum am Ende der Druckentlastungsphase, wodurch die Wiederauffüllphase drastisch verkürzt wird.

Die Ringraumeinspeisung in Verbindung mit Druckentlastungsklappen im Kernbehälter erweist sich als vorteilhaft sowohl in

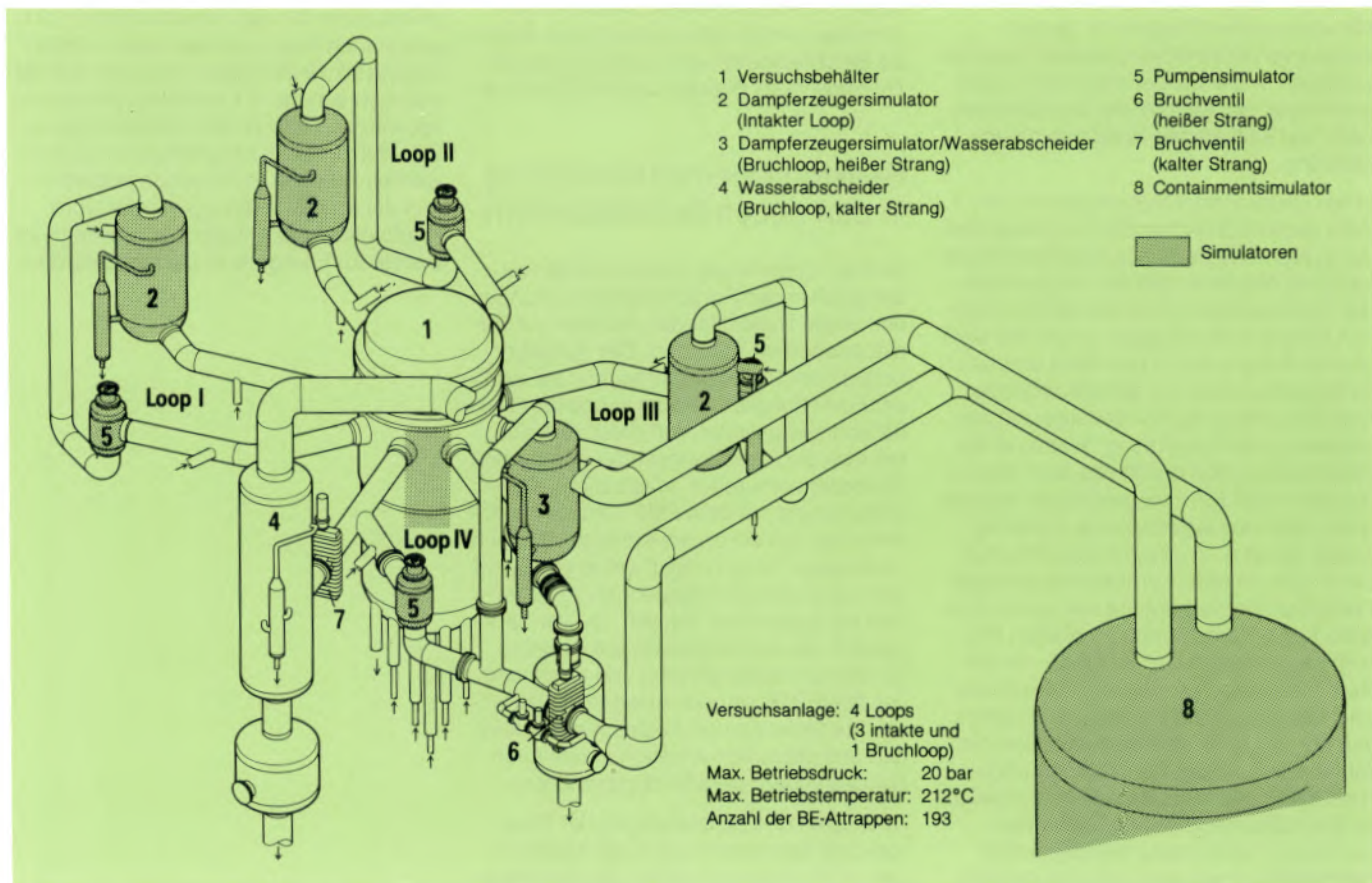


Bild 6.2: Schematischer Aufbau der UPTF (Bild: Siemens AG / KWU)

der Endphase der Druckentlastung als auch während der Kernflutung.

Während der Druckentlastung bilden die Überströmöffnungen einen zusätzlichen Strömungspfad zum Bruchstutzen und reduzieren so die Abströmung des Kühlmittels über das untere Plenum während der Druckentlastung. Zusammen mit der heterogenen Strömungsbildung im Ringraum führt dies zu einem frühzeitigen Auffüllen des unteren Plenums. Während der Flutphase begrenzen die Druckentlastungsklappen den Druck im oberen Plenum und beschleunigen dadurch die Kernflutung. Besonders die UPTF-Versuche wiesen deutliche Sicherheitsmargen gegen unzulässige Kernaufheizung im Falle eines Kühlmittelverluststörfalles für diese Art von Notkühlsystemen auf.

Als wirksamstes System zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen erwies sich in allen experimentellen Untersuchungen der Einsatz der kombinierten heiß- und kaltseitigen Notkühlmitteleinspeisung.

In der Druckentlastungsphase wird der Kern nach Ansprechen der Druckspeicher durch das in die heißen Stränge eingespeiste Notkühlwasser gekühlt. Gegen Ende der Druckentlastung führen die heterogenen Ringraumströmungen sowie das vom oberen Plenum durch den Kern strömende Notkühlwasser zur extrem schnellen Auffüllung des unteren Plenums und zur Initiierung der Kernflutung. Während der Flutphase werden durch das vom oberen Plenum in den Kern einbrechende Wasser weite Teile des Reaktorkerns frühzeitig wieder benetzt. Zusätzlich beschleunigt das in den unteren Kernbereich gelangte Kühlmittel die Kernflutung von unten. Die hohe Kondensationsrate im oberen Plenum begrenzt den Druckaufbau, so daß die Kernflutgeschwindigkeit kaum beeinträchtigt wird. Massenbilanzen ergaben, daß nur ca. 15 % des eingespeisten Notkühlwassers für die Kernkühlung ungenutzt das System verlassen. Im Vergleich zu theoretischen Sicherheitsanalysen wurde eine Verkürzung des gesamten Störfallablaufs auf die Hälfte festgestellt, was erhebliche Sicherheitsreserven bedeutet.

Die Versuche in der UPTF-Anlage haben überzeugend dargelegt, daß bei den geräumigen Gegebenheiten des Reaktorkerns das von oben eingespeiste Notkühlwasser den Kern mit großer Effektivität erreicht und wesentlich wirksamer eindringt, als dies bisher Kleinversuche zeigen konnten.

Der Nachweis der Notkühleffektivität zeigt die Richtigkeit der Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren auf. Zur Vermeidung von Thermoschockeinwirkung auf die Druckbehälterwand während der Notkühlung nach kleinen Leckagen wird die Wasserzufuhr aus den Druckspeichern auf das obere Plenum, also über die Heiß-einspeisung, umgeleitet. Für zukünftige Maßnahmen im Rahmen des Accident Management bedeutet dies einen erheblichen Sicherheitsgewinn, da die druckführende Umschließung des Kerns durch die Behälterwand nicht zusätzlich durch Thermoschock beansprucht werden muß.

Reaktorsicherheitsforschung in den neuen Bundesländern

Seit der Vereinigung Deutschlands werden auch in den Forschungseinrichtungen der neuen Bundesländer Arbeiten zur Reaktorsicherheit gefördert. Der Aufgabenbereich der Projektträgerschaft und damit der Forschungsbetreuung wurde damit erheblich ausgeweitet. Auf diese Aufgabe hat sich die Forschungsbetreuung bereits frühzeitig vorbereitet. In ständiger, enger Abstimmung mit dem BMFT mußte in relativ kurzer Zeit ein erstes Konzept inhaltlich vorrangiger Forschungsthemen erarbeitet und kompetenten Institutionen zur Bearbeitung zugeordnet werden. Es war naheliegend, die Schwerpunkte auf Arbeiten zur Sicherheitsbewertung und -erhöhung von WWER-Reaktoren zu legen. Dabei waren Abstimmung und Abgleich mit laufenden und geplanten Arbeiten in den alten Bundesländern parallel durchzuführen.

Strukturen und Zielsetzungen der Reaktorsicherheitsforschung in der ehemaligen DDR waren mit denen der Bundesrepublik nur punktuell vergleichbar; die Forschungsinstitutionen sowie deren wissen-

schaftliche Schwerpunkte und Möglichkeiten waren zunächst nur unzulänglich bekannt. Daher mußten kurzfristig Informationen gesammelt und ausgewertet sowie in einer Vielzahl von Gesprächen ergänzt und vertieft werden.

Mit dem Vollzug der staatlichen Einheit waren mit allen in Frage kommenden Forschungseinrichtungen im Beitrittsgebiet Zielsetzungen und Inhalte möglicher Forschungsvorhaben diskutiert und die erforderlichen sachlichen und administrativen Randbedingungen weitestgehend geklärt. So war es möglich, dem BMFT unmittelbar nach der Vereinigung eine Reihe von Forschungsarbeiten zur Förderung vorzuschlagen.

Da die Bundesregierung rechtzeitig die Möglichkeit zusätzlicher finanzieller Verpflichtungen für das Haushaltsjahr 1991 geschaffen hatte, konnten noch in 1990 insgesamt 19 Vorhaben mit einem Förder-volumen von ca. 6,4 Millionen DM bewilligt werden. Neben den Hochschulen in Dresden, Leipzig, Magdeburg und Zittau werden Arbeiten in Forschungsabteilungen der Industrie (Energiewerke Nord, Kraftwerks- und Anlagenbau) sowie beim Institut für Energetik in Leipzig gefördert.

7.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist eine gemeinnützige, von der öffentlichen Hand getragene wissenschaftlich-technische Gesellschaft. Ihre Gesellschafter sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die zehn Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Die Organe der GRS sind die Generalversammlung, der Aufsichtsrat und die Geschäftsführer.

In ihren Betriebsteilen in Köln, in Garching bei München, in Berlin sowie dem technischen Büro Paris, beschäftigt sie rund 500 Mitarbeiter, davon über 330 Naturwissenschaftler und Ingenieure. Die Organisation der Gesellschaft ist nach fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Fach- und Zentralbereiche gegliedert (Bild 7.1).

Wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist gemeinnützig und finanziert sich ausschließlich über Aufträge. Hauptauftraggeber sind mit rund 46% des Auftragsvolumens der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) sowie mit rund 37% der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT). Des weiteren finanziert sich die GRS durch Aufträge der Genehmigungsbehörden der Länder, der Technischen Überwachungs-Vereine, der Europäischen Gemeinschaft und sonstiger Organisationen im In- und Ausland. Das Auftragsvolumen für das Jahr 1990 belief sich auf ca. 76 Mio. DM.

Aufsichtsrat

Staatssekretär Clemens Stroetmann, Bonn, Vorsitzender

Direktor Dr.-Ing. h.c. Dipl.-Ing. Karl Stäbler, Stuttgart, stellvertr. Vorsitzender

Ministerialdirigent Dr. Knut Bauer, Bonn

Direktor Dr.-Ing. Karl Eugen Becker, München

Ministerialdirigent Wilfried Beilmann, Düsseldorf (bis 30. 6. 1990)

Direktor Dipl.-Ing. Heinz Cramer, Hannover

Ministerialrat Dr. Hans-Jürgen Danne, Bonn

Ministerialrat Dr. Norbert Dittrich, Bonn

Direktor Dipl.-Ing. Werner E. Hoffmann, Essen (bis 31. 10. 1990)

Direktor Prof. Dr. Albert Kuhlmann, Köln

Ltd. Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Ltd. Ministerialrat Heinrich Siebel, Düsseldorf (ab 7. 8. 1990)

Ministerialrat Hubert Steinkemper, Bonn

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 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 Südwest e.V.	7,70
Germanischer Lloyd	3,85

Geschäftsführer

Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer
Gerald Hennenhöfer

Geschäftsführung

Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. A. Birkhofer

Fachbereiche

Thermohydraulik	Prozeßführung	Systemanalyse	Betriebsverhalten	Entsorgung
Dr. K. F. Wolfert	Dr. W. Bastl	W. Ullrich	D. Rittig	W. Thomas
Schwere Störfälle	Mensch – Maschine	Leichtwasser-reaktoren	Störungs- auswertung	Brennstoff- kreislauf
Kühlkreislauf	Leittechnik	Neue Reaktorsysteme	Betriebs- auswertung	Strahlen- und Umweltschutz
Anlagendynamik und Reaktorphysik	Prozeßrechner	Industrieanlagen	Strukturmechanik	Endlagerung
		Interdisziplinäre Aufgaben	Technische Dokumentation	

G. Hennenhöfer

Europäische Zusammenarbeit
A. Jahns

Zentralbereiche

Projekte R. Antoni	Datenverarbeitung Dr. H. Hoermann	Verwaltung R. Dollase	Forschungs- betreuung Dr. M. Banaschik
Kernkraftwerke	Mathematik	Finanzen und Organisation	Programme und Anlagen
Entsorgung und Umwelt	DV-Anwendung	Personal und Recht	Störfälle und Komponenten
Vertragsbetreuung	DV-Köln	Verwaltung Garching	Zentralaufgaben
Kommunikation	DV-Systeme		

Bild 7.1:
Organisation der GRS

7.2 GRS-Büro in Berlin

Aufgrund der nach 1989 sprunghaft angestiegenen Aufträge im Zusammenhang mit der Sicherheitsbewertung kerntechnischer Einrichtungen in den östlichen Bundesländern erwies es sich für die GRS als zweckmäßig, neben den ursprünglichen Standorten Köln und Garching zusätzlich eine Niederlassung in Berlin zu gründen.

Die rund dreißig neuen Mitarbeiter stammen überwiegend aus den nun aufgelösten entsprechenden DDR-Strukturen, in erster Linie aus dem ehemaligen Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) und dem früheren Kombinat Bruno Leuschner. Zusammen mit den Garchinger und Kölner Fachleuten bearbeiten sie vorrangig Projekte aus den östlichen Bundesländern sowie auf den Ostblock bezogene generell. Dabei kommen ihre Spezialkenntnisse über Reaktoren russischer Bauart sowie die Erfahrungen mit den Anlagen in der ehemaligen DDR der Arbeit insgesamt zugute. Insbesondere die Zusammenarbeit mit russischen Experten kann – u. a. aufgrund besserer sprachlicher Verständigungsmöglichkeiten – sehr viel reibungsloser und effektiver abgewickelt werden.

Das im Oktober 1990 in Berlin eröffnete technische GRS-Büro wurde bereits im Sommer 1991 räumlich erweitert, so daß dort auch verstärkt Veranstaltungen stattfinden können.

Über eine Standleitung zur Großrechenanlage in Garching ist das Büro Berlin voll in die elektronische Kommunikation der GRS integriert.

7.3 Zusammenarbeit mit dem IPSN

Die 1989 geschlossene Vereinbarung zwischen der GRS und ihrem französischen Partner, dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN/CEA), über die Zusammenarbeit bei nuklearen und nichtnuklearen sicherheitstechnischen Fragen ist inhaltlich weiter ausgebaut worden.

Die Kooperation hat sich schrittweise mit folgenden Aufgaben weiterentwickelt:

- **Gemeinsame Studien und Bewertungen mit der Zielsetzung, zu gemeinsamen Positionen zu gelangen**

Hierzu gibt es derzeit Aktivitäten zu insgesamt 16 Themenfeldern. Als Beispiele seien Sicherheitsanalysen bei WWER-Reaktoren, neue Reaktorkonzepte und Transportrisiken hier genannt.

Sicherheitsanalysen bei WWER-Reaktoren

Während die Beteiligung des IPSN bei der GRS-Analyse für die Blöcke 1 – 4 des Kernkraftwerks Greifswald sich aus Zeitgründen nur auf Werkstofffragen beschränken mußte, hat es für Block 5 eine vollständige Sicherheitsbewertung durchgeführt. In gemeinsamen Arbeitsgruppen sind die Ergebnisse diskutiert worden, wobei sich gezeigt hat, daß ein hohes Maß an Übereinstimmung besteht.

Eine gemeinsame Sicherheitsbewertung für das Kernkraftwerk Stendal mit Reaktoren vom Typ WWER-1000 ist in Angriff genommen worden. Es wurde vereinbart, bei den KEG-Programmen PHARE und „Unterstützung UdSSR“ gemeinsam tätig zu werden.

Neue Reaktorkonzepte

Hierbei ist die Zielsetzung, im Auftrag der jeweiligen Sicherheitsbehörden eine gemeinsame vorläufige Sicherheitsbewertung des neuen Reaktorkonzepts der Fa. Nuclear Power International (NPI) durchzuführen und gemeinsam Sicherheitsanforderungen für neue Reaktorkonzepte zu erarbeiten. Die Diskussionen mit NPI wurden aufgenommen und laufen entsprechend dem Fortschritt der Entwicklung.

Analyse des Risikos beim Transport radioaktiver Stoffe

Hierbei steht im Vordergrund, die Methoden und Datenbasen für die Analyse und Interpretation des Risikos beim Transport radioaktiver Stoffe zu vergleichen und zu verbessern. Damit soll ein Instrumentarium für künftige gemeinsame Analysen geschaffen werden.

- **Austausch von Personal und Bildung gemeinsamer Arbeitsgruppen**

Das GRS-Büro beim IPSN in Fontenay-aux-Roses ist mittlerweile ständig belegt. Ein IPSN-Repräsentant bei der GRS ist benannt worden und arbeitet abwechselnd in Köln und in Garching. Für die Bearbeitung der verschiedenen Kooperationsthemen gibt es wechselnd zusammengesetzte Arbeitsgruppen von Mitarbeitern des IPSN und der GRS.

- **Bildung einer gemeinsam getragenen Organisationsstruktur**

In der Gemeinsamen Erklärung über die deutsch-französische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Kernenergie, die die Minister Fauroux und Prof. Töpfer am 6. Juni 1989 unterzeichnet haben, wird festgestellt, daß die in beiden Ländern auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit spezialisierten Forschungsinstitute gemeinsame Strukturen schaffen können.

In Ausfüllung dieser Erklärung beabsichtigen GRS und IPSN, eine gemeinsame Struktur in der Form einer europäischen wirtschaftlichen Interessenvereinigung mit jeweils 50%igem Anteil zu bilden. Im Hinblick auf Tätigkeiten für die Kommission der Europäischen Gemeinschaften besteht darüber hinaus die Absicht, in geeigneter Weise die Zusammenarbeit mit Sicherheitsorganisationen in anderen Ländern zu fördern. Beabsichtigt ist derzeit, mit Organisationen aus den Ländern zu kooperieren, die zusammen mit Deutschland und Frankreich am 25. März 1991 die gemeinsame Erklärung über die Zusammenarbeit bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie unterzeichnet haben, d. h. aus Belgien und Großbritannien.

7.4 Internationale Zusammenarbeit

Reaktorsicherheit ist eine länderübergreifende Aufgabe. Um ein hohes und konsistentes Sicherheitsniveau bei Kernkraftwerken zu erzielen, ist deshalb die internationale Zusammenarbeit für die GRS von großer Bedeutung.

Internationale Organisationen

So sieht es die GRS als ihre Aufgabe, in Arbeits- und Entscheidungsgremien insbesondere folgender internationaler Organisationen mitzuarbeiten:

● International Atomic Energy Agency (IAEA)

Die Aufgabenschwerpunkte liegen hier bei

- der Unterstützung von Drittländern in Sicherheitsfragen,
- der Mitarbeit bei der Erstellung international gültiger sicherheitstechnischer Regeln und Sicherheitsanforderungen,
- der Teilnahme an Operational Safety Review Teams (OSART) und an Analysis of Safety-Significant Events Teams (ASSET),
- dem Programm zur Bewertung der Betriebssicherheit von Kernkraftwerken,
- der Teilnahme an Programmen der internationalen Reaktorsicherheitsforschung.

● Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)

Dort beteiligt sich die GRS

- bei der Konsensfindung in grundlegenden Sicherheitsfragen,
- beim Austausch von Betriebserfahrungen, u. a. im Zusammenhang mit dem Incident Reporting System (IRS),
- an Untersuchungen zur Mensch-Maschine-Kommunikation,

- mit der Teilnahme an Reaktorsicherheitsforschungsprogrammen der NEA, u. a. zu Reaktortransienten, Primärkreisintegrität, schweren Unfällen, Risikobewertung.

● Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG)

Schwerpunktmäßig arbeitet die GRS mit

- beim Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und
- bei der Harmonisierung grundlegender Sicherheitsfragen in den Mitgliedsländern.

- die Basis für Entscheidungen bei grundsätzlichen Sicherheitsfragen zu verbreitern,
- die Betriebssicherheit durch Umsetzung ausgetauschter Betriebserfahrungen zu erhöhen und
- die Diskussion über Forschungsschwerpunkte anzuregen.

Letztendlich führen solche Aktivitäten zur weiteren Verbesserung der Sicherheit und tragen dazu bei, einen internationalen Konsens in Sicherheitsfragen zu erzielen.

Koordinationsaufgaben Reaktorsicherheitsforschung

Die GRS unterstützt den BMFT bei Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit. Die Kooperation erfolgt auf der Basis einer Reihe bilateraler Verträge sowie durch Mitwirkung in multinationalen Organisationen und Projekten. Regelmäßig finden Koordinationsgespräche statt mit dem französischen Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und den japanischen Institutionen Ministry of International Trade and Industry (MITI) und Science and Technology Agency (STA). Eine intensive Beteiligung besteht darüber hinaus auch an den großen internationalen Forschungsprojekten, wie z. B. HALDEN, Programme of the Inspection of Steel Components (PISC), dem TMI Vessel Investigation Programme (TMI-VIP), sowie den internationalen Standardproblemen.

Aufgrund des Abkommens über Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit der Sowjetunion wurde auf dem Gebiet Reaktorsicherheitsforschung die Zusammenarbeit vertieft und deutlich ausgeweitet.

Generell hat die Zusammenarbeit zwischen den die Kernenergie nutzenden Ländern zum Ziel

- den Informationsaustausch zu verbessern,

7.5 Informationsarbeit

Die GRS versucht, ihre Arbeitsergebnisse in vielfältiger Form — angefangen von Berichten, Pressemitteilungen, Pressekonferenzen, dem „GRS-Fachgespräch“ bis hin zu speziellen Fachseminaren und Workshops — möglichst effektiv und zielgerichtet zu vermitteln. Die Arbeiten wurden auch in diesem Berichtszeitraum wieder viel beachtet, in der Fachwelt wie in der breiten Öffentlichkeit.

Die Analysen und Bewertungen der russischen Reaktortechnik, ein durch die Öffnung Osteuropas und die deutsche Vereinigung neu entstandener Arbeitsschwerpunkt in der GRS, standen im Vordergrund des öffentlichen Interesses. Sie ergänzen den von der GRS schon früh eingeschlagenen Weg, die Reaktorsicherheit zu einer internationalen Aufgabe zu machen, um dadurch ein möglichst gleichmäßig hohes Sicherheitsniveau in allen Kernenergieländern zu erreichen.

Veranstaltungen

GRS-Fachgespräch 1990

Mit über 300 Gästen aus dem In- und Ausland war das 14. Fachgespräch wieder gut besucht. Unter dem Generalthema „Reaktorsicherheit — Eine internationale Aufgabe“ stellte die GRS die Aktivitäten im Rahmen ihrer bi- und multilateralen Kooperationen heraus. Es ist erklärte Absicht der GRS, die Partnerschaft mit den westlichen Ländern auch auf die Länder Osteuropas auszudehnen. Dabei standen jetzt Fragen über den aktuellen Sicherheitsstandard der östlichen Reaktoren im Vordergrund. Aber auch grundsätzliche Fragen der Sicherheit sollen verstärkt angegangen werden. Sie betreffen Werkstoff- und Auslegungsfragen sowie Instrumentarien und Methoden, mit denen kerntechnische Anlagen sicherheitstechnisch analysiert und bewertet werden. Unter diesem Aspekt gewannen die Darlegungen des stellvertretenden Direktors des renommierten Moskauer Kurchatov-Instituts, Herrn Prof. Ponomarev-Stepnoj, besondere Bedeutung. Er setzte sich



Professor Ponomarev-Stepnoj (3.v.l.) bei der Pressekonferenz anlässlich des 14. GRS-Fachgesprächs

— nicht nur in der dem Fachgespräch vorausgegangenen Pressekonferenz — leidenschaftlich für eine enge Zusammenarbeit mit dem Westen ein. Er machte deutlich, wo Sicherheitsdefizite in den beiden sowjetischen Reaktorlinien, dem RBMK-Typ und dem WWER-Typ, vorhanden sind und welche Möglichkeiten ergriffen werden, diese zu beseitigen. Dabei sollen probabilistische Methoden helfen, das Sicherheitsniveau der sowjetischen Reaktoren genauer zu bestimmen und dem internationalen Stand anzupassen.

Nachdem die GRS als erstes konkretes Ergebnis bei der Bewertung der sowjetischen Reaktortechnik einen Bericht über die Blöcke 1 – 4 am Standort Greifswald vorlegen konnte, hat sie unmittelbar danach damit begonnen, auch die modernere Variante, Block 5, sicherheitstechnisch zu analysieren. In einem Übersichtsvortrag wurden Stand und Zielsetzung dieser Arbeiten vorgestellt. Die GRS hat damit detaillierte Kenntnisse der sowjetischen Reaktortechnik erworben, die sie in die Lage versetzen, auch den Ländern Osteuropas dabei zu helfen, die Sicherheit ihrer Reaktoren zu verbessern.

Eine in den letzten Jahren zunehmend wichtiger werdende Methode für die Si-

cherheitsbewertung von Kernkraftwerken ist die probabilistische Sicherheitsanalyse. Sie bietet grundsätzlich die Möglichkeit, unterschiedliche Reaktorlinien und -konzepte zu vergleichen. Daß dafür aber noch offene Fragen gelöst werden müssen, zeigte ein Vortrag, der eine amerikanische, eine französische und die GRS-Studie (Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B) gegenüberstellte. Ein Gesichtspunkt ist z. B. die noch nicht ausreichende Transparenz; darüber hinaus erschweren auch die grundsätzlich mit hohen Unsicherheiten behafteten Ergebnisse einen direkten Vergleich.

Einen weiten Blick in die künftige Entwicklung der Reaktortechnik bot der Beitrag, der sich mit den Sicherheitsanforderungen bei neuen Reaktoren befaßte. Nachdem sich die deutsche und französische Industrie dazu entschlossen haben, den Druckwasserreaktor der nächsten Generation gemeinsam zu entwickeln, stellt sich auch für die GRS und ihren französischen Partner IPSN die Aufgabe, Überlegungen hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen anzustellen. Die eingeschlagene Vorgehensweise baut auf den vorhandenen Erfahrungen auf mit dem Ziel, das Sicherheitsnetz so zu stärken, daß die Pla-

nung von anlagenexternen Notfallmaßnahmen vom Grundsatz her entfallen könnte. Von daher wird sich die neue Technik auf der Basis von konkreten Betriebserfahrungen und Forschungsergebnissen evolutionär weiterentwickeln.

Ein besonderer Gesichtspunkt ist dabei auch die Auswertung der Betriebserfahrungen mit ausländischen Anlagen. Hier ist noch eine Fülle von Aufgaben zu lösen, um aus den vielfältigen Einzelergebnissen generelle Trends aufzuspüren, wie es in einem weiteren Übersichtsvortrag erkennbar wurde.

Die Präsentation von aktuellen Arbeitsergebnissen, Trends und jüngsten Entwicklungen, angeboten in einer gesonderten Veranstaltung in Form von Kurzreferaten, kam bei den Gästen besonders gut an. Daher wird dieses Informationsangebot neben den Übersichtsvorträgen ein zweiter Schwerpunkt künftiger Fachgespräche sein.

Das Fachgespräch fand in den Medien wieder eine breite Resonanz. Das zeigte nicht nur die gut besuchte Pressekonferenz, sondern auch eine Vielzahl von Einzelinterviews, Stellungnahmen und Beiträgen in Fachzeitschriften.

9. Deutsches Atomrechtssymposium

Der rechtliche Rahmen des Atomgesetzes wird durch eine Fülle von Verordnungen, Regeln und Richtlinien ausgefüllt. Sie müssen sich den sich ändernden politischen und technischen Randbedingungen anpassen. An der Gestaltung wie auch der laufenden Fortentwicklung von Regeln und Richtlinien hat die GRS seit ihrem Bestehen mitgewirkt. Nun soll das Atomgesetz nach 15jährigem unveränderten Bestand umfassend novelliert werden. Um den Prozeß der Meinungs- und Konsensbildung zu fördern, wurde vom 24. bis 26. Juni 1991 das 9. Deutsche Atomrechtssymposium veranstaltet. Die GRS wurde mit der technischen und organisatorischen Durchführung beauftragt. Unter rege Beteiligung von Politikern, Rechtswissenschaftlern und technischen Experten fand es im Europäischen Patentamt in München statt. Vor der Veranstaltung erläuterte Bundesminister Prof. Töpfer im

Rahmen einer von der GRS vorbereiteten und organisierten Pressekonferenz seine Vorstellungen über die novellierungsbedürftigen Themen und stellte sich anschließend den kritischen Fragen der Journalisten.

Internationale Seminare

Vergleichende PSA

Nach einem ersten Seminar im Moskauer Kurchatov-Institut 1989 trafen sich vom 25. bis 29. Juni 1990 bei der GRS-Köln Experten aus der UdSSR, Frankreich und Deutschland, um Fortschritte beim Projekt „Vergleichende probabilistische Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke Saporošje (WWER-1000), Stendal und Biblis-B“ zu diskutieren. Das Projekt wurde initiiert, um einen intensiven Informationsaustausch über Vorgehensweise und Methodik bei der Durchführung von PSA zu fördern sowie die Systemtechnik und die Sicherheitsphilosophie des jeweiligen Partners kennenzulernen.

IPSN - Infoseminar

In Frankreich werden überwiegend Druckwasserreaktoren der 900- und 1300-MWe-Klasse die zukünftige Stromversorgung des Landes sicherstellen. Probabilistische Sicherheitsuntersuchungen der 900-MWe-Klasse haben unser französischer Partner IPSN, und die der 1300-MWe-Klasse die Electricité de France 1990 abgeschlossen. Im Rahmen eines Info-Seminars am 29. Juni 1990 haben die französischen Fachleute ihre Untersuchungen bei der GRS-Garching präsentiert. Die Veranstaltung wurde von rund 60 Teilnehmern aus dem Kreis der Behörden, Hersteller und Betreiber besucht.

Werkstoff-Festigkeit

Anlaß für die dreitägige Fachdiskussion über „Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel“ vom 3. bis 7. September 1990 bei der GRS-Köln waren jüngste Befunde aus Untersuchungen sowjetischer Reaktoren, die die Konservativität der bisherigen Beurteilungsgrundlagen in Frage

stellten. Unter der fachlichen Leitung der GRS und im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen der Bundesrepublik und der Sowjetunion wurden neuere Erkenntnisse zur Strahlenversprödung von Reaktordruckbehälterwerkstoffen und mögliche Konsequenzen diskutiert. Teilnehmer waren Vertreter von Forschungsinstituten, Betreibern, Herstellern und Überwachungsbehörden aus der UdSSR, Frankreich, den USA, Finnland und Deutschland.

5. Intraval-Workshop

Vom 15. bis 19. 10. 1990 war die GRS-Köln Gastgeber beim 5. Intraval-Workshop. Intraval (**I**nternational **G**eosphere **T**ransport **M**odel **V**alidation) steht für ein internationales Projekt, das sich mit Modellen befaßt, die einen möglichen Transport radioaktiver Stoffe aus einem Endlager in die Geosphäre beschreiben. Ziel ist es, einen länderübergreifenden Konsens über die Validierung der Rechenmodelle zu erzielen, mit denen die Langzeitsicherheit von Endlagern analysiert und bewertet wird.

Die GRS ist eine der 22 Organisationen aus zwölf OECD-Ländern, die als Partner an Intraval beteiligt sind und in Projektteams fachlich zusammenarbeiten. Die Projektkoordinierung liegt beim Swedish Nuclear Power Inspectorate, auf dessen Initiative Intraval vor rund vier Jahren begonnen wurde.

CSNI-Fachseminar

Das Committee on the Safety for Nuclear Installations (CSNI) der OECD veranstaltete vom 26. bis 28. November 1990 in der GRS-Köln ein Fachseminar über den Betrieb und die Zuverlässigkeit von Pumpen. Auf Einladung der GRS diskutierten 40 Experten aus zehn Ländern über diese wichtigen Betriebs- und Sicherheitskomponenten. Den Abschluß bildeten die Besichtigung der Pumpenfabrik KSB und des Kernkraftwerks Philippsburg.

OECD/BMU-Workshop

Vom 27. bis 29. Mai 1991 fand in der GRS-Köln der OECD/BMU-Workshop „Special

Issues of Level 1 PSA" statt. Den 65 Gästen aus 12 Ländern wurden in über 20 Vorträgen neuere Entwicklungen zur probabilistischen Sicherheitsanalyse vorgestellt.

Weitere Fachveranstaltungen

Darüber hinaus hat die GRS folgende Fachveranstaltungen organisiert und fachlich betreut:

IAEO – International Symposium Radiation Protection Infrastructure
München, 7. – 11. 5. 1990

International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants
München, 9. – 13. 7. 1990

German-Japanese PSA-Meeting
(mit Beteiligung französischer Fachleute)
GRS-Garching, 8. – 10. 10. 1990

5th German-Japanese Joint Seminar on Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering
München, 11. – 12. 10. 1990

IAEO – Technical Committee Meeting on Plant Systems
Utilization for Accident Mitigation
München, 26. – 30. 11. 1990

Tagung über Erfahrungsaustausch mit KKW-Betriebspersonal
„Comos User Club“
GRS-Garching, 19. – 20. 12. 1990

Berichte

Viele Arbeiten der GRS finden sowohl in Deutschland als auch international starke Beachtung. Die Tendenz der letzten Jahre zeigt hier eine deutliche Zunahme. Daher hat sich die GRS entschlossen, über ihre Arbeiten nicht nur im Rahmen wissenschaftlicher Tagungen und Seminare zu informieren, sondern diese auch verstärkt in Form von eigenen Berichten zu dokumentieren. Darüber hinaus werden ausgewählte Berichte in einer englischen Version veröffentlicht, um wichtige Ergebnisse der internationalen Öffentlichkeit besser zugänglich zu machen. Nachfolgend sind einige Beispiele aufgeführt:



PSA-Seminar vom 27. bis 29. Mai 1991. V.l.n.r.: M. Herttrich (BMU); U. Hauptmanns, W. Werner, M. Türschmann (GRS)

- Der Bericht „Safety Assessment of the Nuclear Power Plant Greifswald, Units 1 – 4“ (GRS-78) dokumentiert alle Analysen, die die GRS – teils zusammen mit ihrem französischen Partner IPSN und sowjetischen Experten – durchgeführt hat. Er konnte im Februar 1991 veröffentlicht werden. Das Interesse an diesem Bericht war in den westlichen Ländern, wie auch besonders in osteuropäischen Ländern, in denen mit Greifswald typgleiche Reaktoren betrieben werden, sehr hoch.
- Die „Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)“ (GRS-79) wurde zusammen mit der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe erarbeitet und sieben Monate nach Auftragserteilung bereits im März 1991 veröffentlicht. Die große öffentliche Aufmerksamkeit, die dieser Bericht fand, ließ es notwendig erscheinen, nicht nur eine deutsche Kurzfassung der komplexen Materie, sondern auch eine englische zu veröffentlichen. Bundesminister Prof. Töpfer hat die Ergebnisse und seine daraus gezogenen Schlußfolgerungen,

die zu einer vorübergehenden Schließung von Morsleben führten, im Rahmen einer Pressekonferenz in Bonn vorgestellt.

- Die „Transportstudie Konrad: Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad“ (GRS-84) beschreibt und vergleicht die Risiken von Transporten auf Schiene und Straße. Wegen der grundsätzlichen Bedeutung der Analysemethoden wird dieser Bericht auch ins Englische übersetzt, damit er einen leichteren Zugang in die internationale wissenschaftliche Diskussion findet.

In Kapitel 5 findet sich eine geschlossene Darstellung aller GRS-Berichte, die im Berichtszeitraum erschienen sind.

