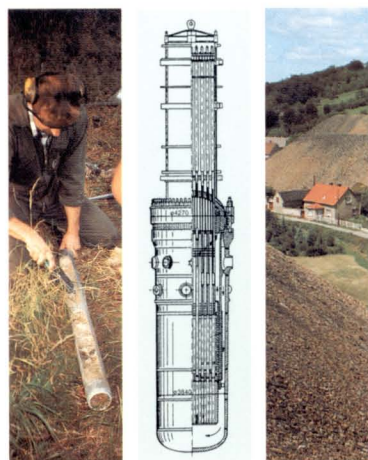




Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

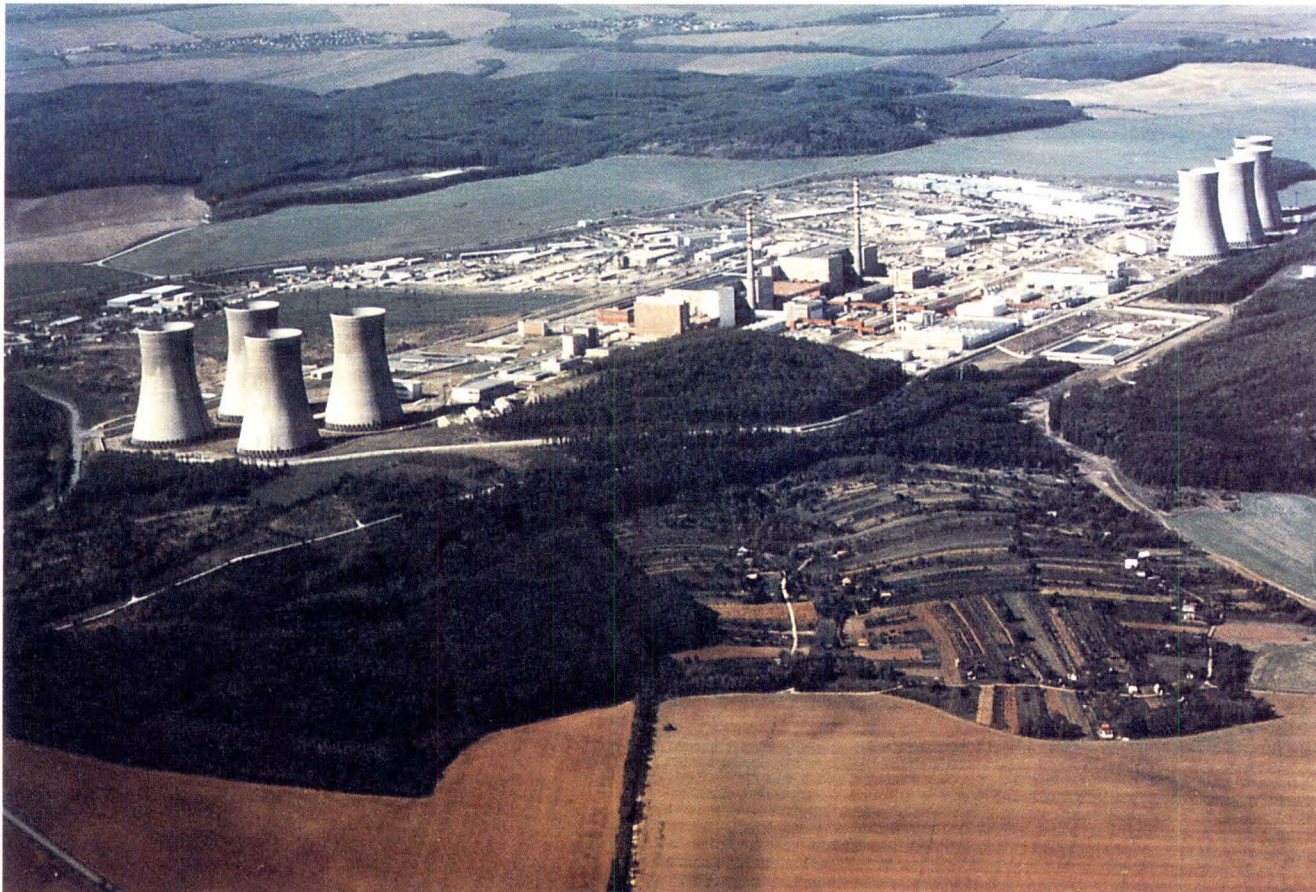
Jahresbericht 1994/95



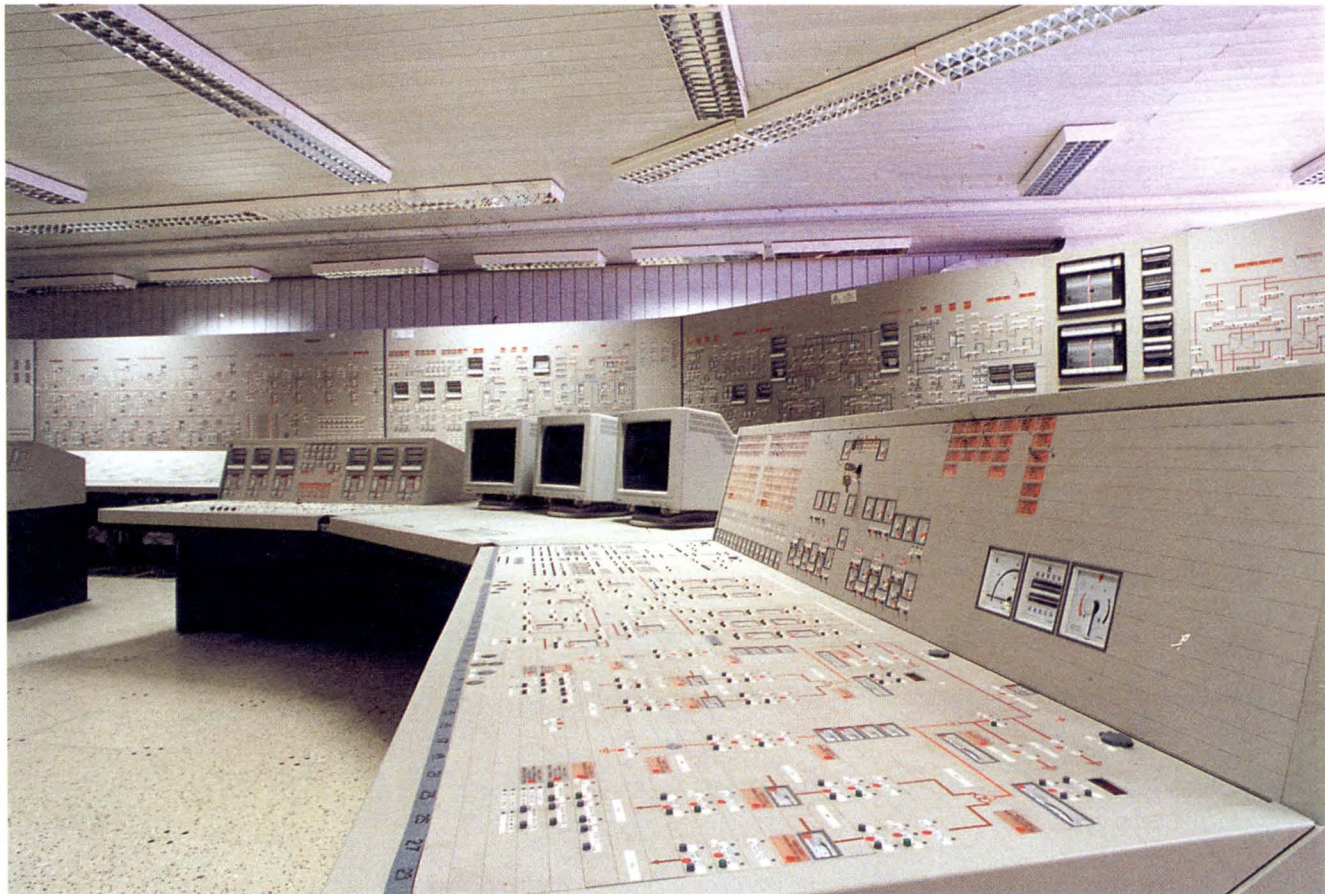


**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Jahresbericht
1994/95



Das Kernkraftwerk Mochovce in der Slowakischen Republik. Vier Reaktoranlagen der russischen Baulinie WWER-440/W-213 befinden sich dort im Bau, von denen die beiden ersten Blöcke von einem internationalen Betreiberkonsortium fertiggestellt werden sollen. Die GRS und ihr französischer Partner IPSN erhielten 1994 vom Kreditgeber den Auftrag, die von der Industrie vorgesehenen sicherheitstechnischen Nachrüstungen zu bewerten und die slowakische Aufsichtsbehörde bei der Bewertung des Vorhabens zu unterstützen.



Die neue Ausrüstung der Blockwarte im Kernkraftwerk Mochovce. Sie ist Bestandteil der Nachrüstmaßnahmen gegenüber der ursprünglichen Anlagenkonzeption und wurde von Siemens/KWU neu installiert. (Fotos: J. Kubiček)

Inhalt

1	Einführung	6
2	Aufgaben und Arbeitsschwerpunkte der GRS	10
3	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung	21
4	Übersicht über GRS-Vorhaben	25
5	Forschungsergebnisse zur Reaktorsicherheit	34
5.1	Gekoppelte Programmsysteme Thermohydraulik – 3D-Neutronenkinetik: ATHLET mit QUABOX/CUBBOX und BIPR-8	37
5.2	Untersuchungen zum Strukturverhalten des durch Kernschmelze belasteten Reaktordruckbehälterbodens der amerikanischen Anlage TMI-2	39
5.3	Sicherheit von Fusionsreaktoren	42
6	Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken	45
6.1	Aufbau der generischen Wissensbasis zum Komponentenverhalten	48
6.2	Generische Auswertung der Betriebserfahrung mit Armaturen	54
6.3	Betriebserfahrung mit Rohrleitungen in Leichtwasserreaktoren	59
7	Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz	64
7.1	WiTraK – Ein PC-gestütztes Modellsystem zur Berechnung von Windfeldern und Schadstoffverteilungen in der Atmosphäre	66
7.2	Untersuchungen an Altlastenstandorten bergbaulicher Hinterlassenschaften	69
7.3	Validierung von Grundwasserströmungs- und Nuklidtransportmodellen für Sicherheitsnachweise bei Endlagern für radioaktive Abfälle: Erfahrungen aus dem INTRAVAL-Projekt	73
7.4	Ein fortgeschrittenes Verfahren zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen	77
7.5	KENOREST, die GRS-Entwicklung zur detaillierten Abbrandrechnung von Hochflußreaktorkernen	79

8	Zusammenarbeit mit Osteuropa	83
8.1	Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit zur Reaktorsicherheit	83
8.2	Bewertung der Maßnahmen zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus im KKW Mochovce	90
8.3	Einschätzung der Integrität von Reaktordruckbehältern in Anlagen mit WWER-440/W-230-Reaktoren	94
8.4	Seminare und Workshops zum Know-how-Transfer	97
8.5	Gemeinsame Büros von GRS, IPSN und RISKAUDIT in Moskau und Kiew	100
9	Forschungsbetreuung	103
10	Geschäftsstellen	107
10.1	Geschäftsstelle TAA/SFK	107
10.2	Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU	108
11	RISKAUDIT	110
12	Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH	114
12.1	Entwicklung der Tätigkeitsfelder	114
12.2	Qualifizierung der digitalen Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS	119
12.3	Qualitätssicherung beim Rechnertausch im KKW Krümmel	123
12.4	Diagnosemethoden für Zwangsumwälzpumpen	126
12.5	Das Abfallfluß-Verfolgungs- und Produktkontrollsystem (AVK)	132
13	Kommunikation	137



Prof. Dr. Dr.-Ing. E. h. Adolf Birkhofer
GRS-Geschäftsführer

Die Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit auf nationaler und internationaler Ebene bleibt eine Herausforderung für die GRS. Immer mehr bestätigt sich, daß die anstehenden Aufgaben länderübergreifend sind und nur im Rahmen einer internationalen Sicherheitspartnerschaft gelöst werden können.

Die GRS hat ihre internationale Zusammenarbeit dazu weiter intensiviert. Die gemeinsamen Projekte mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) führen nicht nur zu einer immer konkreteren Ausgestaltung eines gemeinsamen deutsch-französischen Sicherheitsansatzes, sondern beide Unternehmen auch fachlich immer stärker zusammen. Dies manifestiert sich u.a. in der 1992 gegründeten gemeinsamen Tochtergesellschaft RISKAUDIT. Die Kooperation mit Osteuropa zur Verbesserung der Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart hat sich weiter vertieft. Die beiden GRS-Tochtergesellschaften RISKAUDIT und ISTec sowie unsere Mitwirkung in der europäischen TSO (Technical Safety Organisation Group) haben die Position der GRS als deutscher Partner in der internationalen Sicherheitsdiskussion gefestigt.

Im Inland bleiben die kontinuierliche Auswertung des Betriebsgeschehens der laufenden Kernkraftwerke und die Reaktorsicherheitsforschung wichtige Schwerpunkte. Der wachsenden Bedeutung von Entsorgungsfragen hat die GRS durch Stärkung ihrer wissenschaftlichen Kompetenz auf diesem Gebiet durch die Überleitung des Forschungsteils des Instituts für Tief Lagerung des GSF Forschungszentrums für Umwelt und Gesundheit in Braunschweig Rechnung getragen. Sie ist damit auch auf dem Gebiet der Entsorgung ein international starker Partner.

In der Zusammenarbeit mit westlichen Partnern steht weiterhin die Aufgabe im Vordergrund, mit der nächsten Reaktorgeneration eine neue Qualität der Reaktorsicherheit zu erreichen. Gemeinsam mit IPSN haben wir die grundsätzlichen Anforderungen an solche Anlagen weiter ausgestaltet. Dabei wurden wichtige Etappen auf dem Weg zurückgelegt, die deutsch-französische Entwicklung des European Pressurized Reactor (EPR) in unserem Land nach den strengen neuen Vorgaben des Atomgesetzes genehmigungsfähig zu machen. Diese Arbeiten können wesentliche Grundlage eines künftigen europäischen Sicherheitsansatzes werden.

Die Rechencodes der GRS, die ein wichtiges Instrument für die Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen sind, werden entsprechend den neuesten wissenschaftlichen Erkenntnissen lau-

fend weiterentwickelt. Im Vordergrund steht hier eine bessere Prognose von Abläufen schwerer Stör- und Unfälle mit Blick auf die Weiterentwicklung von Maßnahmen und Prozeduren des anlageninternen Notfallschutzes. Hier kooperiert die GRS ebenfalls intensiv mit ausländischen Partnern. Beispielsweise beteiligt sie sich an der Auswertung der Versuchsreihe, die in Frankreich im Rahmen des von der Europäischen Union mitfinanzierten internationalen Projekts "Phébus FP" durchgeführt wird. Die Ergebnisse geben Aufschluß über physikalische, technische und radiologische Zusammenhänge bei einem Kernschmelzunfall. Dabei kommt auch der in der GRS entwickelte Rechencode ATHLET-CD zum Einsatz.

Im Auftrag des BMBF sind wir dabei, heute verfügbare mechanistische Modelle zu einem modernen Codesystem COCOSYS weiterzuentwickeln, das zur Analyse der bei einem schweren Reaktorunfall im Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren ablaufenden physikalisch-chemischen Prozesse eingesetzt werden soll. Diese Entwicklung ist eine wichtige Grundlage für das deutsch-französische Projekt ASTEC, welches die integrale Simulation von Reaktorsystem und Sicherheitsbehälter bei schweren Unfällen ermöglichen wird. ASTEC wird gemeinsam von GRS und IPSN entwickelt. Im Rahmen dieses Projekts findet eine gegenseitige Abstimmung von Experten statt.

Ein weiteres Beispiel für die Kooperation mit IPSN ist das von der OECD ausgeschriebene „Internationale Standardproblem Nr. 37“, an dem beide Organisationen gemeinsam teilnehmen. Dabei geht es um die Vorausberechnungen eines Experiments zur Thermohydraulik und zum Abbauverhalten hygroskopischer Aerosole in einer Mehrraumgeometrie, die mit dem in der GRS entwickelten Programm FIPLOC durchgeführt wurden.

Die enge Partnerschaft mit IPSN ist Katalysator für die Zusammenarbeit mit technischen Sicherheitsorganisationen weiterer Länder. Im Rahmen der TSOG wurden schon in mehreren gemeinsamen Projekten zur Unterstützung osteuropäischer Sicherheitsbehörden gute Erfahrungen mit solchen Kooperationen gesammelt. Diese sind wichtige Elemente auf dem Weg zu einem europäischen Sicherheitsansatz.

Der Abbau der Sicherheitsdefizite osteuropäischer Kernkraftwerke ist nach wie vor eine wichtige Aufgabe für die GRS. Zwar sind im Rahmen der etwa seit 1990 laufenden nationalen und internationalen Ertüchtigungsprogramme bereits wichtige Verbesserungen erzielt worden. Dennoch wird auch in den nächsten Jahren in Osteuropa noch eine Vielzahl technischer, wissenschaftlicher und administrativer Probleme zu lösen sein.

Pauschale Forderungen an die osteuropäischen Länder haben sich dabei wegen der Vielschichtigkeit der Probleme und der begrenzten Handlungsspielräume als wenig zielführend herausgestellt. Von großem Nutzen waren dagegen fachliche Kooperationen, die gegenseitiges Vertrauen aufgebaut und echte Partnerschaften ermöglicht haben. Dadurch kommen wir Schritt für Schritt zu einem gemeinsamen guten Sicherheitsverständnis, das auch in die Praxis umgesetzt wird.

Die von RISKAUDIT geführten Büros in Moskau und Kiew haben sich in diesen Kooperationen besonders bewährt. Um die Kommunikation mit unseren osteuropäischen Partnern zu erleichtern, hat die GRS ein satellitengestütztes Kommunikationsnetz eingerichtet. Damit ist es möglich geworden, die Zusammenarbeit mit russischen und ukrainischen Fachorganisationen bei gemeinsamen Forschungs- und Entwicklungsprojekten sehr viel intensiver zu gestalten. Besonders vorteilhaft wirkt sich dies bei der gemeinsamen Weiterentwicklung der Rechencodes für die Sicherheitsanalysen von Reaktoren sowjetischer Bauart aus. Die dabei erarbeiteten verbesserten Produkte, die eine realistischere Simulation von Störfällen in Kernkraftwerken sowjetischer Bauart gestalten, finden zunehmend Anwendung, beispielsweise beim Erstellen von Sicherheitsberichten.

Ein wichtiges und gleichzeitig sensibles Projekt der wissenschaftlichen Zusammenarbeit mit Rußland befaßt sich mit dem physischen Schutz von kerntechnischen Einrichtungen und nuklearem Material. Die in den Medien wiederholte und breite Berichterstattung über Nuklearschmuggel ist ein klares Indiz dafür, daß diesem Problem auch in der Öffentlichkeit große Bedeutung beigemessen wird.

Als Folge der militärischen Abrüstungsverhandlungen zwischen Rußland und den USA entstand die Aufgabe, das in Atomwaffen vorhandene spaltbare Material waffenuntauglich zu machen. Hier hat sich die GRS für das Auswärtige Amt an einer deutsch-russischen Machbarkeitsstudie beteiligt, die aufzeigt, daß es technisch möglich ist, russisches Waffenplutonium unter Nutzung deutschen Know-hows in eine waffenuntaugliche Form zu überführen und als Kernbrennstoff in zivilen Kernkraftwerken zu nutzen.

Die Zusammenarbeit mit der Ukraine zur Verbesserung der Reaktorsicherheit in diesem Land hat zu weiteren Fortschritten geführt, beispielsweise im Kernkraftwerk Rovno. Andererseits bestehen weiterhin drängende Probleme, deren Lösung nach wie vor aussteht. Insbesondere sind wichtige, mit dem Unfall in Tschernobyl zusammenhängende Fragen und Probleme weiterhin ungelöst. GRS und IPSN setzen sich zusammen mit ukrainischen, russischen und weißrussischen Institutionen dafür ein, die hierfür notwendigen, derzeit über viele Organisationen verstreuten Kenntnisse zusammenzuführen und weiterzuentwickeln.

Auch die Kooperation mit kleineren kernenergienutzenden Ländern Osteuropas spielt nach wie vor eine wichtige Rolle in der Arbeit der GRS. So wurde beispielsweise Litauen bei der Gewährleistung der Sicherheit des Kernkraftwerks Ignalina unterstützt. Unter anderem wirkt die GRS gemeinsam mit anderen technischen Sicherheitsorganisationen an einem Sicherheitsbericht für dieses Kraftwerk mit.

Im Hinblick auf die für die Kerntechnik und die Reaktorsicherheit immer größere Bedeutung Ostasiens intensiviert die GRS ihre Kooperation mit ihrer japanischen Partnerorganisation Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC). Dies kam auch in einem Vortrag des Präsidenten von NUPEC beim 18. GRS-Fachgespräch in Berlin zum Ausdruck. Gegenstand der Zusammenarbeit, bei der das französische IPSN ebenfalls mitwirkt, ist die Weiterentwicklung von Rechencodes unter Nutzung experimenteller Untersuchungen in den Partnerländern. GRS, IPSN und NUPEC tauschen Ergebnisse experimenteller und analytischer Untersuchungen zur Phänomenologie schwerer Störfälle aus und führen gemeinsame Projekte zu ausgewählten Themen durch.

Im Inland gehört nach wie vor die Auswertung des Betriebs der laufenden Anlagen im Hinblick auf sicherheitsrelevante Erkenntnisse zu unseren Hauptaufgaben. Die GRS verfährt dabei nach dem Grundsatz, daß sich diese Auswertung nicht auf eine formale Regelüberprüfung beschränken darf, sondern eine intensive inhaltliche Auseinandersetzung einschließen muß, die sich am aktuellen internationalen Stand des technisch-wissenschaftlichen Wissens der maßgeblichen Fachdisziplinen orientiert. Eine wichtige Aufgabe liegt dabei immer wieder in der Integration verschiedener Wissensbereiche, wie sie bei vielen Bewertungen, beispielsweise der Spröbruchsicherheit von Reaktordruckbehältern oder zum Brandschutz, notwendig ist. Hier finden in der Forschungstätigkeit der GRS erworbene Kenntnisse, etwa zu Werkstoffen, Thermohydraulik oder Bautechnik, ihre unmittelbare Nutzung für wissenschaftliche fundierte Gesamtaussagen.

Die GRS hat auch wieder Projekte zur nichtnuklearen Sicherheit durchgeführt und neue in Angriff genommen. Unter ihrer Federführung laufen zur Zeit beispielsweise Untersuchungen zur Langzeitsicherheit der Untertagedeponierung chemisch-toxischer Abfälle. An diesem vom Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) geförderten Projekt mit einer Laufzeit von vier Jahren beteiligen sich die Ruhrkohle AG, die Deutsche Montan Technologie sowie die Universitäten Bochum und Bonn.

Am 1. Juli 1995 hat die GRS nach einer Ressortabsprache zwischen BMU und BMBF und Zustimmung der Aufsichtsgremien den Forschungsbereich des Instituts für Tieflagerung des GSF Forschungszentrums für Umwelt und Gesundheit übernommen. Bei einer Festveranstaltung in der Großen Dornse in Braunschweig fand dieses Ereignis einen würdigen Rahmen. Mit den neuen 69 Mitarbeitern hat die GRS ihre Kompetenz auf dem Gebiet der langfristigen und sicheren Endlagerung gefährlicher Abfälle

erheblich gestärkt und verfügt nun in Braunschweig neben Köln, Garching und Berlin über einen vierten Betriebsstandort. Der neue GRS-Bereich, der mit zwei Labors für Geotechnik und Geochemie ausgestattet ist, steht jetzt vor der Herausforderung, die dort bisher institutionell geförderten Arbeiten in den nächsten Jahren auf eine, wie in der GRS üblich, projektfinanzierte Basis zu stellen.

Der Zuwachs in Braunschweig fiel in die Zeit der Vorbereitung einer Neuorganisation. Schlankere innerbetriebliche Arbeitsabläufe werden die GRS künftig in die Lage versetzen, flexibler auf Anforderungen zu reagieren. Die Anpassung unserer Organisationsstruktur an sich verändernde Anforderungen bleibt auch künftig ein wichtiges Ziel, um die für eine qualifizierte Lösung aktueller Sicherheitsfragen notwendige Kompetenz und Flexibilität zu sichern.



A. Birkhofer
Dezember 1995

2 Aufgaben und Arbeitsschwerpunkte der GRS

Mit den steigenden Ansprüchen an technische Sicherheit und Umweltschutz sowie mit dem auf vielen Gebieten stattfindenden technologischen Wandel entwickeln sich auch die Aufgaben der Reaktorsicherheit weiter. Dabei waren die letzten Jahre, nicht zuletzt unter dem Einfluß des Unfalls in Tschernobyl, durch sehr kontroverse Meinungen zur Kernenergie und durch eine zunehmende Internationalisierung der Diskussion um Reaktorsicherheit geprägt. Reaktorsicherheitsprobleme sind heute globale Fragen geworden, die eines globalen Herangehens bedürfen. Die nukleare Sicherheitskonvention hat dieser Entwicklung inzwischen auch einen formalen Rahmen gegeben und sie für eine breite Öffentlichkeit sichtbar gemacht.

All dies hat die Tätigkeit und das Selbstverständnis der GRS erheblich beeinflußt. Die hohen Ansprüche an Reaktorsicherheit verlangen die Erschließung immer neuer Grenzbereiche des technisch-wissenschaftlichen Wissens. Die kontroverse Kernenergie Diskussion erfordert fachlich abgesicherte Bewertungen mit Blick für das Wesentliche als Grundlagen für Entscheidungen. Gleichzeitig ergibt sich aus dem Zusammenwachsen Europas die Notwendigkeit zur verstärkten Kooperation mit den französischen und anderen westeuropäischen Partnern sowie zur Intensivierung der gemeinsam in die Wege geleiteten Zusammenarbeit mit Osteuropa.

Die Sicherheit heute betriebener Kernkraftwerke

Dabei geht es heute in Deutschland wie in den meisten westlichen Ländern in erster Linie um die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Hier stellen sich zwei grundsätzliche Aufgaben:

- Zum einen müssen bei zunehmender Betriebsdauer der Anlagen möglicherweise auftretende Schwachstellen frühzeitig erkannt und gegebenenfalls beseitigt werden.
- Zum anderen sind Sicherheitstechnik und Betriebsführung mit dem fortschreitenden Stand von Technik und Wissenschaft weiter zu verbessern, soweit dies sinnvoll ist.

Bei der Lösung beider Aufgaben ergibt sich aus der Natur des Gefährdungspotentials der Kernkraftwerke die Notwendigkeit, bereits sehr weit im Vorfeld echter Gefährdungen tätig zu werden. Dies gilt sowohl für die Auswertung von Betriebserfahrungen als auch für die Analyse von Phänomenen und Ereignisabläufen. Hier sind Forschungsarbeiten, Computersimulationen und vertiefte Auswertungen betrieblicher Vorkommnisse erforderlich.

Auswertungen und Bewertungen von Betriebserfahrungen

Wegen der kontinuierlichen Verbesserung der Technik sind Vorkommnisse, die für das verbleibende Risiko heutiger Kernkraftwerke relevant sind, zunehmend seltener und unspektakulärer. So

ist die mittlere Zahl der pro Anlage gemeldeten Vorkommnisse seit Mitte der 80er Jahre um rund die Hälfte zurückgegangen. Bild 2.1 zeigt, daß dies vor allem auf die Abnahme solcher Fehler zurückzuführen ist, die lediglich die Funktion einer einzelnen Komponente beeinträchtigen. Besonders stark hat dabei die Häufigkeit sicherheitsrelevanter Einzelfehler abgenommen. Dies spricht für die Verstärkung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts. Die Häufigkeit von Vorkommnissen, bei denen gleichzeitig mehrere Komponenten oder Barrierenfunktionen betroffen waren, nahmen zwar ebenfalls ab. Ihr relativer Anteil an allen Vorkommnissen ist jedoch gestiegen.

Zu den Ausfallarten, die hier von besonderer Bedeutung sind, gehören Fehler aufgrund gemeinsamer Ursache – häufig auch als Common-Cause-Ausfälle bezeichnet –, auf die später nochmals eingegangen wird.

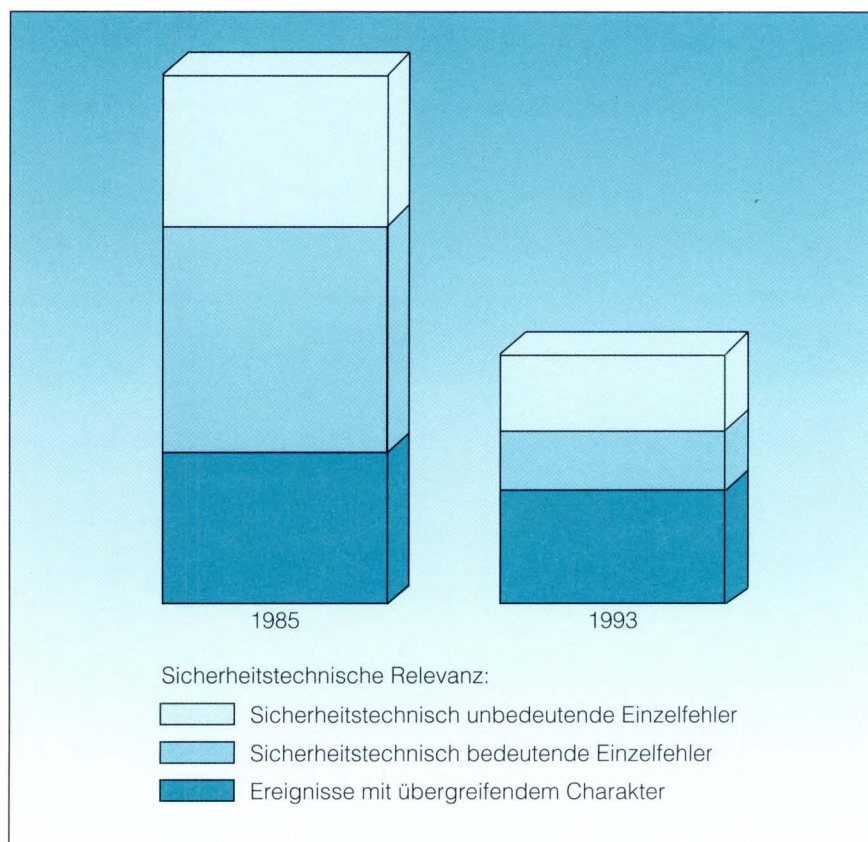


Bild 2.1: Schwerpunktverlagerung bei den gemeldeten Ereignissen

Voll ausgebildete Common-Cause-Ausfälle treten praktisch niemals auf, wohl aber Effekte, die einen solchen Ausfall unter Umständen bewirken könnten. Wegen der gravierenden möglichen Folgen eines vollausgebildeten Common-Cause-Versagens ist ein frühzeitiges Aufspüren von Effekten, die solche Ausfälle verursachen könnten, von großer Bedeutung. Dabei geht es allerdings häufig um Effekte, deren Relevanz und Übertragbarkeit im Einzelfall nicht ohne weiteres erkennbar ist. Dies liegt daran, daß der Zusammenhang zwischen dem beobachtbaren Effekt und den für potentielle Common-Cause-Ausfälle maßgeblichen primären Ursachen zunächst meist unbekannt ist und zudem sehr komplex sein kann. Er läßt sich häufig nur durch sehr umfangreiche Untersuchungen auffinden. So wurde beispielsweise die primäre Ursache für ein mehrfach in in- und ausländischen Anlagen aufgetretenes Verbacken von Sitz und Kegel federbelasteter Sicherheitsventile erst nach sehr eingehenden Untersuchungen und Experimenten gefunden. Dabei zeigte sich auch, daß ursprüngliche Annahmen

über die primären Ursachen nicht zutrafen. Um Möglichkeiten übergreifender Ausfälle nicht erst nach Auftreten mehrerer Fälle, sondern möglichst weit im Vorfeld zu erkennen, sind auch bei vergleichsweise unscheinbaren Vorkommnissen umfassende Untersuchungen notwendig. Ein wichtiges Tätigkeitsfeld der GRS setzt hier an. Mit sogenannten generischen Untersuchungen werden die bekanntgewordenen Betriebserfahrungen von vornherein wesentlich stärker auf Kausalzusammenhänge untersucht. Dazu wird neben einer intensiveren Auswertung der Erfahrungen aus anderen, auch ausländischen Anlagen, sowie einer aufwendigen Ursachenforschung auch eine umfassende Bewertung der Übertragbarkeit durchgeführt.

Technologiewandel als Herausforderung

Während der mehrere Jahrzehnte währenden Betriebsdauer eines Kern-

kraftwerks wandeln sich sowohl einige der in diesen Anlagen eingesetzten Basistechnologien als auch viele speziell für die Sicherheit eingesetzten Methoden und Konzepte.

Ein Beispiel von besonderer aktueller Bedeutung ist die Ablösung der Analog- durch die Digitaltechnik. Ersatzbeschaffungen in Analogtechnik werden immer schwieriger, immer weniger Personal mit einschlägiger Ausbildung steht zur Verfügung. Der Umbruch ist letztlich unvermeidlich. Darüber hinaus bietet die inzwischen verfügbare rechnergestützte Leittechnik bei der Lösung von Sicherheitsaufgaben auch grundsätzliche Vorteile. Wie Tabelle 2.1 zeigt, sind derartige Systeme im Ausland inzwischen schon relativ weit verbreitet. Sie werden auch zunehmend bei Nachrüstungen von Kernkraftwerken im westlichen und östlichen Ausland eingesetzt. In Deutschland ist der Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik dagegen bisher nur in Teilbereichen in der Diskussion, etwa bei der Stabsteuerung sowie der Zustands- und Schutzbegrenzung. Wenn dieser Rückstand nicht aufgeholt wird, wird er längerfristig nicht nur zu einem Wettbewerbsnachteil der deutschen kerntechnischen Industrie, sondern auch zu sicherheitstechnischen Nachteilen in den deutschen Anlagen führen.

Dabei steht außer Frage, daß der Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken auch eine intensive Auseinandersetzung mit möglichen nachteiligen Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit entsprechender Sicherheitsfunktionen erfordert. Wichtige Fragestellungen ergeben sich dabei zum Beispiel beim Nachweis einer hinreichenden Fehlerfreiheit von Software, besonders wenn diese im Reaktorschutz zum Einsatz kommt. Auch mögliche Wechselwirkungen der Software mit der jeweiligen Hardware spielt eine wichtige Rolle, zumal Hardware einem sehr schnellen Wandel unterworfen ist. Dies ist ein Aufgabenbereich, dem sich auch die GRS über ihre Tochter ISTec widmet, beispielsweise durch Entwicklung geeigneter Qualifizierungsverfahren, entwicklungsbegleitende Gutachten und Typprüfung von

Kernkraftwerk	Blöcke	Land	Sicherheitsrelevante Systeme	Jahr
CANDU 600	4	CDN	wesentliche Teile der RESA-Logik	ab 1984
Dungeness B	2	GB	Reaktorschutz	1982
1300-MWe-Serie	20	F	Reaktorschutz (SPIN 1) und weitere Funktionen	ab 1984
Vogtle	2	USA	Anlagen-Sicherheitsüberwachung	1987/89
Big Rock Point	1	USA	Neutronenfluß-Meßsystem	1989
Haddem Neck	1	USA	Reaktorschutz	1990
Darlington	4	CDN	Reaktor-Abschaltsystem	ab 1990
Sequoyah	2	USA	Signalaufbereitung im Reaktorschutz	1990
San Onofre	2	USA	Kernschutzrechner	1990
Hinkley Point B	2	GB	RESA-Kriterium „Kühlgas-Aktivität“ (ASIC)	1991
Turkey Point	2	USA	Dieselschaltung und Widerstandsthermometer-Bypass	1991
Zion	2	USA	Signalaufbereitung im Reaktorschutz	1992
Chooz B	1	F	Reaktorschutz (SPIN 2) und weitere	

Tabelle 2.1: Weltweiter Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik

Softwaremodulen. Bei aller gebührender Vorsicht sollte Sicherheitsdenken jedoch nicht auf mögliche Nachteile beschränkt sein. Maßgeblich für den erreichbaren Sicherheitsgewinn ist der Gesamtzusammenhang von Vor- und Nachteilen. Nur durch zielgerichtete Technikentwicklung wird die von Deutschland gelieferte Technik auch langfristig dem hohen deutschen Sicherheitsanspruch gerecht werden können.

Weiterentwicklung der Sicherheitsmaßstäbe

Die kontinuierliche Entwicklung der Sicherheitstechnik und die Veränderungen der Anlagen während ihres langjährigen Betriebs machen eine Weiterentwicklung der Sicherheitsmaßstäbe erforderlich. Einerseits sind hier die wachsenden Sicherheitsanforderungen zu konkretisieren, andererseits ist es notwendig, die Angemessenheit und Ausgewogenheit der Vorkehrungen zur Gewährleistung der Reaktorsicherheit in gewissen Abständen zu überprüfen.

Angesichts des schon sehr hohen Sicherheitsniveaus steht bei der Fortentwicklung von Sicherheitsanforderungen nicht die Frage des Möglichen sondern die des Sinnvollen im Vordergrund.

Was die bei der Überprüfung laufender Anlagen gestellte Frage „Wie sicher ist sicher genug?“ betrifft, so können sinnvolle Einschätzungen meist nicht durch einen formalen Vergleich mit detaillierten Regelwerken erreicht werden. Regelwerke sind ja teilweise auch technische Spezifikationen, die ein bestimmtes Systemkonzept in einem Detaillierungsgrad umschreiben, der sicherheitstechnisch nicht notwendig ist. Allein aus der Tatsache, daß eine (ältere) Anlage nicht nach den aktuellen Regeln gebaut wurde, kann daher noch nicht auf Sicherheitsdefizite geschlossen werden.

Wiederkehrende Sicherheitsüberprüfungen müssen sich daher an übergeordneten, grundsätzlichen Schutzziele und for-

schungsbasiertem Wissen orientieren. Dies schlägt sich in einer wachsenden Bedeutung moderner Werkzeuge wie besonders qualifizierte Simulationsprogramme, Trendauswertungen von Betriebserfahrungen und probabilistischer Verfahren nieder. Die GRS berät hier den BMU, wie ein geeigneter Rahmen für solche Sicherheitseinschätzungen ausgestaltet werden kann und welche Kriterien und Verfahren dabei einzusetzen sind.

Aufgaben in der Sicherheitsforschung

Reaktorsicherheitsforschung liefert die wissenschaftliche Grundlage der Sicherheitsvorsorge. Sie muß dazu ein sehr breites Spektrum sicherheitsrelevanter Fragen angehen und im Sinne einer staatlichen Vorsorge unabhängig von den auf konkrete Projekte zielenden Industrieinteressen wahrgenommen werden.

Reaktorsicherheitsforschung umfaßt neben Experimenten auch die Entwicklung und Verifikation von Methoden und Verfahren, welche die Analyse sicherheitstechnischer Fragestellungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ermöglichen. Je weiter die Sicherheitsvorsorge ins Vorfeld von Gefährdungen rückt, desto weiter muß auch die Sicherheitsforschung in den Grenzbereich unseres Wissens

über sicherheitsrelevante Effekte und Vorgänge vordringen.

Wesentlich für die Tätigkeit der GRS ist, daß sie nicht nur in der Forschung sondern auch in Aufsicht und Genehmigung eine wichtige Rolle spielt. Dadurch können die Forschungsergebnisse unmittelbar umgesetzt werden.

Die Bedeutung realistischer Ansätze

Konservatives Vorgehen ist eine wesentlich Grundlage bewährter Sicherheitskonzepte kerntechnischer Einrichtungen. Allerdings gibt es viele Beispiele dafür, daß eine als abdeckend empfundene Betrachtungsweise relevante Sicherheitsfragen verdecken kann. Darüber hinaus führen solche Betrachtungsweisen nicht unbedingt zu einer optimalen Fortentwicklung des Sicherheitsniveaus, wenn sie über lange Zeit im Sinne unumstößlicher Gesetzmäßigkeiten festgeschrieben werden. Dies soll am Beispiel des Unfalls im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI), Harrisburg, erläutert werden.

Die Untersuchungen des Druckgefäßes im Unfallreaktor von TMI endeten mit dem für viele erstaunlichen Ergebnis, daß die Kernschmelze die Wand des Druckgefäßes praktisch unversehrt gelassen hatte, obwohl die Analysen ein Durchschmelzen der Gefäßwand voraussagten. Neuere Un-

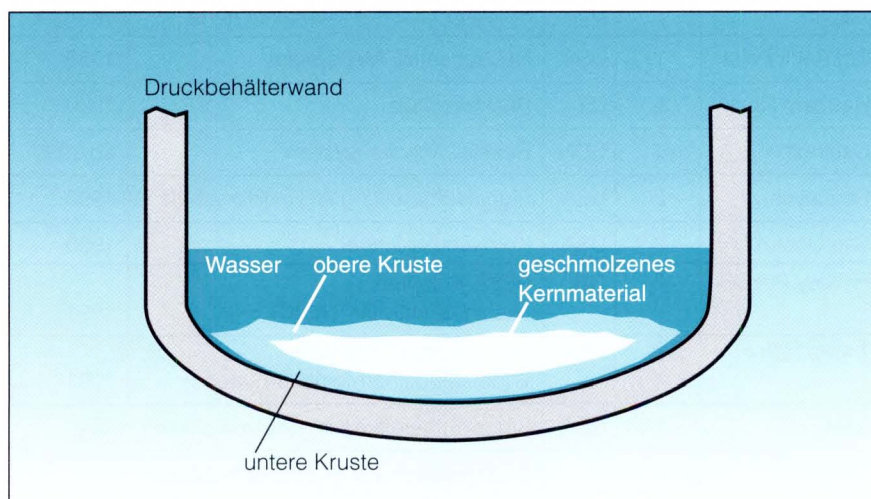


Bild 2.2: Nachwärmeabfuhr des geschmolzenen Kerns im Druckbehälter von TMI-2

tersuchungen der Verhältnisse im unteren Plenum, die auch durch die GRS durchgeführt wurden, haben gezeigt, daß dieser Umstand auf bisher nicht berücksichtigte Phänomene zurückzuführen ist. Ein mögliches Modell ist, daß die verkrustete Schmelze von einem Wasserfilm unterspült wurde, der dann durch Verdampfung die im geschmolzenen Kern erzeugte Wärme binden konnte, weshalb die Temperaturen der Behälterwand vergleichsweise niedrig blieben (Bild 2.2). Ohne reale Erfahrung hätte völlig auf pessimistische Annahmen trainiertes Sicherheitsdenken eine solche Modellvorstellung wohl als abwegige Spekulation ausgeschlossen.

Hier wird das doppelte Gesicht der Konservativität erkennbar. Da Konservativität Wissensunsicherheiten in pessimistische Annahmen umsetzt, liegen die Ergebnisse zwar im Einzelfall auf der sicheren Seite. Andererseits werden jedoch die im Unsicherheitsbereich liegenden günstigen Varianten und die damit zusammenhängenden Verbesserungsmöglichkeiten der Anlagentechnik eliminiert. In der Konsequenz führt dies dazu, daß das Potential der Technik nicht wirklich ausgeschöpft wird.

Internationale Forschungskooperation

Internationale Kooperation ist seit langem ein wesentliches Element der Reaktorsicherheitsforschung. Sie hat erheblich zur Verbreiterung der Wissensbasis und zu einer effektiven Nutzung von Ressourcen beigetragen. Darüber hinaus hat sie in der Vergangenheit auch die Entwicklung gemeinsamer Sichtweisen zu wesentlichen Fragestellungen gefördert. Nicht zuletzt ist internationale Zusammenarbeit auch ein wichtiges Element der Qualitätsgewährleistung in der Sicherheitsvorsorge. Diese Elemente sind auch heute noch wesentliche Motive für eine internationale Forschungskooperation. Allerdings haben sich die Schwerpunkte dabei in den letzten Jahren verschoben, was die Inhalte und die Kooperationspartner betrifft.

Internationale Kooperation zur Qualitätsgewährleistung

Computersimulationen haben für die Reaktorsicherheit eine besondere Bedeutung, da die komplexen Zusammenhänge und Phänomene bei Störfällen praktisch nie im vollen Maßstab experimentell untersucht werden können. Daher sind leistungsfähige Simulationsverfahren und

deren systematische Verifikation anhand eines umfassenden Spektrums verschiedenartiger und unterschiedlich skalierteter Experimente von großer Bedeutung.

Hier liegt seit langem ein Schwerpunkt der GRS-Tätigkeit. Grundlage dieser Arbeiten sind international abgestimmte Verifikationsmatrizen. Eine wesentliche Rolle spielen dabei „internationale Standardprobleme“, bei denen Institutionen mehrerer Länder mit unterschiedlichen Rechenprogrammen „blinde“ Vorausrechnungen von Experimenten durchführen, also den Ablauf ohne Vorkenntnis der Ergebnisse simulieren. Besonders in den heutigen Grenzbereichen des Wissens, also vor allem bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, sind solche Arbeiten nach wie vor sehr wichtig.

Ein Beispiel hierfür ist das Standardproblem zu einem Experiment an der Versuchsanlage CORA im Forschungszentrum Karlsruhe, bei dem die Stoffreaktionen eines hoch aufgeheizten WWER-Brennelements untersucht wurden. An diesem Standardproblem nahmen 17 Institutionen aus neun Ländern mit sechs Rechenprogrammen teil. Der in Bild 2.3 dargestellte schraffierte Bereich zeigt die gesamte Bandbreite der Ergebnisse. Dazu gehören auch Ergebnisse mit grob inkonsistenten Annahmen, die eindeutig auf mangelnde Erfahrung der Anwender oder unzureichende Auseinandersetzung mit der Problemstellung zurückzuführen sind. Dies äußert sich beispielsweise darin, daß grundlegende Bilanzierungen nicht korrekt vorgenommen wurden. Wirklich gute Ergebnisse werden nur von wenigen, besonders qualifizierten Institutionen erreicht, die hervorragende Kenntnisse der einzusetzenden Methoden sowie der Versuchsanlagen besitzen.

Die Ergebnisse solcher Rechnungen zeigen die Bedeutung einer Qualitätssicherung, die gewährleistet, daß Entscheidungen auf das beste verfügbare Wissen gestützt werden. Die GRS stellt sich daher in der Forschungskooperation seit vielen Jahren einer internationalen Konkurrenz von Institutionen und Analysewerkzeugen,

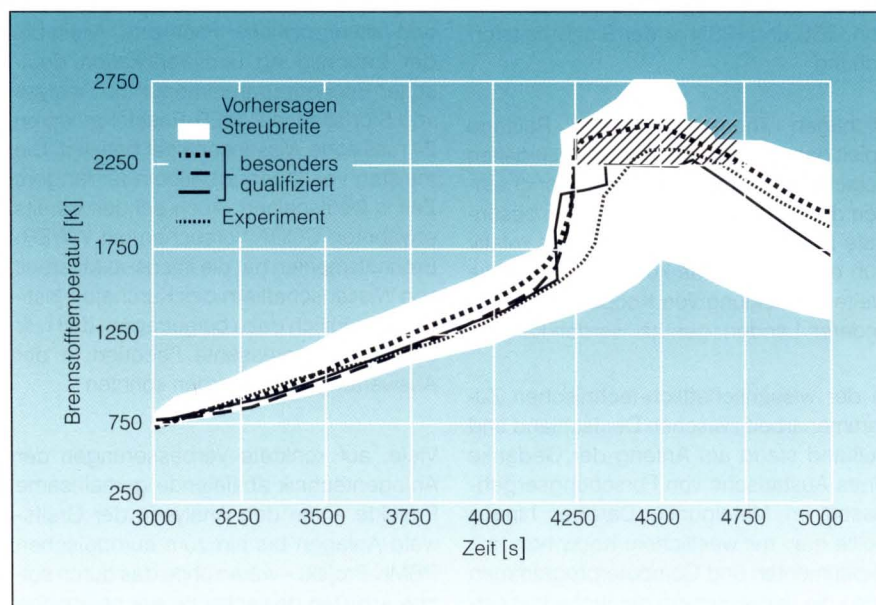


Bild 2.3: Blinde Vorausrechnungen des internationalen Standardproblems Nr. 36 an der CORA-Versuchsanlage im Forschungszentrum Karlsruhe

die sie dazu zwingt, immer an vorderster wissenschaftlicher Front zu stehen.

- Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN

Die Zusammenarbeit mit Frankreich, unserem unmittelbaren Nachbarn und dem westeuropäischen Land mit dem größten Kernenergieprogramm, hat sich in den letzten Jahren zunehmend intensiviert. Dies ist auch deshalb von großer Bedeutung, weil hier die Chance besteht, gemeinsam einer dem Sicherheitsgedanken verpflichteten Weiterentwicklung der Reaktortechnik international noch mehr Gewicht zu verschaffen.

Die Kooperation der GRS mit ihrem französischen Partner IPSN spielt dabei eine wichtige Rolle. Von großer Bedeutung ist, daß es auf vielen Gebieten zu konkreten gemeinsamen Projekte gekommen ist, wie beispielsweise die Arbeiten zum Sicherheitskonzept für neue Reaktoren, die Analysen der WWER-Kernkraftwerke in Greifswald, die Arbeiten zum Kernkraftwerk Mochovce und das gemeinsame Engagement in Osteuropa.

Auch in der Forschung entwickelt sich eine immer engere Zusammenarbeit (Bild 2.4). Sie begann vor einigen Jahren im Rahmen der zwischen CEA und BMFT geschlossenen Verträge mit einem Austausch von Informationen und Methoden. Später wurden dann einzelne deutsche und französische Rechencodes miteinander gekoppelt und gemeinsam einige Modelle und Methoden entwickelt. Mit der Entwicklung eines schnellaufenden Rechencodes zur Simulation der Phänomene, die für unfallbedingte Freisetzungen aus dem Sicherheitsbehälter relevant sind, erhält die Zusammenarbeit nun eine neue Qualität. GRS und IPSN kommen damit zum ersten Mal zu einer gemeinsamen arbeitsteiligen Durchführung größerer Forschungsarbeiten in der Reaktorsicherheit.

- Zusammenarbeit mit Rußland

Mit der Öffnung Osteuropas ist Forschungsk Kooperation mit den Ländern, die dort Kernkraftwerke betreiben, zu einem

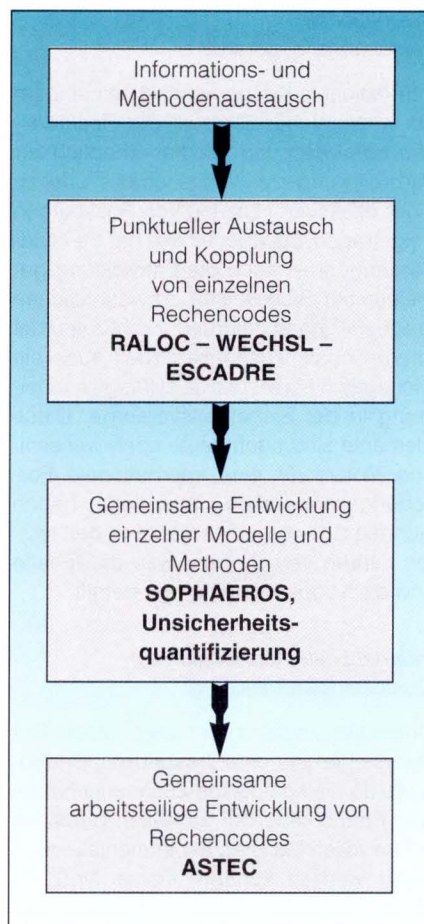


Bild 2.4: Entwicklung der Zusammenarbeit von GRS und IPSN in der Sicherheitsforschung

wichtigen Thema geworden. Rußland spielt dabei wegen der dort angesiedelten Forschungs- und Entwicklungseinrichtungen der früheren Sowjetunion eine besondere Rolle. Hier konnte sich vieles relativ früh entwickeln, was künftig auch für die Weiterentwicklung von Kooperationen mit anderen Ländern genutzt werden kann.

In der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen Deutschland und Rußland stand am Anfang der Gedanke eines Austauschs von Forschungsergebnissen im Mittelpunkt. Darüber hinaus wollte man mit westlichem Know-how, mit Experimenten und Computerprogrammen auch die Verbesserung der Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke fördern. Dabei zeigte sich rasch die Bedeutung einer

intensiven Zusammenarbeit. Zu den ersten von der GRS in dieser Richtung unternommenen Schritten gehörte die Anpassung und Qualifizierung deutscher Analysewerkzeuge für Untersuchungen von Kernkraftwerken sowjetischer Bauart. Zu diesen Werkzeugen zählt unter anderem der in der GRS entwickelte Thermohydraulikcode ATHLET. In einem gemeinsam mit dem Kurchatov-Institut unternommenen weiteren Schritt wurde ATHLET mit dem in Rußland entwickelten Neutronenkinetikprogramm BIPR8 gekoppelt, mit dem das dynamische Verhalten eines WWER-Kerns dreidimensional simuliert werden kann. Das Ergebnis hat gezeigt, daß die Verbindung der Stärken der beiden Partner GRS und Kurchatov-Institut in kurzer Zeit zu großen Fortschritten führen kann.

Auch hat sich gezeigt, daß die Einbeziehung der russischen Industrie für den Erfolg und die Umsetzung solcher Arbeiten wichtig ist. Daher ist es von erheblicher Bedeutung, daß bei Entwicklungsarbeiten zu WWER-Anlagen eine gute Zusammenarbeit mit Gidropress, bei RBMK-Anlagen mit NIKIET besteht.

Nicht unterschätzt werden sollte die Bedeutung des durch solche Kooperationen möglichen täglichen Miteinanders west- und osteuropäischer Fachleute. Allein bei der Ertüchtigung und Verifikation deutscher Rechenprogramme für die Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren waren 24 russische Wissenschaftler beteiligt. Die meisten von ihnen arbeiteten für längere Zeit in Deutschland. Auch bei den bereits erwähnten CORA-Versuchen mit WWER-Brennelementen hat die intensive Mitarbeit von Wissenschaftlern des Kurchatov-Instituts wesentlich dazu beigetragen, daß hier sehr viele interessante Facetten in der Auswertung erfaßt werden konnten.

Viele, auf konkrete Verbesserungen der Anlagentechnik abzielende gemeinsame Projekte – von den Analysen der Greifswald-Anlagen bis hin zum europäischen RBMK-Projekt – wären ohne das durch solche Arbeiten gewachsene wechselseitige Verständnis kaum zustande gekommen. Der Nutzen gemeinschaftlicher Aktivitäten

dürfte sich in Zukunft aber wohl noch stärker zeigen.

Gerade die Kooperation mit Rußland hat ergeben, daß dieser Nutzen durchaus auch auf hiesiger Seite liegen kann. In diesem Zusammenhang sei an das RASPLAV-Projekt erinnert. Lange Zeit ließen sich fast alle Länder, wie erwähnt, in der Frage der Abmilderung schwerer Kernschmelzunfälle von der Vorstellung leiten, daß ein Durchschmelzen des Druckgefäßes letztlich unvermeidbar sei. Die intensiven Diskussionen zwischen Rußland und den USA, die dann später zu dem von 15 Ländern gemeinschaftlich unternommenen OECD-Projekt RASPLAV führten, haben hier zu einer Veränderung beigetragen. So setzt man sich heute intensiver mit den Möglichkeiten auseinander, einen geschmolzenen Reaktorkern im Druckgefäß zu halten.

Forschung als Bewertungsbasis

Sicherheitsbewertungen beruhen zu einem erheblichen Teil auf der Einschätzung von Phänomenen, die noch nie aufgetreten sind und aller Voraussicht nach auch niemals auftreten werden. Aus diesem Grund ist ein ausreichender Vorlauf in der Forschung für viele Sicherheitsbewertungen unentbehrlich. Dies hat sich in letzten Jahren auch bei der Tätigkeit der GRS immer wieder bestätigt, besonders dann, wenn kurzfristig zu Sicherheitsfragen Stellung zu nehmen war.

Ein Beispiel hierfür ist Beurteilung der Sprödbruchsicherheit von Reaktordruckbehältern, insbesondere von osteuropäischen Kernkraftwerken. Hier konnte die GRS verschiedene Bewertungen auf ihre langjährige Erfahrung aus der Erprobung von Analysemethoden und Rechenmodellen sowie der Voraus- und Nachanalysen von Experimenten stützen, wie sie beispielsweise an Versuchsanlagen wie dem HDR und der UPTF sowie an ausländischen Versuchsständen durchgeführt wurden. Auch bei der Nachbewertung der Erdbebenstandfestigkeiten älterer Anlagen, wie Biblis und Brunsbüttel, waren Forschungsarbeiten, wie beispielsweise

Versuche am HDR und Auswertungen von Erdbebenfolgen, eine wichtige Grundlage.

Forschung für den anlageninternen Notfallschutz

Anlageninterner Notfallschutz ist ein wichtiges Hilfsmittel, das Unfallrisiko der heute betriebenen Kernkraftwerke weiter zu senken. Da es um äußerst unwahrscheinliche Extremsituationen geht, ist auch hier wieder die Computersimulation von grundlegender Bedeutung für das Verständnis solcher Ereignisse und die Vorbereitung von Gegenmaßnahmen.

Hier liegt seit vielen Jahren ein wichtiges Tätigkeitsfeld der GRS. Zunächst stand dabei die Untersuchung des Verhaltens des Reaktorsystems bei auslegungsüberschreitenden Störfällen und die Ermittlung sinnvoller Notfallmaßnahmen zur Verhütung von Kernschmelzen im Vordergrund. Nachdem hier die wichtigsten Konzepte implementiert wurden, erlangt die Qualifizierung von Trainings-simulatoren für solche Anlagenzustände mit Hilfe detaillierter, umfassend verifizierter Rechenmodelle zunehmend Bedeutung. Bei einer von der GRS in Zusammenarbeit mit dem Gemeinschaftskraftwerk Neckar (GKN) durchgeführten Analyse hat sich beispielsweise gezeigt, daß die Einsatzgrenzen heutiger Trainingssimulatoren bei derartigen Ereignissen teilweise überschritten werden. Daraus ergeben sich neue Anforderungen an die nächste Generation solcher Geräte.

Die in den kommenden Jahren zu erwartende Entwicklung der Rechner- und Simulationstechnik bietet aber immer bessere Möglichkeiten, umfassend verifizierte Rechencodes innerhalb neuartiger Analysehilfsmittel auch in Echtzeit einzusetzen. Die GRS hat mit der Testwarte auf der Basis von Codesystemen wie ATHLET und RALOC bereits gute Werkzeuge aufgebaut, mit denen Störfallabläufe, Eingriffsmöglichkeiten und Auswirkungen visualisiert werden können. Hier besteht ein erhebliches Zukunftspotential für die Erschließung einer um-

fassenden Wissensbasis für ein breites Feld unterschiedlicher Anwendungen.

Die neueren Erkenntnisse hinsichtlich der Kühlbarkeit eines geschmolzenen Reaktorkerns im Druckgefäß zeigen weitere Entwicklungsmöglichkeiten für den anlageninternen Notfallschutz auf. Die Zielsetzung, mit einfachen Maßnahmen ein Durchschmelzen zu verhindern, ist insbesondere für die heutigen Kernkraftwerke von erheblichem Interesse. Hier könnte es sinnvoll sein, zwischen den Präventivmaßnahmen und den schadensbegrenzenden Vorkehrungen im Sicherheitsbehälter eine weitere Zwischenebene einzuführen.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Probabilistische Sicherheitsanalysen haben vor allem als Hilfsmittel zur Optimierung der Anlagentechnik international eine erhebliche Verbreitung erreicht. Insbesondere Level-1-Analysen, d. h. Untersuchungen der Beiträge zur Wahrscheinlichkeit von Kernschmelzen, sind zu einem Standardverfahren für die Schwachstellenanalyse geworden. Sie werden mit diesem Ziel weltweit auch im Rahmen von periodischen Sicherheitsüberprüfungen eingesetzt.

Die GRS arbeitet seit vielen Jahren auf diesem Gebiet und verfolgt dabei auch die internationale Entwicklung der PSA-Methodik und Anwendung. Dabei ist festzustellen, daß die umfangreicheren neueren Untersuchungen auch deutlich die Grenzen der Methodik aufzeigen.

Aus den teilweise erheblichen Beiträgen postulierter Common-Cause-Ausfälle zur Kernschmelzwahrscheinlichkeit ergeben sich wichtige Fragestellungen (Bild 2.5). Solche Beiträge werden vielfach als Sicherheitsdefizit interpretiert, dem durch erhöhte Diversität zu begegnen sei. Gleichzeitig ist jedoch offensichtlich, daß auch ein methodisches Problem vorliegt. Da voll ausgebildete Common-Cause-Ausfälle, wie bereits erwähnt, praktisch nie vorkommen, muß die Bewertung die Erfahrung mit Common-Cause-verdächtigen Ausfällen

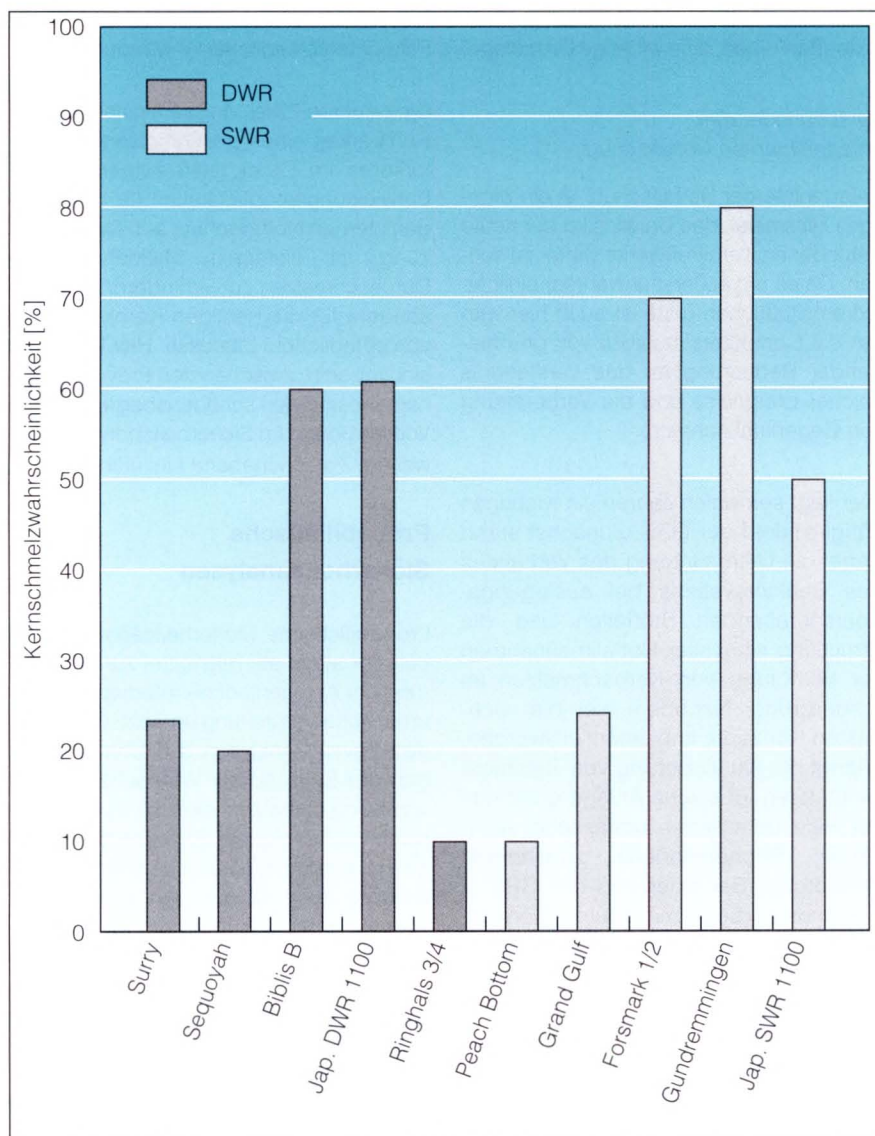


Bild 2.5: Beitrag von Common-Cause-Ausfällen zur Kernschmelzwahrscheinlichkeit

extrapolieren. Dabei kann man sich jedoch fast nie auf einen ursächlichen Zusammenhang stützen. Eine detailliertere Erfassung der Zusammenhänge ist daher für optimale Lösungen bei künftigen Reaktoren von großer Bedeutung. Hier ist daran zu erinnern, daß nicht Diversität das eigentliche Ziel ist, sondern eine möglichst hohe Gesamtzuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen. In der Luft- und Raumfahrttechnik, wo hohe Systemzuverlässigkeiten von vergleichbarer Bedeutung wie in der Kerntechnik sind, haben ähnliche

Überlegungen teilweise zur Rücknahme von Diversitätsforderungen geführt.

Ein weiterer wichtiger Themenkreis hängt mit den außerordentlich großen Unsicherheiten der Wahrscheinlichkeit radioaktiver Freisetzungen zusammen. Probabilistische Sicherheitsanalysen spiegeln hier den noch sehr unzureichenden Kenntnisstand über die nach einem Kernschmelzen maßgeblichen Phänomene wieder. Angesichts der Bedeutung dieser Frage, besonders für die laufenden Kernkraftwer-

ke, sind auch hier intensivere Untersuchungen wichtig.

Die Sicherheit künftiger Reaktoren

Angesichts des international recht eindeutigen Trends zur längerfristigen Nutzung der Kernenergie muß Reaktortechnik weiterentwickelt werden. Dabei ergeben sich im Zuge der Weiterentwicklung von Wissenschaft und Technik sowie durch immer höhere Ansprüche an Sicherheit verschärfte Anforderungen an die Sicherheitsauslegung der nächsten Generation von Kernkraftwerken.

Zielsetzung muß hier sein, einen weiteren schweren Reaktorunfall mit schweren Schäden außerhalb der Anlage weltweit und langfristig auszuschließen. Ein rein probabilistischer Ansatz scheint hierfür nicht ausreichend. Die IAEA-Konferenz „The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future“, die 1991 in Wien stattfand, hat daraus zwei Hauptziele abgeleitet: Für künftige Kernkraftwerke sollte neben einer weiteren Verbesserung der Unfallprävention die explizite Berücksichtigung von Kernschmelzunfällen in der Auslegung des Sicherheitsbehälters erreicht werden.

Die einzelnen Länder verfolgen hierzu unterschiedliche Konzepte. Gemeinsame Ansätze sind:

- Verbesserung der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine
- Vergrößerung der thermischen Trägheit
- Reduzierung der Komplexität
- stärkere Nutzung passiver Elemente
- Berücksichtigung des anlageninternen Notfallschutzes bereits in der Anlagenauslegung.

Als Beispiel soll hier auf einige Aspekte der gemeinsamen deutsch-französischen Entwicklung eines neuen Druckwasserreaktors und der deutsch-französischen Sicherheitsanforderungen an solche Entwicklungen eingegangen werden.

In Deutschland ist das Ziel, auch im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmel-

zen die Folgen weitgehend auf die Anlage zu begrenzen, inzwischen durch das Artikelgesetz auch formal Genehmigungsanforderung für Neuanlagen geworden. Dieses in deutsch-französischer Zusammenarbeit entwickelte Ziel stellt einen weltweit einmaligen Schritt in eine neue Sicherheitsqualität dar. Die technisch-wissenschaftliche Herausforderung, dieses Ziel durch praktikable und dennoch belastbare technische Lösungen zu erreichen, darf nicht unterschätzt werden. Der Präzisierung der Anforderungen kommt dabei sowohl für die technische Umsetzung als auch für den zu führenden Sicherheitsnachweis große Bedeutung zu.

Die Entwicklung des neuen Druckwasserreaktors setzt auf die Doppelstrategie „Evolution bewährter heutiger Technologie mit wesentlichen Innovationen zur Beherrschung schwerer Unfälle“. Zusammen mit dem IPSN hat die GRS in den letzten Jahren Vorschläge zur Konkretisierung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen an derartige Reaktoren entwickelt. Die wesentlichen Elemente dieses Konzepts sind inzwischen erarbeitet und von den Sicherheitskommissionen beider Länder bestätigt worden.

Aufgabe der deutschen und französischen Industrie ist es nun, die Reaktortechnik entsprechend solcher Grundsätze weiterzuentwickeln. Dabei darf jedoch nicht übersehen werden, daß ein belastbarer Nachweis der geforderten neuen Sicherheitseigenschaften auch in der Sicherheitsforschung erhebliche Anstrengungen erfordert. Hinsichtlich mehrerer wichtiger Phänomene sind die experimentellen und analytischen Grundlagen erst noch zu schaffen.

Forschungsreaktoren

Angesichts des vergleichsweise geringen Spaltproduktinventars von Forschungsreaktoren fanden Sicherheitsfragen solcher Anlagen in der Vergangenheit meist nur geringe Aufmerksamkeit. Dementsprechend gab es auch nur wenige Arbeiten zu solchen Themen. Wie die Diskussionen zum neuen Forschungsreaktor der Techni-

Land	Reaktor	Leistung [MW]	Anreicherung [%]
Belgien	BR-2, Mol	100	93
China	HFETR, Chengdu	125	90
Frankreich	HFR, Grenoble	57	93
	Orphee Saclay	14	93
	Siloe, Grenoble	35	93
	Silene	1 (Puls)	93
Israel	IRR-1	5	93
Niederlande	HFR Petten	45	93
Rußland	IVV-2M, Swerdlowsk	15	90
	MIR-M1, Dimitrowgrad	100	90
	MR, Kurchatov-Institut, Moskau	40	90
	RBT-10/1, RBT-10/2, RIAR	10	63
	SM-2 RIAR	100	90
	WWR-M, Galachina	18	90
USA	ATR, Idaho	250	93
	BMRR, Brookhaven Nat. Lab.	3	90
	HFBR, Brookhaven Nat. Lab	60	93
	GTRR, Georgia Tech.	5	93
	MSTR-II, Massach. IT	5	93
	Omega West, R. LASL	8	93
	NBSR, Nat. Inst. of Standards	20	93
	HFIR, Oak Ridge Nat. Lab	85	93
	MURR, Univ. Miss.	10	93
Usbekistan	WWR-CM 20, Taschkent	20	90

Tabelle 2.2: Größere Forschungsreaktoren, beladen mit hochangereichertem Uran

schen Universität München (FRM) gezeigt haben, hat sich dies offenbar geändert. Das mag damit zusammenhängen, daß die Fähigkeit, die Größe von Gefährdungspotentialen einschätzen zu können, in der deutschen Nukleardiskussion teilweise verloren gegangen ist.

Die Diskussion um den FRM-II hat aber auch einige durchaus interessante Fragen aufgeworfen. Dies betrifft insbesondere die Brennstoffver- und entsorgung und die Frage, inwieweit Forschungsreaktoren von hochangereichertem auf niedrigangereicherten Brennstoff umgestellt werden können. Die GRS hat solche Fragen im Auftrag des Bayerischen Ministeriums für Landesentwicklung und Umweltschutz untersucht. Es zeigte sich, daß zwar einige vorwiegend kleinere Forschungsreaktoren von hoch auf niedrig angereichertes Uran umgestellt wurden. Die leistungsstärksten Neutronenquellen werden jedoch weiter-

hin mit hoch angereichertem Uran betrieben (Tabelle 2.2). Dies gilt auch für die USA, wo bisher nur einige kleinere Forschungsreaktoren umgestellt wurden, die größeren aber nach wie vor mit hochangereichertem Uran arbeiten. Hier ist dringend ein klares, international abgestimmtes Konzept dafür erforderlich, in welchen Fällen eine Umstellung sinnvoll ist und in welchen Fällen nicht. Dabei ist auch die Frage der Brennstoffentsorgung sowie der Umstand zu berücksichtigen, daß bestimmte Anwendungen in erheblichem Umfang vom Einsatz hochangereicherten Brennstoffs abhängen.

Entsorgung

Nukleare Entsorgung steht nach wie vor im Mittelpunkt öffentlichen Interesses. Dabei stehen allerdings weniger technische als politische Aspekte im Vordergrund.

Als Folge der Aufgabe einer nationalen Wiederaufarbeitung hat Deutschland ein erhebliches technologisch-wissenschaftliches Potential verloren. Dies betrifft nicht nur die Möglichkeiten, die Wiederaufarbeitungstechnik weiterzuentwickeln, sondern auch wichtige Basistechnologien und langfristige Zukunftsoptionen, wie beispielsweise

- die Abtrennungs- und radiochemische Verfahrenstechnik,
- die Fernhantierungstechnik unter kerntechnischen Bedingungen und
- die Aktinidenabtrennung und -transmutation.

Vieles davon, einschließlich entsprechenden Spin-offs z. B. in der Robotertechnik, bleibt damit dem Ausland, insbesondere den Japanern, überlassen.

Damit orientieren sich die Entsorgungsziele immer weniger an einer langfristigen Strategie. Prioritäten werden vielmehr zunehmend durch kurzfristige Anforderungen bestimmt.

Bei der Endlagerung standen im letzten Jahr die Arbeiten zum Endlager Konrad im Vordergrund. Die GRS hat hier den Bund unter anderem bei der Erarbeitung der Antragsunterlagen für die Sicherheitsanalyse der Betriebsphase und bei der Erstellung eines Entwurfs des Planfeststellungsbeschlusses unterstützt. Sie hat auch die Langzeitsicherheit gutachterlich bewertet und dabei eigene Sicherheitsanalysen durchgeführt. Ergebnis ist, daß radioaktive Stoffe selbst unter pessimistischen Annahmen erst nach sehr langen Zeiträumen in die Biosphäre gelangen können und dies auch nur in einem Umfang, der deutlich unterhalb der Grenzwerte der heutigen Strahlenschutzverordnung liegt. Insgesamt hat sich gezeigt, daß das Endlager Konrad unter Beachtung aller einschlägigen Sicherheitsanforderungen verwirklicht werden kann.

Was hochaktive Abfälle betrifft, so sind in den letzten Jahren sowohl national als auch international gute Ansätze für rechtliche Rahmenbedingungen entwickelt worden, die eine Endlagerung und den geforderten Sicherheitsnachweis für Endlager

sowohl in der Betriebs- als auch in der Nachbetriebsphase ermöglichen. Sie spiegeln den Stand der Entwicklung, der Endlagerkonzeption und -philosophie der einzelnen Länder wieder. Im Auftrag des BMU ist die GRS dabei, solche Ansätze zusammenzustellen und zu bewerten. Dabei zeigt sich schon jetzt, daß wesentliche weitere Schritte notwendig sind, um zu praktikablen Ansätzen zu kommen, und daß sinnvolle Kriterien weit über die Festschreibung von Zahlenwerten, wie Dosisgrenzwerte und Nachweiszeiträume, hinausgehen müssen. Hier muß ein sinnvoller Verbund von Grenzwerten, Nachweisverfahren und unterstellten Szenarien erarbeitet werden.

In der Frage, wie ein solches Konzept auszugestalten ist, sind nationale Sonderwege unzumutbar, auch wenn Entsorgung nach heutigem Verständnis eine nationale Aufgabe ist. Hier ist auch zu berücksichtigen, daß Nationengrenzen über die zu betrachtenden langen Zeiträume ihren Sinn verlieren. Ein länderübergreifender Grundkonsens in dieser Frage hat daher hohe Priorität, was sich auch in dem Wunsch nach einer Konvention zur Entsorgung radioaktiver Abfälle niederschlägt. Mit Blick auf die Notwendigkeit eines breiten Konsenses könnte hier ein gut strukturierter internationaler Prozeß hilfreich sein.

Nichtnukleare Aufgaben

Auf einigen Gebieten der nichtnuklearen Technik und des Umweltschutzes ist es notwendig, Sicherheitsvorsorge ähnlich weit im Vorfeld von Gefährdungen zu betreiben, wie dies in der Kernenergie geschieht. Wenn dabei auch fachlich verwandte Probleme zu lösen sind, kann es sinnvoll sein, die für den nuklearen Bereich eingesetzten Methoden zu nutzen oder diese für derartige nichtnukleare Aufgaben weiterzuentwickeln und zu qualifizieren.

Ein Beispiel ist die Frage der Langzeitsicherheit bei der Deponierung chemotoxischer Abfälle. Hier ist die GRS in Zusammenarbeit mit Universitäten und der Industrie gegenwärtig dabei, Rechenverfahren

und Daten bereitzustellen, um diese Frage für die Untertageverbringung von Abfallstoffen in einem Bergwerk bewerten zu können. Dadurch soll auch eine Grundlage geschaffen werden, um das Spektrum einlagerfähiger Rest- und Abfallstoffe zu präzisieren.

Zwar stellen solche Aktivitäten derzeit nur einen kleinen Bruchteil des Tätigkeitsfeldes der GRS dar. Als Spin-off der Arbeiten auf dem Nuklearsektor werden sie bei fortwährendem Trend zur Technik- und Sicherheitsoptimierung aber in Zukunft zweifellos zunehmen.

Die GRS in Osteuropa

Die Verbesserung der Sicherheit ihrer Kernkraftwerke ist nach wie vor eine wichtige Aufgabe, welche die osteuropäischen Länder beim Aufbau ihrer neuen Wirtschaftsstrukturen zu bewältigen haben. Hier hat sich gezeigt, daß Sicherheitsfragen über längere Zeit nicht ernst genommen worden waren. Insbesondere hat man fernliegenden Möglichkeiten technischer Fehler und menschlichen Fehlverhaltens nicht die unserer Auffassung nach notwendige Aufmerksamkeit gewidmet. Darüber hinaus hat sich der Rückstand in wichtigen Schlüsseltechnologien wie Elektronik, Leit- und Computertechnik in technischen Defiziten der Anlagen und unzureichenden Möglichkeiten der Störfallsimulation niederschlagen.

Um die osteuropäischen Länder bei der Lösung dieser Probleme zu unterstützen, sind vor einigen Jahren von Deutschland und anderen westlichen Industriestaaten verschiedene Programme in Angriff genommen worden. Diese zielten zunächst vorrangig auf kurzfristige Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit ab. Inzwischen hat sich jedoch gezeigt, daß die Entwicklungen langsamer verlaufen und daß die Probleme wesentlich vielschichtiger sind als ursprünglich angenommen. Angesichts der Bedeutung sozialer, industrieller und handelspolitischer Gesichtspunkte ist heute klar, daß viele Aufgaben nur in langfristiger Zusammenarbeit gelöst werden können und daß dabei erhebliche

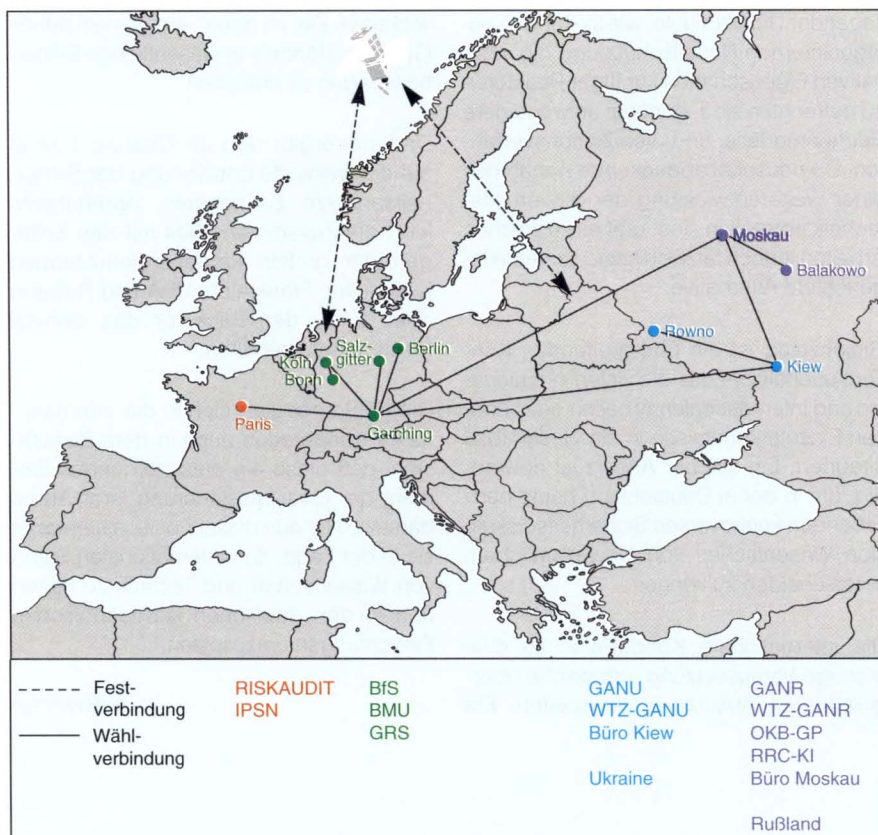


Bild 2.6: Telekommunikationsnetz: Sprache, Fax, Daten, eMail

Unterschiede zwischen den Bedürfnissen einzelner Länder bestehen.

Auf der einen Seite steht Rußland mit seinen vielen wissenschaftlich-technischen Institutionen und seiner großen kerntechnischen Industrie. Der Erhalt dieser Infrastruktur ist sowohl für die Lösung akuter Sicherheitsprobleme in Kernkraftwerken sowjetischer Bauart als auch ganz allgemein für eine langfristige Stärkung der Reaktorsicherheit von großer Bedeutung. Hier ist vor allem langfristige technorientierte Kooperation einschließlich gemeinsamer Forschungen gefordert. Auf der anderen Seite benötigen besonders viele kleinere Länder technisch-wissenschaftliche und industrielle Unterstützung, weil sie keine eigenen Einrichtungen haben, die solche Aufgaben übernehmen könnten.

Mit der 1992 gemeinsam mit dem Bundesumweltministerium getroffenen Entscheidung, ein Büro in Moskau einzurichten, hat

die GRS einen entscheidenden Schritt in Richtung einer intensiven Kooperation mit Rußland getan. Wichtig war, daß diese Aufgabe gemeinsam mit dem französischen Partner IPSN umgesetzt werden konnte. Dadurch war es möglich, mit dem inzwischen fertiggestellten Büro in Kiew in der Ukraine die Voraussetzungen für ein wirksames Engagement ebenfalls zu verbessern.

Eine grundlegende und wichtige Aufgabe ist die Beseitigung kooperationshemmender Infrastrukturdefizite. Die Telekommunikation mit Rußland und der Ukraine war dabei von besonderer Bedeutung. Hier konnten die Verhältnisse inzwischen deutlich verbessert werden. Der in Bild 2.6 beschriebene Stand der Vernetzung hat ganz wesentlichen Anteil daran, daß sich das in westlichen Kooperationen seit jeher alltägliche Miteinander nun auch in der Zusammenarbeit mit Rußland und der Ukraine immer stärker durchsetzt.

Nach wie vor sind in einigen Anlagen dringende Verbesserungen der Unfallverhütung notwendig. Dort wo erforderlich muß auch westliche Technologie und Ausrüstung bereitgestellt werden. Hier sind im Berichtszeitraum wichtige Ansätze, insbesondere durch das Investitionsprogramm des BMU, vorangekommen. Die GRS ist hier unter anderem in einem Pilotprojekt zu Verbesserung der Anlagen- und Betriebsdokumentation des ukrainischen Kernkraftwerks Rovno engagiert. Solche Arbeiten sind auch insofern wichtig, als hier nachahmenswerte Beispiele gesetzt werden können, die dann in anderen Anlagen umgesetzt werden.

Die Stärkung der Sicherheitsbehörden und ihrer technischen Organisationen ist eine wichtige Aufgabe. Hier sind durch viele Seminare und durch intensivere Zusammenarbeit bei gemeinsamen Sicherheitsanalysen und Forschungsarbeiten große Fortschritte erreicht worden. Angesichts der sich gerade in diesem Bereich besonders stark auswirkenden Finanzschwäche osteuropäischer Länder ist eine Weiterführung dieser Kooperationen wichtig dafür, daß die osteuropäischen Sicherheitsbehörden eine unabhängige, kritisch-konstruktive Rolle im Dialog mit der Industrie einnehmen können.

Nicht zu unterschätzen ist die Bedeutung der Entwicklung eines gemeinsamen Grundverständnisses wesentlicher Sicherheitsfragen. Vor allem geht es darum, daß unser westlicher Denkansatz einer Vorsorge auch gegenüber sehr fernliegenden Gefährdungen verstanden und akzeptiert wird. Dies ist nicht einfach, nicht zuletzt weil dieser Ansatz auch erhebliche finanzielle Ressourcen erfordert, deren Notwendigkeit angesichts der enormen wirtschaftlichen Probleme osteuropäischer Länder manchmal schwer verständlich zu machen ist. Hier ist eine intensive fachliche Kooperation bei Sicherheitsanalysen und Forschungen sehr wichtig.

Angesichts der Entwicklung Osteuropas in Richtung immer größerer Heterogenität nimmt die Bedeutung der Erarbeitung gemeinsamer Sichtweisen noch zu. Auch stellt die wachsende Zahl von Genehmi-

gungsbehörden hohe Anforderungen an die Konsistenz westlicher Aktionen. Hier ist unbedingt zu vermeiden, daß mehr oder weniger zufällige nationale Interessen westlicher „Geberländer“ dazu führen, gänzlich unterschiedliche Ansätze für die Lösung von Sicherheitsproblemen anzubieten.

Zusammenfassung

Der Ansatz der Reaktorsicherheit, Gefährdungen so früh wie möglich zu erkennen und auszuschalten, führt mit dem Fortschreiten des Sicherheitsniveaus immer weiter in Grenzbereiche unseres Wissens. Der für die Erweiterung unserer Kenntnisse notwendige Aufwand wird dadurch immer größer. Das Erkennen teilweise sehr subtiler Zusammenhänge erfordert eine detaillierte Auswertung der Betriebserfahrungen. Eine realitätsnahe Simulation fern-

liegender Unfallabläufe, wie sie für den anlageninternen Notfallschutz und die innovativen Eigenschaften künftiger Reaktoren zu betrachten sind, benötigt aufwendigere Rechenmodelle und Verifikationsverfahren. Da pauschal abdeckende Annahmen einer Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik abträglich sind, gibt es zu solchen Arbeiten jedoch letztlich keine sicherheitsgerichtete Alternative.

Gleichzeitig ist ein übergreifendes Konzept unerlässlich, das die vielen in nationalen und internationalen Arbeiten gewonnenen Einzelerkenntnisse in ein Gesamtbild integriert. Ein solcher Ansatz ist notwendig, um in der in Deutschland heute herrschenden kontroversen Sicherheitsdiskussion Wesentliches von Unwesentlichem unterscheiden zu können.

Die internationale Kooperation ist eine wichtige Voraussetzung, um solche übergeordneten Ansätze zu erarbeiten. Ein

wichtiges Ziel ist dabei, ein gemeinsames Grundverständnis in wesentlichen Sicherheitsfragen zu erreichen.

Dadurch ergibt sich die Chance, Einfluß auf die weltweite Entwicklung der Sicherheitsansätze zu nehmen. Andererseits lehrt die Zusammenarbeit mit den Kollegen der großen kernenergienutzenden Länder wie Frankreich, USA und Rußland aber auch, den Blick für das sinnvoll Machbare zu behalten.

Die GRS engagiert sich in der internationalen Kooperation auch in dem Bewußtsein, daß diese ein entscheidendes Element der Qualitätssicherung ihrer Arbeit darstellt. Nur aus dieser Position heraus ist sie in der Lage, den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik zu halten und in den deutschen kerntechnischen Einrichtungen umzusetzen.

A. Birkhofer

Organisation und wirtschaftliche Entwicklung

3

3.1 Organisation

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Ihr Auftrag ist die Beurteilung und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit, vorrangig auf dem Gebiet der Kerntechnik. Ihre fachlichen Schwerpunkte sind in Bild 3.1, ihre Organisationsstruktur in Bild 3.2 und ihre Standorte und Büros in Bild 3.3 dargestellt.

Mit der Übernahme des Bereiches Endlagersicherheitsforschung aus dem Institut für Tieflagerung in Braunschweig der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF) hat sich die GRS im Themenfeld Endlagerung und Entsorgung radioaktiver, aber auch chemotoxischer Abfälle fachlich verstärkt. Das Aufgabenfeld Endlagersicherheitsforschung wurde nach den entsprechenden Beschlüssen der Aufsichtsgremien von GSF und GRS zu Mitte 1995 in die GRS integriert und wird als eigenständiger Bereich in Braunschweig geführt. Dieser neue Fachbereich besteht aus 69 neuen Mitarbeitern, davon etwa 50 Wissenschaftler und Techniker. Weiterhin sind dem Bereich geochemische und geotechnische Labors angeschlossen. Durch die Integration der Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig erhöht sich die Mitarbeiterzahl der GRS insgesamt auf rund 600, davon etwa 420 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie,

Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechts- und Betriebswirtschaften.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS an allen Standorten und Büros leistungsfähige, in einem überregionalen Datennetz verbundene Rechner und Kommunikationssysteme zur Verfügung.

Gesellschafter

Die Gesellschafter der GRS sind

- die Bundesrepublik Deutschland (46%)
- der Freistaat Bayern (4%)
- das Land Nordrhein-Westfalen (4%)
- die Technischen Überwachungs-Vereine (TÜV) und der Germanische Lloyd (zusammen 46%)

Organe

Die Organe der GRS sind

- die Gesellschafterversammlung
- der Aufsichtsrat mit dem Vorsitzenden Staatssekretär Clemens Stroetmann bis 2. April 1995 und Staatssekretär Erhard Jauck ab 17. Mai sowie dem stellvertretenden Vorsitzenden Senator E.h. Professor Dr. Karl Eugen Becker bis 30. März und Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun ab 31. März 1995.
- die Geschäftsführung mit Professor Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer und Gerald Hennenhöfer (bis 30. September 1994).

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. Es wurde 1992 gegründet und hat die bis dahin in der GRS durchgeführten anwenderorientierten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet der Schadenfrühdiagnose, Leittechnik und Abfallentsorgung übernommen.

RISKAUDIT

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) mit Sitz in Paris. Mit RISKAUDIT soll ein Sachverständigenzentrum für kerntechnische Sicherheit geschaffen werden. Die Aktivitäten konzentrieren sich zunächst auf die Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa. RISKAUDIT koordiniert die gemeinsamen Projekte von IPSN und GRS im internationalen Bereich.

3.2 Wirtschaftliche Grundlage

Eine Übersicht der unternehmerischen Basis gibt Tabelle 3.1. Sie zeigt in wenigen Zahlen für die Jahre 1994 und 1995 (Planung) Kenngrößen zu

- Bilanz,
- Gewinn- und Verlustrechnung,
- Investitionen,
- eigene Forschung und Entwicklung,
- Mitarbeiter.

Fachgebiet	Anteil [Mio. DM]			Ist 1994		Plan 1995	
	10	20	30	[Mio. DM]	[%]	[Mio. DM]	[%]
Sicherheitsforschung KKW				29	27,6	26,5	23,7
Sicherheitsanalysen KKW				29	27,6	29	25,9
Entsorgung, BE-Kreis				13	12,4	15,5	13,8
Internationale Zusammenarbeit				22	21	27	24
Umweltschutz				13	12,4	14	12,6
Gesamt				105	100	112	100

Bild 3.1: Zuordnung technischer Leistungen zu Fachgebieten

A. Birkhofer

Thermohydraulik und Verfahrenstechnik	Systemtechnik und Betriebserfahrung	Entsorgung	Endlager-sicherheits-forschung	Grundsa internati Aufgabe
K. F. Wolfert	D. Rittig	W. Thomas	W. Brewitz	M. Hertr
Störfallmanagement und Sicherheits-einschluß	DWR-Systeme	Brennstoffkreislauf	Langzeitsicherheits-analysen	Grundsa
Modellentwicklung Kühlkreislauf	SWR-Systeme	Strahlen- und Umweltschutz	Geochemie	Internati Aufgabe
Störfallanalysen	Betriebssicherheit	Endlagerung	Geotechnik	Wissens
Reaktordynamik	Komponenten-integrität			Kommun Öffentlic
Unfallanalyse	Angewandte Probabilistik			Gesamtl Ostvorh.
Übergreifende Fachaufgaben	Übergreifende Fachaufgaben			

GRS Jahresbericht 1994/95

Führung

N.N.

**Technisches
Büro Moskau *)**

**Technisches
Büro Kiew *)**

Zentralbereiche				
Planung und E	Projekte und Controlling W. Ullrich	Daten- verarbeitung H. Hoermann	Verwaltung R. Antoni	Forschungs- betreuung P. Erlenwein
Planung	Anlagensicherheit und Entsorgung	DV-Anwendungs- entwicklung	Finanzen und Controlling	Programme und Anlagen
E	Forschungsvorhaben und internationale Projekte	DV-Köln	Personal und Recht	Störfälle und Komponenten
Transfer	Vertragsfragen	DV-Systeme	Verwaltung Köln	Stabsstelle Zentralaufgaben
Information und Kooperation			Verwaltung Garching	Geschäftsstellen
Koordination			Verwaltung Berlin	Störfallkommission und Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit
			Verwaltung Braunschweig	Sachverständigen- kommission zum Umweltgesetzbuch

*)gemeinsam mit IPSN / RISKAUDIT

Standort Berlin	Standort Braunschweig	Standort Garching	Standort Köln	Technische Büros Paris – Moskau – Kiew
Aufgabenfelder – Internationale Zusammenarbeit – Forschung und Entwicklung – Umweltschutz	Aufgabenfelder – Endlagersicherheitsforschung – Labor für Geotechnik – Labor für Geochemie	Aufgabenfelder – Forschung und Entwicklung – Sicherheitsanalysen – Brennstoffkreislauf – Internationale Zusammenarbeit	Aufgabenfelder – Betriebsbewertung – Sicherheitsanalysen – Entsorgung – Anlagensicherheit (nichtnuklear) – Umweltschutz	Aufgabenfelder – Koordinierung der internationalen Zusammenarbeit – Steuerung übergreifender Forschung und Entwicklung sowie Sicherheitsanalysen – Kommunikation übergreifend

Bild 3.3: Aufgabenschwerpunkte der Standorte und Büros der GRS

		IST 1994 [Mio. DM]	Plan 1995 [Mio. DM]
Bilanz			
Passiva	Eigenkapital	66,3	
	Fremdkapital	15,3	
		51,5	
Aktiva	Anlagevermögen	66,3	
	Umlaufvermögen	16,4	
		49,9	
Gewinn und Verlustrechnung			
Erträge	Gesamt	108,4	112,0
davon	Personalleistungen	73,8	74,7
	Fremdleistungen	11,7	12,7
	Sonstige Erträge	22,9	24,6
Aufwendungen	Gesamt	108,4	112,0
davon	Personalaufwand	64,4	67,0
	Fremdaufwand	14,9	15,9
	Sachaufwand	26,6	27,5
	Finanzaufwand	1,6	1,6
Jahresüberschuß		0,8	0,0
Investitionen		4,2	4,0
Eigene F & E, Weiterbildung		4	4
Zahl der GRS-Mitarbeiter			
zusätzlich	Auszubildene und Aushilfen	512	571
	ausländische Gastexperten	32	38
		30	35

Tabelle 3.1: GRS-Zahlen auf einen Blick

Auftraggeber	Anteil [Mio. DM]						Ist 1994 [Mio. DM]	Plan 1995 [Mio. DM]
	10	20	30	40	50	60		
BMU/BfS							53,9	57,0
BMFT							31,1	29,5
Landesbehörden							7,5	10,2
TÜV							1,9	1,3
Ausland/EU							6,5	7,1
Sonstige Erträge							5,0	6,9

Trotz derzeitiger restriktiver Entwicklungen in weiten Industriebereichen konnte die GRS – dank hochqualifizierter Mitarbeiter und einer übergreifenden Arbeitspalette – ein erfolgreiches Jahr 1994 abschließen. Die Auftragssituation in 1995 ließ ebenfalls ein ausgeglichenes Ergebnis erwarten. Aufgrund von Sonderprojekten mit hohem Fremdleistungsanteil werden sich die Umsatzerlöse in 1995 nochmals erhöhen. Dennoch strebt die GRS aufgrund des schwierigen Umfeldes in den bestehenden Aufgabenfeldern keine Personalausweitung an. Ab Mitte 1995 wurde von der GSF der Bereich Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig mit 69 Mitarbeitern übernommen. Bild 3.4 gibt eine Übersicht der GRS-Aufträge, gegliedert nach den einzelnen Auftraggebern. Da die GRS keine institutionelle Förderung durch den Bund erhält, sind alle Aufgaben auf der Basis von Werkverträgen durchzuführen, denen konkrete technische und finanzielle Angebote zugrunde liegen. Trotz einer leichten Reduktion bei den kerntechnischen Aufgaben im nationalen Bereich erwartet die GRS, aufgrund der fachlichen, wissenschaftlichen und personellen Ressourcen auch für die Zukunft gerüstet zu sein.

Bild 3.4: Zuordnung der Leistungen und Erträge zu Auftraggebern

Übersicht über GRS-Vorhaben

4

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

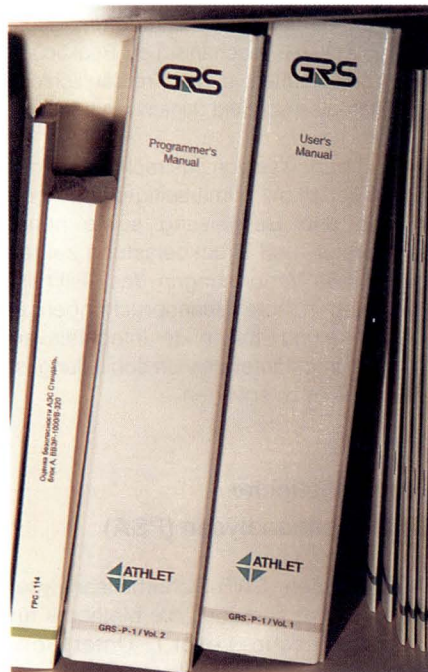
Simulation von Stör- und Unfallabläufen/Kühlkreislauf

Im Rahmen der Weiterentwicklung des thermohydraulischen Rechenprogramms ATHLET wurde eine neue Version (Mod 1.-1 B) fertiggestellt, die gegenüber der Vorläuferversion erweiterte Anwendungsmöglichkeiten bietet. Die Verteilung nicht kondensierbarer Gase im Kühlkreislauf, z. B. Stickstoff aus den Druckspeichern, kann jetzt für zweiphasige Strömungssituationen berechnet werden, was insbesondere bei Transienten mit Naturumlauf von Bedeutung ist. Im begleitenden Verifikationsvorhaben werden u.a. Integralexperimente mit Einfluß von Stickstoff nachgerechnet. Zur Analyse von Deionatstörfällen wurde ATHLET erweitert, so daß die Verteilung der Borkonzentration im Kühlkreislauf einschließlich der neutronenkinetischen Rückwirkung berechnet werden kann.

Zur Simulation von Unfällen mit Kernzerstörung wird ATHLET-CD entwickelt. Dabei wurden der Schmelz- und Verlagerungsprozeß von DWR-Steuerstäben genauer modelliert, da diese Kernstrukturen früher schmelzen als die Brennstäbe. Einen Arbeitsschwerpunkt stellten die Modelle zum Spaltproduktverhalten dar, insbesondere die Ablagerung von Spaltproduktdämpfen und Aerosolen im Kühlkreislauf sowie die mechanische Resuspension von Aerosolpartikeln. Zur Überprüfung der Spaltprodukttransportmodelle wurden Einzeleffekttests mit Erfolg nachgerechnet.

Ein besonderer Beitrag zur Verifikation von ATHLET-CD wurde durch die Nachrechnung des Experiments LOFT-FP-2 erbracht, eines nuklearen Tests mit Spaltproduktfreisetzung im Kühlkreislauf. Anhand dieses Versuchs wurde das Zusammenwirken aller für die frühe Phase des Kernschmelzunfalls wichtigen Phänomene überprüft. Die erfolgreiche Nachrechnung dieses Experiments stellt einen Meilenstein im Hinblick auf Reaktoranwendungen von ATHLET-CD dar.

Aerosol- und Jodtransport mit der Gasströmung oder der Einfluß der Nachzerfallswärme auf Feuchte und Volumenkonkondensationsrate, erfaßt. Die Validierung von FIPLOC ist durch eine umfassende Unsicherheitsanalyse ergänzt worden. Damit steht ein belastbares Rechenprogramm zum Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter zur Verfügung. Die Neustrukturierung von RALOC ist weitgehend abgeschlossen. Sein eindimensionales H₂-Verbrennungsmodell ist weiterentwickelt und vor allem an HDR-Versuchen validiert worden. Das zweidimensionale H₂-Verbrennungsmodell BASSIM von Battelle ist mit RALOC gekoppelt. Mit RALOC hat die GRS erfolgreich am internationalen Standardproblem ISP 35 der OECD (H₂-Verteilungsversuch von NUPEC) teilgenommen. Mit dem neustrukturierten RALOC-Code zusammen mit FIPLOC ist die Basis vorhanden, um nicht nur Einzelphänomene realitätsnah zu beschreiben, sondern mit dem Codesystem COCOSYS ihre Wechselwirkungen untereinander und das Gesamtverhalten der Anlage darzustellen.



Für den Umgang mit dem Thermohydraulik-Code ATHLET sind nun die Handbücher „Programmer's Manual“ und „User's Manual“ verfügbar.

Stör- und Unfallablaufanalyse/ Sicherheitseinschluß

In den letzten Jahren hat die GRS zur Simulation schwerer Störfälle in Sicherheitsbehältern von Leichtwasserreaktoren die beiden Codes FIPLOC und RALOC weiterentwickelt und validiert. Mit RALOC werden Thermohydraulik und Wasserstoffverhalten, mit FIPLOC Thermohydraulik sowie Aerosol- und Jodverhalten beschrieben. Diese beiden Codes sind die Basis für das auf mechanistischen Modellen basierende Codesystem COCOSYS (Containment-Codesystem), mit dem alle wesentlichen Vorgänge und Zustände während schwerer Störfälle in LWR-Sicherheitsbehältern zukünftig simuliert werden sollen. Mit der Entwicklung von COCOSYS ist Mitte des Jahres 1994 begonnen worden.

FIPLOC wurde zur Simulation aerosolförmigen Jods im Sicherheitsbehälter erweitert. Damit werden in FIPLOC die wesentlichen Wechselwirkungen, wie der

Gemeinsame Entwicklung und Verifikation des Integralcodes ASTEC durch GRS und IPSN

Im September 1994 unterzeichneten die Geschäftsführer von GRS und IPSN ein sogenanntes „Memorandum of Understanding“, in dem beide Institutionen die Absicht erklären, gemeinsam einen Integralcode zur Simulation des Gesamtablaufes schwerer Störfälle (Reaktorkühlkreislauf und Containment) zu entwickeln. Die dazu notwendigen Arbeiten werden im Rahmen der bereits seit mehreren Jahren bestehenden Kooperationsvereinbarung zwischen Bundesforschungsministerium und CEA durchgeführt. Das IPSN konzentriert sich dabei auf die Codestruktur und Modellierung des Containmentteils. Die Gesamtverantwortung liegt gleichermaßen bei GRS und IPSN. Die Arbeiten bauen auf dem französischen Code ESCADRE und der deutschen Entwicklung RALOC/FIPLOC auf. Die beiden Partner haben sich auf den Namen ASTEC (Acci-

dent Source Term Evaluation Code) für das gemeinsame Projekt geeinigt.

Mit der Entwicklung von ASTEC wird das GRS-Codesystem für schwere Störfälle vervollständigt. Es umfaßt dann ATHLET-CD für das Reaktorkühlsystem und COCOSYS für das Containment. Die beiden Codes werden für Best-estimate-Analysen auf der Basis detaillierter mechanistischer Modelle entwickelt. COCOSYS löst damit die bisher im Containmentbereich verwendeten Codes RALOC und FIPLOC ab.

ASTEC deckt als sogenannter Integralcode den gesamten Simulationsbereich schwerer Störfälle bis zum Quellterm für die Spaltproduktfreisetzung mit teilweise vereinfachten Modellen ab.

ASTEC wird später den US-Code MELCOR ersetzen, der derzeit in der GRS für Sicherheitsanalysen eingesetzt wird.

Auswertung und Umsetzung der TRAM-Ergebnisse

Ziel des TRAM-Programms (Transienten und Accident Management) sind Untersuchungen thermohydraulischer Phänomene, die bei Transienten unter Einwirkung des anlageninternen Notfallschutzes auftreten. Diese Versuche werden in der 1:1-Versuchsanlage UPTF in Mannheim durchgeführt. Die GRS wirkt an der Spezifikation der Versuche mit und führt eine umfassende analytische Auswertung durch.

Die Kondensation von Dampf während der Druckspeicher-Einspeisung in den Primärkreislauf ist eines der Phänomene, die im Rahmen des Programms untersucht wurden. Das Phänomen ist sowohl für die Wirksamkeit der Druckspeicher-Einspeisung als auch für die Thermoschockbeanspruchungen des Druckhalters bei kaltseitiger Einspeisung von Bedeutung. Die phänomenologische Auswertung der entsprechenden TRAM-Versuche ergab, daß der vorherrschende Kondensationsprozeß mit Hilfe von Korrelationen in guter Übereinstimmung mit dem Experiment berechnet werden kann. Z.B. kann die Auf-

wärmung des eingespeisten Notkühlwassers vom Einspeiseort bis zum Ringraum mit einer Genauigkeit von $\pm 15\%$ bestimmt werden.

QUABOX/CUBBOX-Berechnungen zum Kernverhalten von RBMK

Im Rahmen eines BMFT-Vorhabens wurden Arbeiten zur Anpassung des 3D-LWR-Kernmodells QUABOX/CUBBOX für die Berechnung von RBMK-Reaktorkernen durchgeführt. Hierzu wurden am Moskauer Kurchatov-Institut bzw. RDIPE entwickelte Wirkungsquerschnittsbibliotheken für RBMK implementiert, um die Modelle zur Berechnung der Graphittemperatur und zur Beschreibung des komplexen Steuerstabaufbaus zu ergänzen.

In den beiden Nachrechnungen zu den „Experimenten zum Voidreaktivitätseffekt im kalten Zustand in Tschernobyl 3“ und „Messungen des Voidreaktivitätskoeffizienten bei Nennleistung in Smolensk 3“ wurde gute Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen erzielt und auch ein Vergleich russischer Berechnungen durchgeführt. Nur durch die konkrete Berechnung kann das komplexe reaktorphysikalische Verhalten der RBMK-Reaktorkerne verstanden werden, um Änderungen zu bewerten.

Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

Ziel des Vorhabens „Struktursimulation“ ist die Entwicklung von Methoden und Rechenmodellen zur strukturmekanischen Simulation des Verformungs- und Beanspruchungsverhaltens einer gesamten Primärkreislaufschleife eines Druckwasserreaktors für außergewöhnliche Belastungstransienten, wie sie beispielsweise bei primär- oder sekundärseitigen Maßnahmen des anlageninternen Nofallschutzes auftreten können.

Im Gegensatz zur bisherigen Praxis der Modellierung von einzelnen Kompo-

ten, wie z.B. Reaktordruckbehälter oder Rohrleitungsabschnitte mit idealisiert angenommenen Verformungs- und Kräfte-randbedingungen, werden die Großkomponenten des Druckhalter-Loops mit ihrer Verbindung durch die Hauptkühlmittel- und Volumenausgleichsleitung einschließlich ihrer Abstützungsstrukturen und Lagerungsbedingungen im Modell abgebildet. Im Rechenmodell ist auch die Frischdampfleitung bis zum Fixpunkt in der Containmentdurchführung enthalten.

In dem Vorhaben wurde die strukturmekanische Finite-Elemente-Programmkette, bestehend aus Modellgenerierungs-, Lösungs- und Auswertprogrammen, so weit ertüchtigt, daß Rechenmodelle dieser Größe behandelt werden können. Mit einer Reihe von Strukturmodellen mit zunehmender Vollständigkeit der Kreislaufabbildung wurden Verifizierungsrechnungen gegen Inbetriebsetzungsmessungen durchgeführt. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse führten zu wesentlichen Modellverbesserungen. Noch bestehende Abweichungen sind plausibel erklärbar. Mit den erarbeiteten Struktur- und Werkstoffmodellen, die in der höchsten Abbildungsstufe ca. 95 000 Freiheitsgrade umfassen, lassen sich die mechanischen Reaktionen der Komponenten in der Kreislaufschleife elastisch-plastisch und dynamisch erfassen.

Erste Ergebnisse von Testrechnungen für einen Störfall mit primärseitiger Druckentlastung und Bespeisung sowie hoher Temperatur- und Druckbelastung zeigen zwar große Verformungen des Teilkreislaufs und höhere Beanspruchungen in Krümmern und Stützen, der Integritätsverlust der druckführenden Umschließung ist jedoch nicht zu erwarten.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)

Das Vorhaben „SWR-Sicherheitsanalyse, Phase II“ hat zum Ziel, die Methodik für probabilistische „Level 1“-Untersuchungen weiterzuentwickeln, zu präzisieren und ihre exemplarische Anwendung für Siedewasserreaktoranlagen aufzuzeigen. Im Berichtszeitraum wurden systemtechnische Untersuchungen zu ausgewählten

Ereignissen beim Leistungsbetrieb durchgeführt. Die umfangreichen thermohydraulischen Untersuchungen erfolgten mit dem Analysesimulator. Dieser ermöglicht eine einfache Anpassung der Anfangs- und Randbedingungen für die zu untersuchenden Szenarien und somit eine schnelle, effiziente Ermittlung der Analyseergebnisse. Ein Schwerpunkt war die Untersuchung von Handmaßnahmen zur Wiederinbetriebnahme von ausgefallenen Sicherheitssystemen sowie die Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen. Die Untersuchungen haben gezeigt, daß die betrachteten Handmaßnahmen durchführbar und wirksam sind und damit ein bedeutender Sicherheitsgewinn zu erzielen ist.

Ein weiterer Schwerpunkt der Analysen ist die Untersuchung zur abgeschalteten Anlage. Die Verfolgung von ausländischen Aktivitäten hat gezeigt, daß in nahezu allen die Kernenergie nutzenden Staaten Untersuchungen zur Sicherheit der abgeschalteten Anlage durchgeführt werden. Die Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit pro Reaktorjahr bewegen sich zum Teil in einer Größenordnung von etwa 50 % der Gesamt-Kernschadenshäufigkeit. Zum methodischen Vorgehen wurden die Stillstände deutscher SWR-Anlagen untersucht und gruppiert und eine Systematik zur Einteilung der Stillstände entwickelt. Erste Untersuchungen zu auslösenden Ereignissen zeigten, daß im Gegensatz zum Leistungsbetrieb zur Beherrschung der Störfälle im wesentlichen Handmaßnahmen erforderlich sind. Der Beurteilung der Handmaßnahmen kommt bei der Weiterführung des Vorhabens eine besondere Bedeutung zu.

Gegenstand des Vorhabens „Sicherheitsanalytische Untersuchungen zu schweren Störfällen in SWR“ ist die Weiterentwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen und ihre exemplarische Anwendung für SWR-Anlagen. Im Berichtszeitraum wurde ein umfangreicher Ereignisbaum erstellt, der mit den Anlagenschadenszuständen beginnt, mit Containmentschadenszuständen endet und die den Unfallablauf bestimmenden Phänomene und Notfallschutzmaßnahmen enthält.

Deterministische Untersuchungen zu verschiedenen Aspekten mit Integral- und Detailcodes dienen zur Quantifizierung des Ereignisbaumes. Mit dem Integralcode MELCOR wurde der gesamte Unfallablauf vom auslösenden Ereignis bis zur Containmentbelastung für einen Fall mit Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs berechnet. Dabei zeigte sich bei einer bestimmten Störfallsequenz für den nicht inertisierten Referenzreaktor eine frühe Gefährdung des Containments durch Wasserstoffverbrennung. Strukturmechanische Untersuchungen haben den Entwässerungsstutzen am Reaktordruckbehälter und den Ladedeckel des Sicherheitsbehälters als potentielle Versagensstellen bei Unfallabläufen identifiziert.

Zukünftige Reaktorkonzepte

Im Vorhaben „Modellierung thermohydraulischer Phänomene in neuen Reaktoren“ wird die Anwendbarkeit des Rechenprogramms ATHLET zur Analyse der Thermofluidodynamik des Kühlsystems und der Einrichtungen zur Not- und Nachkühlung von Leichtwasserreaktoren mit neuen Sicherheitskonzepten untersucht. Hierbei stellen insbesondere Reaktoren mit passiven Sicherheitssystemen an die Modellierung der Thermohydraulik erhöhte Anforderungen. Diese leiten sich aus den geringen Antriebskräften bei Naturumlauf und bei schwerkraftgetriebenen Einspeisungen sowie aus der Druckentlastung des Primärsystems bis nahezu auf den Containment-Druck ab.

Für generische Analysen mit ATHLET wurden vereinfachte Datensätze für DWR-Anlagen durch Komponenten zur Nachbildung passiver Sicherheitssysteme ergänzt. Erste Ergebnisse zu Leckstörfällen demonstrieren die Wirksamkeit passiver Sicherheitssysteme und die Wechselwirkung zwischen ihren Komponenten. Es zeigt sich, daß das Rechenprogramm ATHLET grundsätzlich in der Lage ist, passive Systeme zu modellieren. Durch die weiteren Analysen werden Modellierungsprobleme identifiziert und Lösungsempfehlungen erarbeitet.

Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke

Entwicklung deutsch-französischer Sicherheitsanforderungen an neue Reaktoren

Auf der Basis der „Gemeinsamen Empfehlungen von RSK und GPR für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke mit DWR“ und auf Empfehlung des deutsch-französischen Direktorats wurden im Rahmen eines BMU-Vorhabens sieben wichtige Themen vertieft behandelt. Diese Vertiefung umfaßte für jedes Thema u.a. eine Darlegung der technischen Sachverhalte und Fragestellungen, eine Übersicht über die bisherige Genehmigungspraxis in beiden Ländern, eine Darstellung von bereits angenommenen gemeinsamen Positionen sowie detaillierte Vorschläge für weitere gemeinsame Empfehlungen und Sicherheitsanforderungen.

Mit diesen Arbeiten wurde der deutsch-französische Prozeß zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen deutlich vorangetrieben, besonders bezüglich des Bruchausschlußkonzeptes, der Sicherheitssysteme, des praktischen Ausschlusses von Ereignisabläufen mit unzulässigen radiologischen Auswirkungen und der Rolle von probabilistischen Analysen bei der Sicherheitsbewertung.

Nutzung des Erfahrungsrückflusses aus dem Betrieb deutscher und ausländischer Kernkraftwerke

Schwerpunkte der Tätigkeiten waren wie in früheren Berichtszeiträumen

- die systematische, fachspezifische Auswertung von Ereignissen aus in- und ausländischen Kernkraftwerken zur Identifizierung sicherheitstechnischer Fragestellungen mit anlagenübergreifender Bedeutung,

- vertiefte Untersuchungen von in- und ausländischen Ereignissen zur Klärung von Sachverhalten, Ereignisabläufen und zur Übertragbarkeit,
- Ad-hoc-Stellungnahmen für den BMU sowie
- der nationale und internationale Erfahrungsaustausch.

Die fachspezifischen Auswertungen und vertieften Untersuchungen führten seit November 1994 zu fünf Weiterleitungsnachrichten (WL). WL sind ein bewährtes Instrument im Rahmen des Erfahrungsrückflusses aus dem Betrieb von Kernkraftwerken. In den WL wird von der GRS Betriebserfahrung mit übergreifender Bedeutung gezielt aufbereitet, sicherheitstechnisch bewertet und mit Empfehlungen für vorsorgliche Maßnahmen versehen. Hervorzuheben sind im Berichtszeitraum die WL:

Zu beobachtende Fehlanzeigen von Füllstandsmeßeinrichtungen in ausländischen Anlagen bei speziellen Drucktransienten

Hiervon betroffen waren insbesondere die Füllstandsanzeigen der Reaktordruckbehälter von Siedewasserreaktoren. Die umfangreichen Untersuchungen der GRS zur möglichen Größe einer Fehlanzeige und deren Einflußparameter sowie zur sicherheitstechnischen Bedeutung flossen in Empfehlungen für deutsche Anlagen ein, die in entsprechenden Abhilfemaßnahmen umgesetzt wurden bzw. noch werden.

Klemmen von Steuerstäben bei Abschaltvorgängen in einem schwedischen Kernkraftwerk (DWR) aufgrund betriebsbedingter Verbiegungen von Brennelementen in einer Größe und Form, wie sie bisher nicht beobachtet wurden

Die Ursache ist noch nicht eindeutig geklärt. Die WL sollte deutsche Betreiber auf dieses erstmals beobachtete Phänomen aufmerksam machen.

Fehlerhafte Einstellung von Ansprechdrücken bei Frischdampf-Sicherheitsventilen ausländischer Kernkraftwerke

Die der WL zugrundeliegenden Untersuchungen der GRS befaßten sich mit einem Vergleich der Einstellprozeduren in

den betroffenen ausländischen und deutschen Anlagen, wobei erkannt wurde, daß das Problem grundsätzlich übertragbar ist. Obwohl die Betriebserfahrung in deutschen Anlagen keine vergleichbaren Fehleinstellungen von Sicherheitsventilen zeigt, wurde in der WL nochmals auf das Problem hingewiesen und Empfehlungen gegeben, wie bei der Einstellung von federbelasteten Sicherheitsventilen systematische Fehler vermieden werden können. Zum großen Teil waren die entsprechenden Maßnahmen bereits verwirklicht.

Der Bedarf für Ad-hoc-Stellungnahmen zur fachlichen Unterstützung des BMU bei bundesaufsichtlichen Tätigkeiten hat sich im jetzigen Berichtszeitraum nicht wesentlich verändert. Anlässe waren insbesondere:

Die weiterführenden Fachdiskussionen zur Beurteilung der Reparaturen und Maßnahmen zur vorgesehenen Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerkes Brunsbüttel

Dies betrifft zum einen die Untersuchungen zum möglichen Offenbleiben von Ventilen des Sicherheits- und Entlastungsventilsystems, verursacht durch Materialablagerung, die von einer Federbeschichtung stammen. Zum anderen war eine RDB-Deckelsprühleitung betroffen, an der Anzeichen festgestellt wurden, die sich nach augenblicklichen Erkenntnissen als chloridinduzierte Spannungsrißkorrosion erklären lassen und mit der früheren Verwendung chloridhaltiger Dichtungen in Verbindung zu bringen sind.

Die in der GRS durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, daß beide Probleme keine Relevanz für das Wiederanfahren der Anlage haben.

Die Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung einer Dampfleckage aus einer unmittelbar an den Primärkreislauf anschließenden Rohrleitung eines Hilfssystems beim Kernkraftwerk Biblis B, die ein Abfahren der Anlage erforderte

Die GRS-Beurteilung befaßte sich mit der sicherheitstechnischen Bedeutung des Ereignisses, einer Wertung des infrage

kommenden Ursachenspektrums sowie der Übertragbarkeit auf andere DWR-Anlagen. Es wurden keine sicherheitsrelevanten Aspekte festgestellt, die einer Wiederinbetriebnahme entgegenstehen. Darüber hinaus wurde zu diesem Ereignis kurzfristig eine WL erstellt.

Weiterführende und vertiefte Stellungnahmen zur Bedeutung von Bränden in Räumen mit sicherheitstechnisch wichtiger Leittechnik (Rangierverteiler) des Kernkraftwerks Biblis A und dazu durchgeführte Brand-Simulationsrechnungen

Gegenüber früheren Sicherheitsbeurteilungen der GRS haben sich keine neueren, sicherheitstechnisch wichtigen Gesichtspunkte ergeben. Das Thema steht mittlerweile, wie auch Berichte in den Medien (ARD Tagesthemen) zeigen, im Vordergrund der von der Aufsichtsbehörde angestregten Diskussion zur Sicherheit des Weiterbetriebs der Anlage.

Zum Arbeitsschwerpunkt „Internationaler Erfahrungsaustausch“ sind die Abstimmungen mit Frankreich zur einheitlichen Bewertung von meldepflichtigen Ereignissen anhand der „Internationalen Skala zur Bewertung von bedeutsamen Ereignissen in kerntechnischen Einrichtungen (INES)“ hervorzuheben, bei denen die GRS wesentlich mitgewirkt hat.

Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern

In den letzten Jahren hat sich die GRS intensiv mit der Bewertung der Integrität von Reaktordruckbehältern befaßt und hier z.B. auf dem Gebiet der Thermochockanalysen eine Spitzenstellung im internationalen Vergleich erreicht. Darüber hinaus hat sie umfangreiche Erfahrung über den praktischen Einsatz von Analysemethoden und Regelwerken in West und Ost gewonnen.

Für die numerischen Analysen wurde von der GRS eine strukturelle und bruchmechanische Analyseketten eingesetzt, deren Verifizierung im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung mit großem

Erfolg und breiter internationaler Beteiligung fortgeführt wird. Dabei wurden erstmals auch russische Experimente und rechnerische Analysen in die Bewertung einbezogen.

Aus den dabei geführten detaillierten Diskussionen zu Regelwerksanforderungen für Integritätsbewertungen bei Störfällen zeigt sich, daß von den russischen Fachleuten die thermohydraulischen Randbedingungen der Störfälle bei den Berechnungen phänomenologisch weitergehend und auch konservativer gewählt werden, als dies in Nachweisen nach dem amerikanischen und deutschen Regelwerk geschieht. So ist z.B. eine Ausbreitung eines unterstellten Risses nach russischem Regelwerk nicht zugelassen. Andererseits haben die Analyseverfahren zur Berechnung der Beanspruchung postulierter Risse und auch die zerstörungsfreien Prüfungen zum Nachweis der Reißfreiheit anscheinend einen nicht so hohen Verifikationsstand wie in der Bundesrepublik.

Die für die Reaktordruckbehälter der Anlagen Stade und Obrigheim wieder aufgeflamnte Diskussion über die Aussage-sicherheit der Integritätsanalysen bei Notkühleinspeisungen zeigt ebenfalls, daß in der Bewertung dieser Sachverhalte aufgrund von Unterschieden in den Regelwerken, ihrer Interpretation und der Anwendung erhebliche Differenzen in den Endaussagen entstehen können. Aus GRS-Sicht stellt sich dazu das Bild wie folgt dar:

Für eine sorgfältige Nachweisführung sind umfassend die Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung einzusetzen, um die physikalischen Phänomene zu erfassen und die mehrdimensionalen Auswirkungen von Störfallbelastungen richtig zu ermitteln. Bezüglich der Abschätzung der Auswirkungen der Neutronenstrahlung auf das Werkstoffverhalten stützt man sich in der Bundesrepublik bei der Beurteilung von Altanlagen weitgehend auf anlagenspezifische Meßwerte ab, die aber zum Teil erheblich unter den Werten liegen, die sich bei Anwendung des deutschen Regelwerks ergeben würden und von daher Gegenstand weiter-

gehender Diskussion sind. Einzelabweichungen vom Regelwerk erfordern eine Überprüfung hinsichtlich der Konsistenz der sicherheitstechnischen Gesamtaussage, worauf die GRS fachlich hinarbeiten wird.

Beurteilung der Frischdampf-Sicherheitsarmaturen-Station (FSA-Station) für das KKW Unterweser

Die FSA-Station ist eine eigenmediumgesteuerte Armaturenstation. Aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung besitzt sie einen hohen Redundanzgrad und ist in hoher Qualität hergestellt. Da gemeinsam bedingte Ausfälle (GVA) bei eigenmediumgesteuerten Armaturen in der Betriebserfahrung aufgetreten sind, war zu prüfen, welche Bedeutung sich daraus für die FSA-Station im KKW Unterweser ergibt. Da die GRS auf dem Gebiet der GVA speziellen Sachverstand besitzt, wurde sie auf Wunsch der zuständigen Behörde mit einer gutachterlichen Stellungnahme im Unterauftrag des TÜV Nord beauftragt.

Von der GRS wurde in ihrer Stellungnahme aufgezeigt, daß das probabilistische Niveau der GVA-Anfälligkeit der FSA-Station in den relevanten Teilbeträgen unausgewogen ist. Außerdem rechtfertigt das Niveau nicht den praktischen Ausschluß eines GVA-bedingten Totalausfalls. Es wurde empfohlen, mittelfristig das Niveau der relevanten Einzelbeiträge anzugleichen. Darüber hinaus sollte langfristig erreicht werden, daß ein GVA-bedingter Totalausfall praktisch ausgeschlossen ist.

Probabilistische Sicherheitsanalysen für deutsche Kernkraftwerke

Die GRS hat termingerecht Ende 1994 die Ergebnisse der PSA für das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) vorgelegt. Die Analysen wurden auf der Basis zweier unterschiedlicher Anlagenzustände durch geführt:

Ist-Zustand der Anlage Ende Oktober 1994 und Anlagenzustand nach Durchführung von sechs geplanten Änderungen. Für diese beiden Anlagenzustände ergaben die Analysen eine Gesamthäufigkeit von Anlagengefährdungszuständen von $2,3 \cdot 10^{-4}/a$ bzw. $6,2 \cdot 10^{-5}/a$.

Dominanter Beitrag ist das Dampferzeuger-Heizrohrleck 2F, das mit 56 % (Anlagenzustand ohne geplante Änderungen) bzw. 78 % (Anlagenzustand nach Durchführung der geplanten Änderungen) zur Gesamthäufigkeit von Anlagengefährdungszuständen beiträgt.

Die technische Diskussion der Ergebnisse führte zu weiteren Änderungsvorschlägen des Betreibers bei leittechnischen Einrichtungen, Betriebshandbuch und Funktionsprüfungen. Diese Änderungen sollen bereits während des Brennelementwechsels 1995 realisiert werden. Der praktische sicherheitstechnische Nutzen der PSA für die Anlage KWO hat sich sowohl hinsichtlich ingenieurtechnischer Erkenntnisse sowie für die Verbesserungen des Vorsorgeniveaus erwiesen.

Sicherheitstechnischer Beurteilungsmaßstab für die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ)

Von der RSK wurde empfohlen, die während des Betriebs von Kernkraftwerken vorgesehenen Prüfungen in regelmäßigen Zeitabständen durch eine ganzheitliche Sicherheitsüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ) zu ergänzen. Dabei soll die PSÜ keine Wiederholung des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens sein und ebenfalls nicht die bisherigen Prüfungen ersetzen. Das Ziel soll vielmehr sein, das Sicherheitsniveau der bestehenden KKW nach ganzheitlichen Gesichtspunkten zu harmonisieren und weiterzuentwickeln. Die PSÜ soll einheitlich für alle KKW durchgeführt werden, und zwar sowohl unter deterministischen als auch unter probabilistischen Gesichtspunkten.

Bei der deterministischen Sicherheitsüberprüfung ist es gängige Praxis, das kerntechnische Regelwerk heranzuziehen. Die direkte Anwendung des kerntechnischen Regelwerks ist aber für PSÜ nicht zielführend. Dies liegt im wesentlichen daran, daß es in weiten Bereichen durch die technischen Konzepte und insbesondere durch die technischen Ausführungen neuer Anlagen geprägt und mehr für die Auslegung und Errichtung von Neuanlagen konzipiert ist. Daher ist dessen formale Anwendung auf ältere Anlagen nicht sachgerecht und auch nicht geeignet, die Ziele der PSÜ zu erreichen.

Aufbauend auf dem kerntechnischen Regelwerk wurde deshalb von der GRS in einer knapp anderthalbjährigen Arbeit das "Gestaffelte Sicherheitskonzept" für die Sicherheitsbeurteilung der bestehenden Kernkraftwerke bei der PSÜ entwickelt.

Das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ ist eine Zusammenstellung sicherheitstechnischer Anforderungen, die für ein angemessenes Sicherheitsniveau der bestehenden KKW von grundsätzlicher Bedeutung sind. Die Anforderungen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ wurden aus dem kerntechnischen Regelwerk abgeleitet und berücksichtigen neuere sicherheitsrelevante Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung, den Sicherheitsanalysen, der Forschung und Entwicklung sowie den durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen. Dabei sind die grundsätzlichen Anforderungen im Sinne des bekannten „defense-in-depth“-Konzepts auf vier Sicherheitsebenen dargestellt.

Mit dem „Gestaffelten Sicherheitskonzept“ liegt nicht nur ein einheitlicher Bewertungsmaßstab für die deterministische Sicherheitsüberprüfung vor. Bestandteil ist auch eine Beurteilungsgrundlage für die Bewertung der Dringlichkeit und Notwendigkeit von Sicherheitsverbesserungen im Falle von Abweichungen, die bei der deterministischen oder probabilistischen Sicherheitsüberprüfungen im Rahmen der PSÜ festgestellt werden.

Sicherheitsuntersuchungen zu Entsorgung und Brennstoffkreislauf einschließlich Strahlenschutz

Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren Konrad

Am 10. Oktober 1994 wurde der Entwurf des Planfeststellungsbeschlusses für das Endlager Konrad durch den BMU an die Planfeststellungsbehörde (NMU) übergeben mit der Aufforderung, innerhalb von zwei Monaten hierzu Stellung zu nehmen. Am 12. Dezember 1994 ging diese Stellungnahme beim BMU ein. Gegenwärtig wertet die GRS gemeinsam mit dem BMU diese Stellungnahme aus.

Weitere wesentliche Arbeitspunkte betreffen die Unterstützung des BMU bei Beratung von Einzelfragen zu verschiedenen Rechtsgebieten wie Bergrecht, Baurecht und Naturschutzrecht, sowie die sogenannte Konsistenzprüfung der Planfeststellungsunterlagen. Hierunter fallen der Abgleich der ausgelegten Unterlagen mit den dem Planfeststellungsbeschuß zugrundeliegenden Unterlagen, ihre Prüfung auf formale und inhaltliche Konsistenz, die Aktualisierung von Ver-

weisen und herangezogenen technischen Regeln und Richtlinien sowie des Revisionsstandes der Unterlagen. Nach Abschluß der Arbeiten sind die Voraussetzungen für einen für Bund und Land tragfähigen Planfeststellungsbeschuß gegeben.

Qualifizierung und Validierung von Codes für Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager

Im Auftrag des BMBF hat die GRS Anforderungen zur Qualitätssicherung von Rechenprogrammen zur Analyse der Langzeitsicherheit für Endlager erstellt. Diese Anforderungen wurden mit dem BfS, der BGR, dem IFT und mit dem Projektträger abgestimmt. Künftige Programmentwicklungen, insbesondere die Entwicklung eines neuen modernen Rechenprogramms zur Grundwasserströmung, werden diesen Anforderungen und Empfehlungen entsprechend strukturiert und abgewickelt. Die GRS wird diese vom IFT geleitete Programmentwicklung hinsichtlich der Qualitätssicherung begleiten.

Außerdem hat die GRS an dem internationalen Validierungsprojekt INTRAVAL der

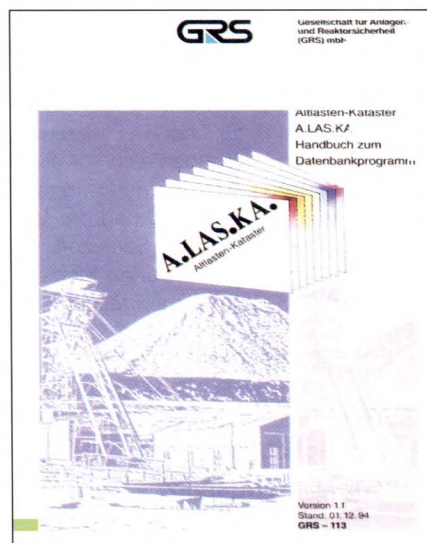


Unterstützung für den BMU leistet die GRS im Zusammenhang mit dem dem Planfeststellungsverfahren für das geplante Endlager Konrad. (Foto: BfS)

OECD/NEA teilgenommen. Dieses Projekt ist nunmehr abgeschlossen. Die Ergebnisse sind nur zum Teil befriedigend. Bei komplexeren Problemen und bereits kleineren Veränderungen der Modellierung ist die Bandbreite der berechneten Ergebnisse groß. Die GRS organisierte im April 1995 einen Workshop, der sich mit der Planung weiterer internationaler Validierungsprojekte befaßte.

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)

Die Ergebnisse der abgeschlossenen Verifikation zur Erfassung und radiologischen Einordnung von ca. 5400 bergbaulichen Hinterlassenschaften des Alt- und Uranbergbaus wurden zusammen mit Vertretern von BfS und BMU in den Ländern Sachsen, Sachsen-Anhalt und Thüringen in den Umweltministerien und vor den Landräten der betroffenen Regionen vorgestellt und diskutiert. Dabei wurde den Ländern und jedem Landrat das betreffende Kartenmaterial übergeben und die Handhabung der Datenbank A.LAS.KA. demonstriert. Vereinbarungsgemäß wird die Datenbank zentral in den Ländern geführt.



Das Handbuch zum Datenbankprogramm A.LAS.KA, das die GRS im Auftrag des BfS entwickelt hat

Als ein wichtiges Ergebnis der radiologischen Bewertung kann gesagt werden, daß 65 % der Objekte im derzeitigen Zustand keine Bedeutung für die Strahlenexposition der Bevölkerung in diesen Gebieten haben und deshalb auch nicht weiter zu berücksichtigen sind. Die weiter zu untersuchenden Flächen belaufen sich insgesamt auf ca. 2300 ha.

Auf der Basis der Ergebnisse der radiologischen Bewertung der Objekte werden Meßprogramme in Zobes-Mechelgrün, Johannegeorgenstadt und Zwickau zur Ausschreibung vorbereitet. Ein weiterer Arbeitsschwerpunkt ist die Integration von Informationen der Umweltdatenbank der Wismut AG in die Datenbank A.LAS.KA.

Sicherheitsuntersuchungen ausländischer Anlagen

Zur Verbesserung der Sicherheit in Kernkraftwerken sowjetischer Bauart kann auf absehbare Zeit auf westliche Hilfe und westliches Know-how nicht verzichtet werden.

Der mangelhafte Sicherheitszustand der Kernkraftwerke sowjetischer Bauart verschärft sich noch durch die schlechte wirtschaftliche Gesamtsituation. Dies führt häufig zu Motivationsverlusten beim Betriebspersonal, Mängel bei der Betriebsführung und Problemen bei der Ersatzteilbeschaffung und der Umsetzung des Modernisierungsprogramms für die Kernkraftwerke in diesen Ländern.

Aus diesem Grunde ist das Investitionsprogramm des BMU für Rußland und die Ukraine ein entscheidender Beitrag zu den Modernisierungsmaßnahmen dieser Betreiberländer. Es wird vom Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) der GRS als Projektträger des BMU durchgeführt.

Ein wesentlicher Schwachpunkt beim Betrieb von Kernkraftwerken in MOE- und NUS-Ländern ist in den unzureichenden Informations- und Kommunikationssystemen zu sehen. Aus diesem Grunde

wurden auch im Investitionsprogramm des BMU Lieferungen auf dem Gebiet der DV- und Telekommunikationstechnik berücksichtigt.

Die Anlagen- und Betriebsdokumentation, die in den Kernkraftwerken der MOE-Staaten und der Ukraine zur Verfügung steht, wurde bei verschiedenen Sicherheitsanalysen der GRS als besondere Schwachstelle erkannt. Es zeigte sich, daß auf dieser Grundlage eine ordnungsgemäße und sichere Betriebsführung nicht gewährleistet ist, da die vorhandenen Dokumentationen nur schwer handhabbar und oft in sich widersprüchlich bzw. fehlerhaft sind. Darüber hinaus fehlen den Behörden entsprechende regulatorische Vorgaben.

Deshalb wird in Zusammenarbeit mit dem Betreiber des Kernkraftwerks Rovno von der GRS ein Konzept für wesentliche Teile der Anlagen- und Betriebsdokumentation für ein Kernkraftwerk vom Typ WWER 1000/320 erarbeitet. Dazu gehören die Erstellung von Mustern für Inventarverzeichnis, Systemschaltpläne und Systembeschreibungen. Anhand der fertiggestellten Muster werden bereits die entsprechenden Anlagendokumentationen durch das Anlagenpersonal des KKW Rovno für die Blöcke 3 und 4 selbständig erstellt.

Mit dem Pilotprojekt zur Erarbeitung sicherheitsrelevanter Betriebsunterlagen werden deutsche Standards vermittelt und in der Referenzanlage umgesetzt. Es besteht die begründete Erwartung, daß die dort durchgeführten Arbeiten beispielgebend für andere Kernkraftwerke der Ukraine und der MOE-Staaten sein werden.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den mittel- und osteuropäischen Ländern

Das Vorhaben „Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren“ wurde

im Dezember 1994 abgeschlossen. Entwicklungsschwerpunkte waren neben der Adaption und Verifikation von ATHLET für WWER-Reaktoren die Kopplung eines am Moskauer Kurchatov-Institut entwickelten WWER-spezifischen 3D-Kernmodells mit ATHLET und die Überprüfung und Weiterentwicklung des Codes DRASYS zur Analyse des Naßkondensatorverhaltens der Baulinie WWER 440/213.

Das Programm ATHLET wurde anhand der Nachrechnung von Integralversuchen und Inbetriebnahmeversuchen überprüft. Die Ergebnisse der ATHLET-Rechnungen zu den Naturumlaufexperimenten am finnischen Versuchsstand PACTEL im Rahmen der Teilnahme am Internationalen Standardproblem der OECD sowie an der ungarischen PMK-Anlage im Rahmen des internationalen Standardproblems der IAEA zeigen, daß mit dem Programm ATHLET das globale Verhalten von WWER-Versuchsanlagen mit ihren spezifischen konstruktiven Besonderheiten zufriedenstellend wiedergegeben werden. Die Analysen verdeutlichen jedoch den Bedarf für eine verbesserte Simulation des horizontalen Dampferzeugers. Anhand der Nachrechnung von Betriebstransienten erfolgte die Überprüfung und Absicherung der in ATHLET implementierten WWER-spezifischen Reglermodelle.

Veranstaltungen für GUS- und MOE-Staaten auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit

Diese Veranstaltungen – Seminare, Workshops, Hospitationen und Arbeitstreffen – dienen dem Gedanken- und Informationsaustausch und der Hilfe zur Selbsthilfe. Die Themenbereiche sind vor allem Entwicklung eines Genehmigungsverfahrens, Methoden der Sicherheitsbewertung bei neuen und in Betrieb befindlichen Anlagen sowie ökonomische Voraussetzungen für Genehmigung und Aufsicht. An Spezialthemen wurden im Berichtszeitraum Brandschutz, Sicherung kerntechnischer Anlagen und die Standort- und Errichtungsgenehmigung für ein russisches Kernkraftwerk der neuen Generation behandelt.

Zusammenarbeit mit der Russischen Föderation auf dem Gebiet der Sicherung kerntechnischer Anlagen

Infolge der Plutoniumfunde in Tengen und auf dem Münchner Flughafen hat die GRS im Auftrag des BMU Gespräche mit den für die Sicherung zuständigen russischen Behörden geführt, um eine intensivere Zusammenarbeit bei Fragen der technischen Sicherung anzuregen. Die Gespräche fanden zunächst auf Arbeitsebene und danach auf Minister-/Geschäftsführerebene statt.

Deutsch-russische Kooperation im Rahmen der Abrüstung von nuklearen Waffen

Im Auftrag des Auswärtigen Amtes hat die GRS federführend in einem Konsortium mit der Firma Siemens AG und in Zusammenarbeit mit dem russischen Ministerium für Atomenergie (MINATOM) eine technische Studie erstellt, in der die Möglichkeiten eines Einsatzes von waffengrädigem Plutonium zur Energieerzeugung in der Kernenergiewirtschaft untersucht wurden. Diese erste gemeinsame deutsch-russische Arbeit auf dem Gebiet der Abrüstung von Nuklearwaffen konzentriert sich auf die Gebiete Herstellung von Mischoxidbrennstoff aus waffengrädigem Plutonium und Einsatz dieser Brennelemente in Schnellen und Thermischen Reaktoren.

Nichtnukleare Arbeitsgebiete

Geschäftsstelle für die Störfall-Kommission (SFK) und den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA)

Die Führung der Geschäfte von TAA und SFK liegt bei der Geschäftsstelle, die nach dem zwischen dem Umweltbundesamt (UBA) und der GRS abgeschlossenen Vertrag bei der GRS eingerichtet ist. Die

Geschäftsstelle, als gemeinsame Einrichtung von TAA und SFK, erledigt die Geschäftsführung und unterstützt TAA und SFK sowie deren Unterausschüsse im Rahmen der festgelegten Beratungsaufgaben administrativ und fachlich.

Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch

Aufgabe der von der GRS in ihrem Berliner Büro eingerichteten Geschäftsstelle der Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (SK-UGB) ist die organisatorische Betreuung und Koordinierung der Arbeiten der Kommissionsmitglieder. Der Auftrag der SK-UGB besteht in der Harmonisierung und Zusammenführung des Umweltrechts der Bundesrepublik Deutschland in einem einheitlichen Umweltgesetzbuch.

Sicherheitsbeurteilung des ETW

Kurz vor der kommerziellen Inbetriebnahme des Europäischen Transsonischen Windtunnels in Köln Porz (ETW) traf die internationale Fachgruppe (USA, Großbritannien, Frankreich, Niederlande, Deutschland) zum dritten Mal zusammen, um Vorschläge zur Erhöhung der Sicherheit des ETW zu erarbeiten. Der mit einem 50-MW-Gebläse ausgestattete Kryo-Windtunnel dient der Ermittlung aerodynamischer Daten für neue Flugzeuge. Sicherheitsfragen ergeben sich vor allem aus dem Betrieb bei niedrigen Temperaturen bis zu minus 160°C und der Verwendung von flüssigem Stickstoff als Arbeitsmedium. Die GRS war an allen drei Phasen der Sicherheitsbeurteilung beteiligt.

Beurteilung von Leck- und Bruchmöglichkeiten am Sauer gasleitungsnetz

Für die BEB Erdgas und Erdöl GmbH, Hannover, wurden in den vergangenen Jahren von der GRS verschiedene Aufgabenstellungen zur sicherheitsorien-

tierten Beurteilung durchgeführt. Diese Arbeiten wurden jetzt erfolgreich abgeschlossen. Im Vordergrund standen dabei die Bewertung von Schadensursachen, Rißentstehung und des Leck-Öffnungsverhaltens erdverlegter Gasleitungen einschließlich Streckenarmaturenstationen. Die von der GRS erarbeiteten Ergebnisse konnten vom Betreiber in komplexen Risikoanalysen sowohl in anstehenden Genehmigungsverfahren als auch für seine weiteren Planungsarbeiten und Optimierung der Betriebsstrategien nutzbringend eingesetzt werden.

Eignungsuntersuchung zur Verbringung von Rückständen in offene Grubenräume (Untertagedeponien)

Im Auftrag des BMBF entwickelte die GRS in Zusammenarbeit mit Universitäten und der Ruhrkohle AG analytische Methoden, die für eine Prüfung eingesetzt werden sollen, welche bergbaufremden Rückstände in ehemalige Bergwerke als Untertagedeponien verbracht werden können. Dabei wird insbesondere geprüft, welche bereits vorliegenden Methoden aus dem Bereich der Endlagerung nuklearer Abfälle auch für diesen Zweck genutzt oder nach Modifikation angewendet werden können.

Zunächst hat eine Arbeitsgruppe, bestehend aus GRS, Universität Bonn und Vertretern des Landesumweltamtes und des Landesoberbergamtes Nordrhein-Westfalen, damit begonnen, eine Datenbank für infrage kommende Stoffe und ihre Eigenschaften zu erstellen. Eine Datenbank der geeigneten Gruben wurde aufgebaut.

Eine zweite Arbeitsgruppe erhebt experimentelle Daten in Karbon- und Erzgestein durch Laborexperimente. 1995 folgten In-situ-Experimente. Weitere Arbeiten zur Anpassung von Rechenprogrammen zur Schadstoffausbreitung wurden begonnen.

Forschungsergebnisse zur Reaktorsicherheit

Forschung und Entwicklung

Das Gebiet Forschung und Entwicklung ist ein wesentlicher Baustein im Tätigkeitsfeld der GRS. Die enge Verbindung von Reaktorsicherheitsforschung, Kenntnis der Anlagentechnik und Erfahrung in der übergreifenden Betriebsauswertung ist die Grundlage für eine fundierte Fachberatung in Aufsicht und Genehmigung und stellt eine besondere Stärke der GRS dar. Neue Forschungsergebnisse werden unmittelbar bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragestellungen umgesetzt. Anforderungen aus der Aufsichts- und Genehmigungspraxis werden bei der Planung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten einbezogen.

Wesentliches Ziel der F&E-Arbeiten in der GRS ist es, abgesicherte Methoden und Verfahren zur sicherheitstechnischen Bewertung von Leichtwasserreaktoren bereitzustellen. Die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen ist daher ein Schwerpunkt der F&E-Arbeiten

in der GRS. Gefördert werden diese Arbeiten vom Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF).

In Bild 5.1 ist das GRS-Codesystem zur Analyse des Stör- und Unfallverhaltens von Leichtwasserreaktoren dargestellt. Es enthält sowohl Rechenprogramme auf der Basis mechanistischer Modelle mit detaillierter Erfassung der Einzelphänomene als auch schnellaufende Integralcodes mit teilweise vereinfachter Phänomenbeschreibung. Der Anwendungsbereich des Codesystems umfaßt die Analyse von Auslegungsstörfällen, die Analyse von auslegungsüberschreitenden Störfällen ohne schwere Kernschäden sowie die Analyse von Unfällen mit partiellem oder vollständigem Schmelzen des Reaktorkerns. Eingeschlossen in den Simulationsumfang sind die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

Rechenprogramme auf der Basis mechanistischer Modelle

Für die detaillierte Beschreibung der stör- und unfallbedingten Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf werden die Programme QUABOX/CUBBOX, ATHLET und ATHLET-CD entwickelt.

QUABOX/CUBBOX wurde von der GRS zur Beschreibung des mehrdimensionalen neutronenphysikalischen Kernverhaltens entwickelt und anhand von Anlagentransienten und Benchmarkrechnungen validiert und überprüft. Die thermohydraulischen Randbedingungen werden hierbei als Zeitfunktionen des Kühlmitteldurchsatzes vorgegeben. Das Programm wird intern und extern, d.h. sowohl von der GRS als auch von anderen in- und ausländischen Organisationen, zur Analyse des Kernverhaltens bei Betriebstransienten und Störfällen eingesetzt. Schwerpunkt der laufenden Entwicklungsarbeiten ist die Kopplung von QUABOX/CUBBOX mit dem Programm ATHLET. Die Beschrei-

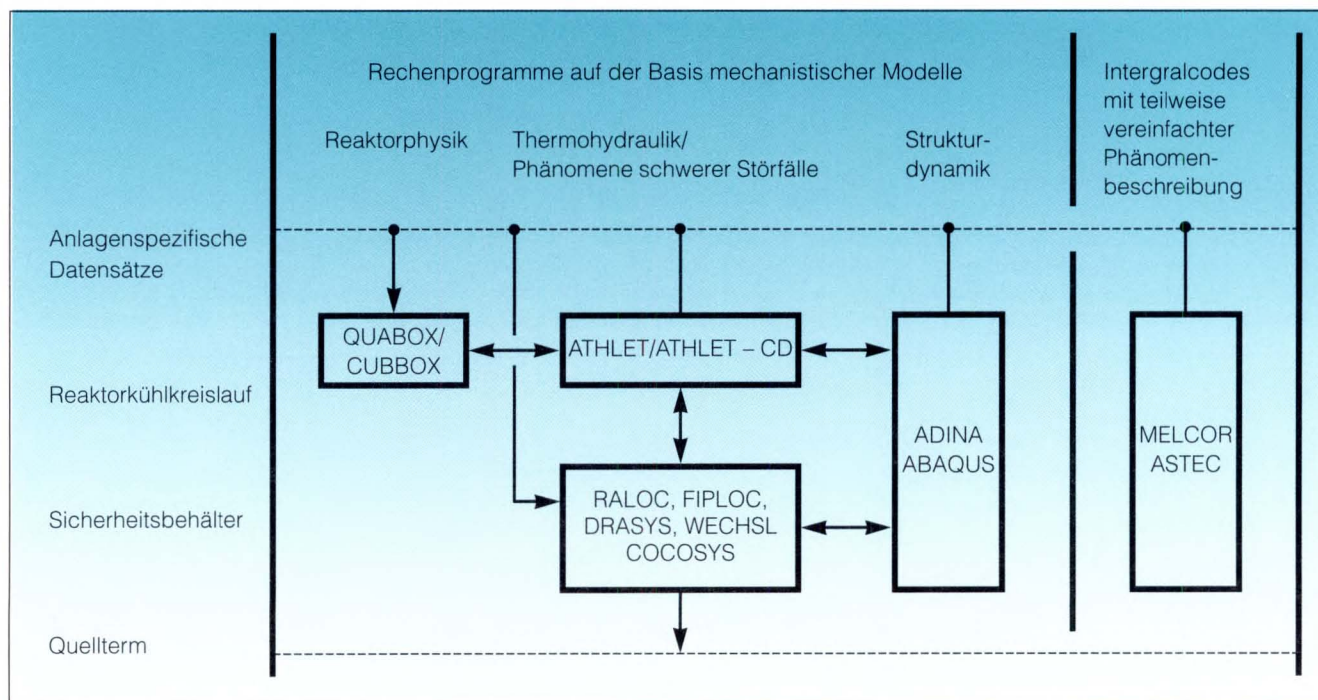


Bild 5.1: GRS-Codesystem zur Analyse des Stör- und Unfallverhaltens von Leichtwasserreaktoren

bung des Kernverhaltens mit QUABOX/CUBBOX, gekoppelt mit einer Mehrkanal-darstellung von ATHLET, ermöglicht z.B. eine realistischere Simulation von Unterkühlungs- oder Deborierungsstörfällen, die durch eine starke Rückwirkung der lokalen Änderungen fluiddynamischer Parameter auf die Kritikalität gekennzeichnet sind.

Zur Analyse des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren bei Betriebstransienten und Auslegungsstörfällen sowie im auslegungsüberschreitenden Bereich ohne größeren Kernschaden wird von der GRS das Programm ATHLET entwickelt. Die Validierung des Programms erfolgt im Rahmen eines Verifikationsverbundes mit externen Institutionen anhand der Voraus- und Nachrechnung von Einzeleffekt- und Integralexperimenten sowie durch die Analyse von Inbetriebnahmeversuchen und aufgetretenen Störfällen in Kernkraftwerken. Die guten Ergebnisse, die bei blinden Vorausrechnungen von Experimenten im Rahmen internationaler Standardprobleme erzielt wurden, dokumentieren den hohen Entwicklungsstand. Das Programm wird sowohl intern als auch extern für versuchsbegleitende Analysen und für die Sicherheitsbewertung von Leichtwasserreaktoren eingesetzt. Das Programm ist gleichzeitig die wesentliche Modellbasis für die GRS-Testwarte und den GRS-Analysesimulator.

Schwerpunkt der laufenden Entwicklungsarbeiten ist die Fertigstellung und Absicherung der Zwei-Fluid-Version mit separierter Beschreibung der Wasser- und Dampfphase (6-Gleichungsversion). Zusätzliche Anforderungen ergeben sich durch die Erweiterung des Simulationsumfanges, wie z. B. der Simulation von Anlagenzuständen im Nichtleistungsbetrieb oder der Simulation passiver Sicherheitssysteme bei neuen Reaktorkonzepten. Verbunden mit dem Übergang auf „Best Estimate“-Analysen stellt die Modellentwicklung zur Beschreibung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge und die Quantifizierung der Codeunsicherheiten einen weiteren Arbeitsschwerpunkt dar. Des weiteren erfordert der zunehmende Detaillierungsgrad der Systemnachbil-

dung, die Kopplung von Thermohydraulik und mehrdimensionaler Neutronenkinetik sowie die interaktive Störfallsimulation in der Testwarte und im Analysesimulator eine Erhöhung der Robustheit und Ablaufgeschwindigkeit des Codes.

Zur Simulation des Kühlkreisverhaltens bei schweren Störfällen wird die Programmversion ATHLET-CD in Zusammenarbeit mit dem Institut für Kernenergie und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart entwickelt. Die im IKE zur Beschreibung von Kernschmelzvorgängen erstellten und vorgeprüften Modelle werden von der GRS übernommen und in ATHLET-CD implementiert. Zur Zeit wird das Programm anhand der Nachrechnung von Einzeleffekt- und Integralexperimenten für die frühe Phase des Kernschmelzunfalls validiert. Schwerpunkt der zukünftigen ATHLET-CD-Entwicklung ist die Simulation der späten Phase des Kernschmelzunfalls. Die Beschreibung der Schmelzeverlagerung und Schmelzekühlung im Kernbereich sowie die Wechselwirkung Schmelze-Reaktordruckbehälterwand im Bereich des unteren Plenums stehen hierbei im Mittelpunkt.

Für die detaillierte Beschreibung der Vorgänge im Sicherheitsbehälter während des Stör- und Unfallablaufs stehen die Programme RALOC, FIPLOC, DRASYS und WECHSL zur Verfügung.

Zur Simulation der Vorgänge im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren wurden von der GRS die Programme RALOC (Thermohydraulik, Wasserstoffverteilung, Wasserstoffverbrennung) und FIPL-OC (Thermohydraulik, Spaltprodukt- und Aerosolverhalten) erstellt. Die Entwicklung der beiden Programme ist weitgehend abgeschlossen. Sowohl RALOC als auch FIPLOC wurden einem umfangreichen Validierungsverfahren unterworfen. Die Programme werden in- und extern für versuchsbegleitende Analysen und im Rahmen der sicherheitstechnischen Bewertung von Volldrucksicherheitsbehältern eingesetzt. Die Simulation des Druckabbausystems von Siedewasserreaktoren erfolgt mit dem GRS- Programm DRASYS. Zur Beschreibung der Schmelze-Beton-

Wechselwirkung wird das im Forschungszentrum Karlsruhe entwickelte Programm WECHSL eingesetzt.

Basierend auf den mechanistischen Grundmodellen von RALOC, FIPLOC, DRASYS und WECHSL wird zur Analyse der physikalisch-chemischen Prozesse im Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren das Programm COCOSYS entwickelt. Neue Modelle, wie z.B. Modelle zur Beschreibung der Schmelzeausbreitung und Schmelzekühlung werden einbezogen und die wesentlichen Wechselwirkungen zwischen den Einzelprozessen, wie z.B. zwischen Temperatur- und Strömungsverteilung, Wasserstoffverteilung, Wasserstoffverbrennung sowie Spaltprodukt- und Aerosolverhalten in geschlossener Form erfaßt. Die Forderung nach einer verstärkten Containmentfunktion bei neuen Reaktoren und die daraus resultierende Anforderung an deren sicherheitstechnische Nachweisführung stellen höchste Ansprüche an die Qualität des Codes COCOSYS.

Im Mittelpunkt der F&E-Arbeiten auf dem Gebiet Komponentenverhalten steht die Bereitstellung von Methoden und Verfahren, um die Tragfähigkeit, Dichtheit und Funktionsfähigkeit von Komponenten, wie Reaktordruckbehälter, Rohrleitungen, Pumpen und Ventile, sicherheitstechnisch bewerten zu können. Hierbei sind die aus dem Reaktorbetrieb resultierenden Langzeiteffekte, wie Materialermüdung, Rißwachstum, Korrosion und Strahlenversprödung zu berücksichtigen. Für den Bereich der Auslegungsstörfälle stehen die hierfür erforderlichen Methoden und Verfahren zur Verfügung. Basierend auf dem Strukturdynamikcode ADINA wurde von der GRS ein Programmsystem entwickelt, um ausgehend von den mit Thermohydraulikcodes errechneten Lasten die Beanspruchung von Einzelkomponenten zu ermitteln. Die aus der Verformung und Verschiebung von anschließenden Bauteilen resultierenden Belastungen werden näherungsweise durch vorzugebende Randbedingungen erfaßt. Ziel der laufenden Arbeiten ist die Bereitstellung eines Verfahrens zur Simulation von Gesamtsystemen (z.B. Primär- und Sekundärkreis eines Druckwasserreaktors) mit voller Er-

fassung der Komponentenwechselwirkungen. Erforderlich ist dies insbesondere für Störfälle im auslegungsüberschreitenden Bereich. Hier sind, verursacht durch höhere Temperaturen und höhere Belastungsgeschwindigkeiten, das nichtlineare Materialverhalten (Verfestigungen, Fließen) sowie das nichtlineare geometrische Strukturverhalten (große Verschiebungen, große Dehnungen) zu berücksichtigen.

Integralcodes mit teilweise vereinfachter Phänomenbeschreibung

Für orientierende Rechnungen, z.B. im Rahmen probabilistischer Untersuchungen zur Analyse eines sehr weiten Spektrums von Stör- und Unfällen, charakterisiert durch eine Vielzahl von Kombinationen unterschiedlicher Systemverfügbarkeiten, wird zur Zeit noch der US-Code MELCOR eingesetzt. Die Entwicklung

eines eigenen schnellaufenden Integralcodes mit teilweise vereinfachter Phänomenbeschreibung wird von IPSN und GRS gemeinsam verfolgt. Mit der Entwicklung des Codes ASTEC werden die bei IPSN und GRS vorliegenden Kenntnisse und Erfahrungen auf dem Gebiet der Codeentwicklung und Codevalidierung zusammengeführt. Die Fertigstellung einer ersten ASTEC-Version wird mit größtem Nachdruck verfolgt, um für probabilistische Analysen Anfang 1997 einen gemeinsamen Integralcode bei IPSN und GRS einsetzen zu können.

Programmadaption für WWER- und RBMK-Anlagen

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Rußland wurden die GRS-Programme QUABOX/CUBOX, ATHLET, RALOC und DRASYS zur

Beschreibung der anlagenspezifischen Besonderheiten der WWER- bzw. RBMK-Anlagen erweitert bzw. adaptiert. Die erste Stufe der Adaption ist weitgehend abgeschlossen. Ein Beitrag zur Absicherung der GRS-Codes für WWER-Anlagen erfolgte im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Ungarn und der Tschechischen Republik. Schwerpunkt der weiteren Zusammenarbeit mit den östlichen Partnern im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit ist die Absicherung der adaptierten Codes sowie die Verbesserung der Analysetechnik für den Bereich der schweren Störfälle.

K. Wolfert

5.1 Gekoppelte Programmsysteme

Thermohydraulik – 3D-Neutronenkinetik: ATHLET mit QUABOX/CUBBOX und BIPR-8

In den Störfallanalysen werden die Untersuchungen für das nukleare und thermohydraulische Kernverhalten sowie die Untersuchungen für das gesamte Reaktoranlagenverhalten bei Betriebstransienten oder Leckstörfällen üblicherweise weitgehend getrennt voneinander durchgeführt. Eine solche Aufteilung der Störfalluntersuchungen in Kernberechnungen einerseits und Reaktoranlagenberechnungen andererseits ist in vielen Fällen sinnvoll und trägt zudem wesentlich dazu bei, den Rechenaufwand zu verringern. Für eine genauere und realitätsgetreuere Modellierung von Störfällen ist es allerdings notwendig, die Programme zur Beschreibung der Neutronenkinetik im Kern mit denen für die Thermofluidodynamik im Kühlkreislauf zu koppeln.

Aktueller Stand der Analysemethoden

Das Kernverhalten wird durch 3D-Neutronendynamikmodelle beschrieben, wobei die Neutronendiffusionsgleichungen einschließlich der Rückwirkungsmodelle für Kühlmittelströmung und Brennstabverhalten gelöst werden. Die effizienten Lösungsverfahren für die Neutronendiffusionsgleichungen beruhen auf Grobgittermethoden oder nodalen Verfahren mit lokaler Polynomapproximation des Neutronenflusses innerhalb der Gittereinteilung. Die thermohydraulischen Randbedingungen für den Kern werden als Zeitfunktionen für die Massenstrom- und Kühlmitteltemperaturverteilung am Kerneintritt sowie den Systemdruck und Kerndruckabfall vorgegeben. In der GRS wurde für Druck- und Siedewasserreaktoren mit quadratischen Brennelementquerschnitten das Kernmodell QUABOX/CUBBOX entwickelt. Für russische WWER-Reaktoren mit hexagonalen Brennelementen hat das Moskauer Kurchatov-Institut das Rechenprogramm BIPR-8 für die Neutronendynamik erarbeitet. Es ist dies das neueste Rechenmodell in einer längeren Entwicklungsreihe.

Das gesamte Reaktoranlagenverhalten bei Betriebstransienten und Leckstörfällen wird durch Systemcodes wie das GRS-Rechenprogramm ATHLET untersucht. Der Systemcode beschreibt die fluidodynamischen Vorgänge im Primär- und Sekundär-

kreis, das Verhalten von Komponenten, wie Kühlmittelpumpen, Druckhalter und Dampferzeuger, die betrieblichen Regelsysteme und die sicherheitstechnischen Einrichtungen. Die Leistungserzeugung im Kern und die Reaktivitätsänderung wird im allgemeinen durch vereinfachte neutronenkinetische Modelle wie Punktkinetik oder 1D-Kinetik beschrieben. Der Schwerpunkt der Modellierung liegt im Systemcode zunächst beim Erfassen des Wärmetransports und der Massenbilanz im Primärkreis.

Diese Aufteilung der Störfalluntersuchungen in Kernberechnungen und Reaktoranlagenberechnungen ist in vielen Fällen begründet und trägt auch wesentlich zur Verringerung des Rechenaufwandes bei. Es darf aber nicht übersehen werden, daß durch die Ableitung der Reaktivitätsfunktionen für die Punktkinetik oder der konsistenten Wirkungsquerschnitte für die 1D-Kinetik auch größere Unsicherheiten bezüglich der Modellierung entstehen.

Anforderungen für gekoppelte Rechenprogramme

Die Forderung für die Entwicklung gekoppelter Rechenprogramme ergibt sich einerseits aus der erhöhten Genauigkeit und gewünschten Realitätsstreue der Berechnungen und andererseits aus der Notwen-

digkeit für die Berechnung von Störfällen mit enger Kopplung zwischen Neutronenkinetik im Kern und Thermofluidodynamik im Kühlkreislauf. Die enge Kopplung ist von Bedeutung z.B. für ATWS-Transienten, für Borverdünnungsstörfälle und für einen Frischdampfleitungsbruch, aber auch für neuere Reaktorkonzepte mit Naturumlauf-Kühlungsbedingungen.

Kopplung von ATHLET mit 3D-Neutronenkinetikmodellen

Deshalb wurden in der GRS im Rahmen von BMFT-Vorhaben Arbeiten zur Kopplung von ATHLET mit 3D-Neutronenkinetikmodellen durchgeführt. In Zusammenarbeit mit dem Kurchatov-Institut, Moskau, wurde für russische Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440 und WWER-1000 mit hexagonalen Brennelementen das Neutronenkinetikmodell BIPR-8 gekoppelt. Für Leichtwasserreaktoren mit quadratischen Brennelementen wurde das Rechenmodell QUABOX/CUBBOX gekoppelt.

Die wesentlichen Eigenschaften des gewählten Kopplungskonzeptes sind:

- Die Thermo-Fluidodynamik im Kern wird vollständig durch ATHLET-Komponenten beschrieben, um eine einheitliche Modellierung und Zeitintegration der Thermo-Fluidodynamik zu ermöglichen.
- Die Zeitintegration der Neutronendiffusionsgleichungen erfolgt nach den bisherigen Methoden.
- Die Koordination zwischen 3D-Neutronenkinetik und ATHLET-Zeitintegration geschieht durch eine flexible Zeitschrittsteuerung.
- Die Zuordnung zwischen Brennelementen und Kühlkanälen mit Brennstäben kann in der Eingabe beschrieben werden.
- Die Beschreibung von Aktionen des Steuer- und Regelsystems erfolgt durch Kopplung mit dem GCSM-Modul aus ATHLET.

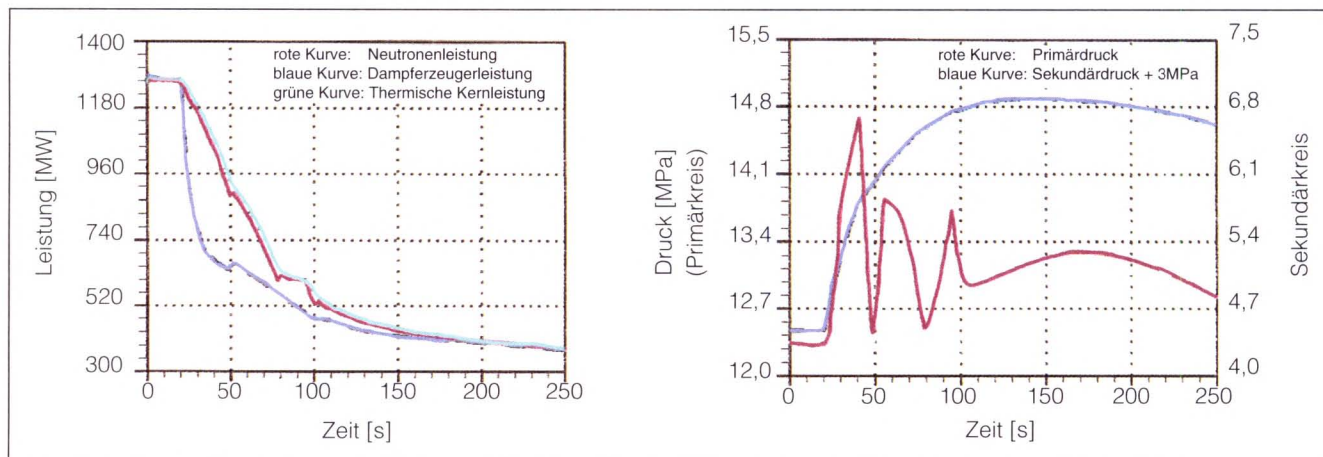


Bild 5.2: Leistungs- und Druckverlauf bei einer WWER-ATWS-Transiente bei der Kopplung von ATHLET mit BIPR-8

- Das gekoppelte Rechenprogrammsystem hat volle Restartfähigkeit.

Zur Realisierung dieser Kopplung wurde in ATHLET eine allgemeine Schnittstelle für neutronenkinetische Modelle entwickelt. Dadurch wird die gesamte Ablaufsteuerung von dem Systemcode festgelegt, und gegebenenfalls können auch andere Neutronenkinetikmodelle genutzt werden.

Ergebnisse

Die Kopplung des Neutronenkinetikmodells BIPR-8 für WWER-Reaktoren wurde zuerst abgeschlossen. Als Beispiele wurden eine Steuerstabauswurf-Transiente und eine ATWS-Transiente berechnet. Die Ergebnisse zum ATWS-Fall sind in Bild 5.2 dargestellt. In der Diskussion dieses Transientenablaufs ist üblicherweise zu klären, wie weit der maximale Druckwert von den wirksamen Reaktivitätskoeffizienten abhängt. In der 3D-Kernnachbildung sind die nuklearen Eigenschaften direkt erfaßt, so daß die Unsicherheiten durch die Modellierung weitgehend ausgeschlossen sind.

Aus Ergebnissen von QUABOX/CUBBOX-HYCA-Berechnungen zum OECD-NEA-Benchmarkproblem für Kerntransienten in Leichtwasserreaktoren sind in Bild 5.3 typische Leistungsverteilungen dargestellt, wie sie sich während des langsamen Ausfahrens einer Steuerstabgruppe ergeben.

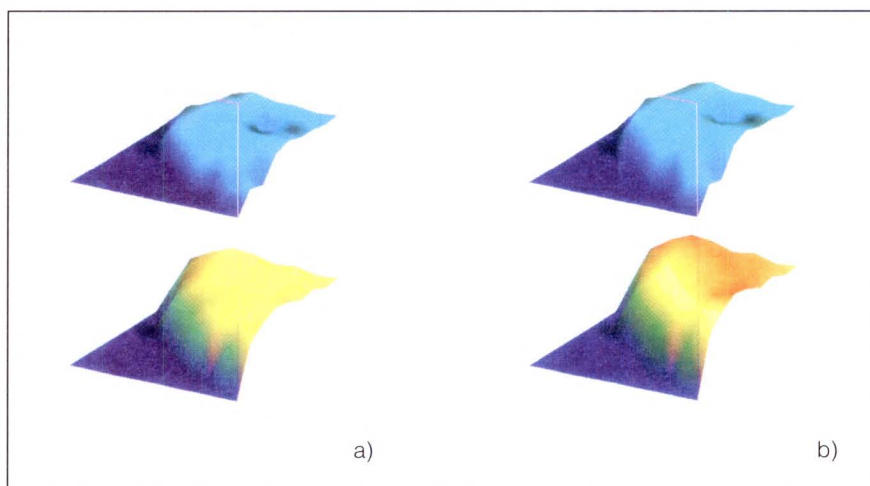


Bild 5.3: Leistungsdichteverteilung in einem DWR-Kern während des Steuerstabausfahrens a) zu einem früheren, b) zu einem späteren Zeitpunkt

Ausblick

Die Bereitstellung des gekoppelten Programmsystems von ATHLET mit 3D-Neutronenkinetikmodellen bildet einen wichtigen Schritt zur realitätsgetreuen Modellierung von Störfällen. Es sind damit die Voraussetzungen gegeben, um für Auslegungstörfälle Sicherheitsreserven sichtbar zu machen und auch für komplexe Störfallabläufe im auslegungsüberschreitenden Bereich genauere Berechnungen durchzuführen.

*S. Langenbuch, P. Fomitchenko,
M. Lizorkin, K. Velkov*

5.2 Untersuchungen zum Strukturverhalten des durch Kernschmelze belasteten Reaktordruckbehälterbodens der amerikanischen Anlage TMI-2

Die Rückhaltewirkung der Komponenten des nuklearen Wasser-Dampf-Kreislaufs unter Kernschmelzbedingungen ist eine der sicherheitstechnisch bedeutsamen Fragestellungen, zu denen aus GRS-Sicht F&E-Arbeiten erforderlich sind. Die in diesem Beitrag beschriebenen Arbeiten sind Teil der auf diesem Gebiet begonnenen Tätigkeiten. So hat die GRS mit Hilfe des Finite-Element-Programms ADINA detailliert untersucht, wie sich der Kernschmelzunfall in der amerikanischen Anlage TMI-2 auf die Struktur des Reaktordruckbehälterbodens auswirkte.

In der deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase B, [1] sind erstmals ausführlichere Betrachtungen zur Auswirkung eines Kernschmelzunfalls auf den Reaktordruckbehälterboden durchgeführt worden. Diese Betrachtungen wurden auf der Grundlage theoretischer Annahmen geführt. Mit den Ergebnissen der aus dem Reaktordruckbehälter (RDB) der amerikanischen Anlage Three Mile Island (TMI) entnommenen Proben war es erstmals möglich, die Leistungsfähigkeit der zur Verfügung stehenden Werkzeuge für Strukturanalysen an einem konkreten Fall zu prüfen.

Während des Unfallablaufes in der Anlage TMI-2 wurde ein großer Teil des Kerns durch Überschreiten der Schmelztemperatur zerstört. Etwa 19 Tonnen Brennstoff sind dabei in mehreren Schüben auf den Boden des Reaktordruckbehälters verlagert worden. Durch diese Belastung wurde der Boden selbst nicht zerstört, sondern aufgetretene Zerstörungen beschränkten sich im wesentlichen auf das Abschmelzen von Durchführungsstutzen für die Instrumentierung.

Materialuntersuchungen

Nach Entfernung des zerstörten Kerns und der auf den RDB-Boden abgestürzten Kerntrümmer wurden aus dem Strukturmaterial des Bodens an mehreren Stellen Materialproben entnommen, um Aufschluß

über die Temperaturverteilung und die Temperaturhistorie in dem von Kerntrümmern bedeckten Teil des Bodens zu erhalten, da es keine Meßergebnisse hierzu gab. Dafür wurden Proben aus vergleichbarem unbelasteten Material verschiedenen Temperaturzyklen unterworfen und die Kornumwandlung in diesem Material mit dem aus dem belasteten Material verglichen. Als Ergebnis dieser vergleichenden metallurgischen Untersuchungen wurde festgestellt, daß in der Nähe des

tiefsten Punktes des RDB-Bodens eine überhitzte Zone (HOT SPOT) mit einer maximalen Temperatur von ca. 1400 K und einem Durchmesser von ca. 1,10 m aufgetreten ist (Bild 5.4). Der Zeitraum, über den diese Temperaturen auf das Strukturmaterial einwirkten, wird auf ca. 30 Minuten geschätzt (Bild 5.5). Die Temperaturen im Strukturmaterial unterhalb des Zentrums des HOT SPOT betrugen maximal ca. 1370 K unmittelbar unter der Plattierung und ca. 1270 K $\pm$ 50 K etwa 50 mm von der Innenoberfläche des Strukturmaterials entfernt. Weiterhin wurde aus den Untersuchungen abgeleitet, daß im HOT-SPOT-Bereich eine Gefügeumwandlung des Strukturmaterials stattfand.

Um die Auswirkungen des Unfallablaufes auf den RDB-Boden auch mit einem Strukturanalysecode beschreiben zu können, ist die Kenntnis der temperaturabhängigen Werkstoffeigenschaften des Strukturmaterials bis zu Temperaturen, die bei diesem Unfall im RDB-Boden aufgetreten sind, erforderlich. Für die Ermittlung der Temperaturverteilungen sind die Wärmeleitung, Wärmekapazität und Massendichte. Für das mechanische Verhalten sind es Spannungs-Dehnungs-Kurve, Kriechpa-

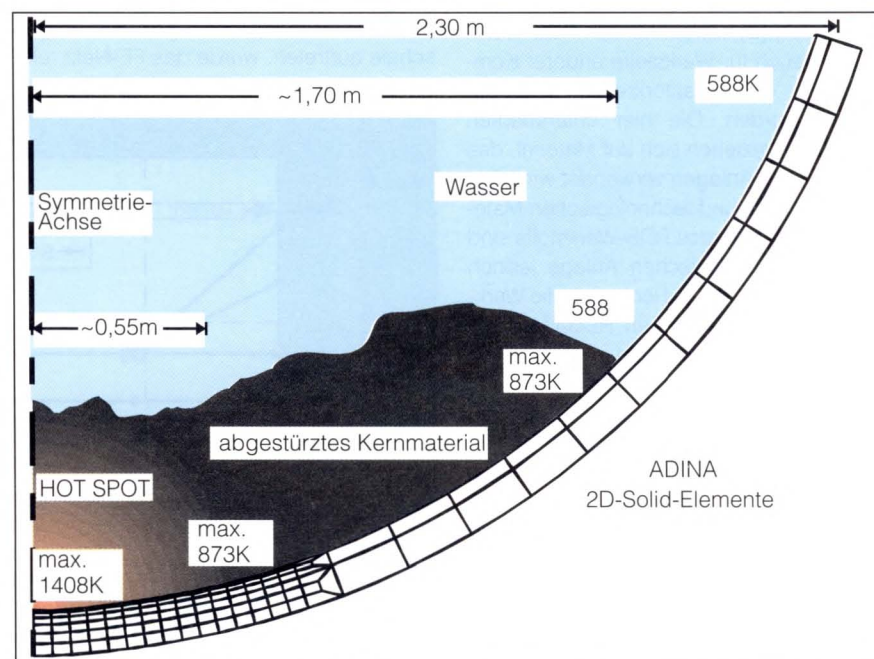


Bild 5.4: Gesamtmodell des Reaktordruckbehälterbodens der Anlage TMI-2

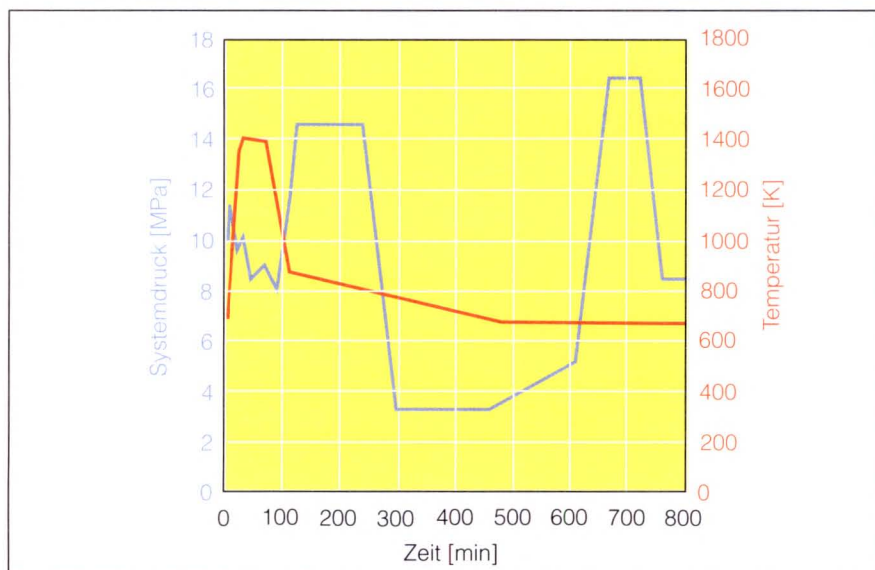


Bild 5.5: Temperatur-Zeitverlauf im Zentrum des HOT SPOT und Zeitverlauf des Systemdrucks nach Kernabsturz

parameter, Wärmeausdehnungskoeffizient, Querkontraktion und zur Berücksichtigung eventueller dynamischer Effekte noch die Massendichte. Da die benötigten Daten in der üblichen Werkstoffliteratur für den Hochtemperaturbereich nur unzureichend repräsentiert sind, waren umfangreiche Untersuchungen zum RDB-Werkstoff erforderlich, die bei der Materialprüfanstalt, Stuttgart, (MPA) [2] sowohl für den RDB-Werkstoff als auch für Werkstoffe anderer Komponenten des Reaktorkreislaufs durchgeführt wurden. Die hier untersuchten Werkstoffe beziehen sich auf Material, das in deutschen Anlagen verwendet wird. Die physikalischen und technologischen Materialeigenschaften des RDB-Werkstoffs sind dem der amerikanischen Anlage jedoch ähnlich, so daß für die Rechnung die Werkstoffdaten des deutschen RDB-Materials verwendet werden konnten.

ADINA-Modellierung

Detaillierte Untersuchungen zur Auswirkung des Kernschmelzunfalls auf den RDB-Boden der Anlage TMI-2 wurden von der GRS auf der Grundlage des Finite-Element-(FE)-Programms ADINA [3] durchgeführt. Hierzu wurde ein rotationssymmetrisches Ausschnittsmodell der Kugel-

schale erstellt, das den von Kerntrümmern bedeckten Teil des RDB-Bodens beschreibt und bis in den Bereich der Kühlmittelvorlage fortgeführt wird. Das FE-Modell ist in Bild 5.4 einschließlich der Lastannahmen zum Zeitpunkt der höchsten Temperaturbelastung dargestellt. Im Bereich des HOT SPOT, im dem die größten Temperaturgradienten und damit die höchsten Beanspruchungen der Kugelschale auftreten, wurde das FE-Netz rela-

tiv fein aufgelöst. In Bereichen, in denen kleinere Temperaturgradienten und damit kleinere Beanspruchungen erwartet werden, wurde aus rechenökonomischen Gründen das Netz auf zwei Schichten reduziert. Die Feinauflösung des Netzes wurde jedoch bis in die kühlere Zone der Kugelschale fortgeführt, da durch das Temperaturgefälle zwischen dem HOT SPOT und den kühleren umliegenden Kerntrümmern bis in diesen Bereich hinein differenziertere Belastungen bzw. Beanspruchungen erwartet wurden. Als Randbedingung für das freie Ufer im Bereich der Kühlmittelvorlage wurde radiale Verschiebungsmöglichkeit zugrundegelegt. Durch ausreichenden Abstand von der durch Kerntrümmer bedeckten Zone hat diese Lagerung keinen signifikanten Einfluß mehr auf das Beanspruchungs- und Verformungsverhalten der Schale im hochbelasteten Bereich.

Temperaturverlauf

Um die Temperaturverteilung in der Kugelschale zu erzielen, die den Ergebnissen der metallurgischen Untersuchungen entspricht, waren mehrere thermische Analysen mit parametrisch abgestuften, auf der Innenoberfläche der Kugelschale angekoppelten Steuertemperaturverläufen erforderlich. Bild 5.6 zeigt einige Momentaufnahmen aus dem Steuertemperaturverlauf, der die Versuchsergebnisse am besten re-

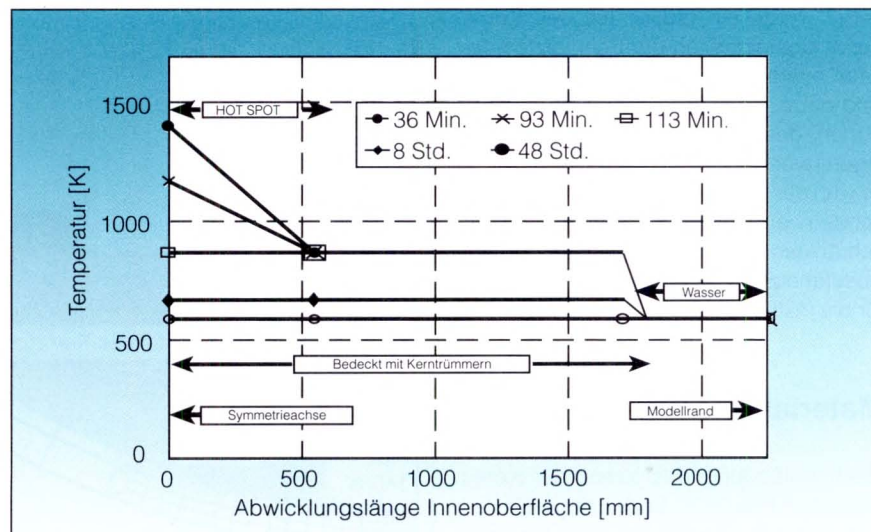


Bild 5.6: Temperaturbelastung über der Abwicklungslänge der Innenoberfläche nach dem Kernabsturz

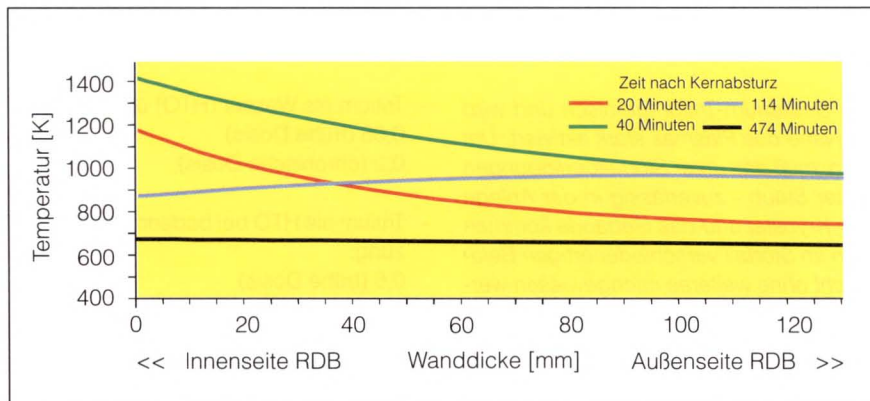


Bild 5.7: Berechnete Temperaturverteilung in der Wand unter dem Zentrum des HOT SPOT

präsentiert und der deshalb für die weiterführende thermo-mechanische Analyse verwendet wurde. Ausgehend von dem auf 588 K durchwärmten RDB-Boden steigt im Zentrum des HOT SPOT die Kontakttemperatur zwischen Kerntrümmern und RDB-Boden nach dem Kernabsturz zunächst auf 1408 K (siehe auch Bild 5.5). Zwei Stunden nach Kernabsturz ist der Bereich des HOT SPOT so weit abgekühlt, daß sich die Kontakttemperaturen dem Temperaturniveau von 873 K des umliegenden Kerntrümmergebietes angeglichen haben. In den folgenden 46 Stunden wird die Kontakttemperatur wieder kontinuierlich auf die vor Kernabsturz angenommene Temperatur von 588 K zurückgeführt. Bild 5.7 zeigt die berechneten Temperaturverteilungen im RDB-Boden unterhalb des HOT-SPOT-Zentrums für verschiedene Zeiten nach Kernabsturz. Innerhalb der ersten 20 Minuten baut sich ein Temperaturgra-

dient von über 400 K zwischen Innenseite und Außenseite des RDB-Bodens auf, der sich in den nächsten 20 Minuten zu etwa 250 K höheren Temperaturen verschiebt. Nach etwa zwei Stunden ist die Temperaturverteilung in der Wand homogen.

Strukturanalyse

Aufbauend auf den Ergebnissen aus der thermischen Analyse wurde die Strukturanalyse des RDB-Bodens durchgeführt. Als Innendruckbelastung wurde dabei der beim Unfallablauf aufgezeichnete, geglättete Druck-Zeitverlauf verwendet (Bild 5.5). Bild 5.8 veranschaulicht die Verteilung der Stauchungen bzw. Dehnungen über die Dicke des RDB-Bodens unterhalb des Zentrums des HOT SPOT, die sich für verschiedene Zeiten nach Kernabsturz im RDB-Boden aufbauen. Weil es sich bei den aufge-

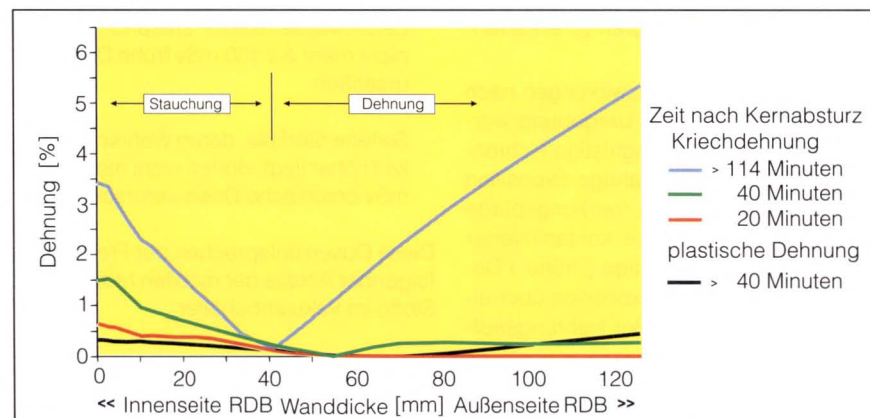


Bild 5.8: Berechnete Dehnung in der Wand unter dem Zentrum des HOT SPOT

tragenen Werten um Absolutwerte von Stauchungen und Dehnungen handelt, bewegen sich in dem Diagramm die Werte nur im positiven Bereich. Während der ersten 40 Minuten bildet sich zunächst eine plastische Stauchung auf der Innenseite des Bodens aus, die wegen der sich mit wachsenden Temperaturen verbessernden Kriecheigenschaften des Stahls durch eine Kriechstauchung überlagert wird. Der noch kalte, äußere Teil des Bodens erfährt eine plastische Dehnung. Etwa 40 Minuten nach Kernabsturz sind die maximalen plastischen Stauchungen bzw. Dehnungen erreicht, und wegen sich weiter erhöhender Temperaturen im Gesamtquerschnitt wird das weitere Dehnungsverhalten nur noch durch Kriechvorgänge beeinflusst. Der überwiegende Anteil der Kriechvorgänge erfolgt bis ca. 100 Minuten nach Kernabsturz, um nach ca. zwei Stunden praktisch abgeschlossen zu sein. Die hier berechneten maximalen Kriechdehnungen von ca. 6% und maximalen plastischen Dehnungen von ca. 0,5% bleiben erheblich unter den Versagensdehnungen für das betrachtete Material, so daß hieraus abgeleitet werden kann, daß der RDB-Boden nicht versagt. Das globale Verhalten des RDB-Bodens der Anlage TMI-2 wird damit durch die Strukturanalyse bestätigt. Abschätzungen ohne Berücksichtigung der in Bild 5.5 gezeigten, nach etwa 70 Minuten einsetzenden Abkühlung führen zu Kriechverformungen, die jenseits der postulierten Versagenkriterien angesiedelt sind und damit ein Potential zum Versagen des Behälterbodens liefern.

Es ist geplant, diese Arbeiten im Rahmen eines F&E-Arbeitsschwerpunktes fortzuführen, insbesondere unter dem Aspekt der Entwicklung von Modellen zur Beschreibung des Tragverhaltens von Komponenten bei Kernschmelzunfällen.

P. Eisert

[1] Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B, Gesellschaft für Reaktorsicherheit, 1990

[2] MPA-Stuttgart: Untersuchungen der Materialeigenschaften unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen. Forschungsvorhaben 1 500 806, Forschungsbericht Nr. 8705 00 000, März 1991

[3] ADINA: A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis, Version 6.1.4, ADINA R&D Report ARD 92-1, 1992 und ADINA R&D Report ARD 92-2, 1992

5.3 Sicherheit von Fusionsreaktoren

Der geplante Fusionsreaktor ITER verbrennt ein Deuterium-Tritiumgemisch und wird durch die dabei freiwerdenden Neutronen in der Nähe des Plasmas stark aktiviert. Um bestehende radiologische Grenzwerte einzuhalten, muß das unter Störfallbedingungen mobile radioaktive Inventar - Tritium und aktivierter Staub - zuverlässig in der Anlage zurückgehalten werden. Der Vakuumbehälter, der Kryostat und das Gebäude kommen als Barrieren in Frage. Jede dieser Barrieren kann im Störfall verschiedenartigen Belastungen ausgesetzt sein, deren Beherrschung nicht ohne weiteres nachgewiesen werden kann. Störfälle mit Beteiligung der kalten, supraleitenden Magnete oder ihres Kühlsystems können zu Phänomenen führen, die in dieser Weise in Kernspaltungsreaktoren nicht auftreten. Ein Containmentrechenprogramm wurde so erweitert, daß es Teile dieser Problematik nunmehr behandeln kann.

Von 1991 bis 1994 hat die GRS für das Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) das Projekt „Untersuchungen zur Bewertung der Sicherheit von Fusionsreaktoren“ durchgeführt. In der ersten Phase des Projektes wurden relevante Unfallabläufe in Fusionsreaktoren identifiziert. In der zweiten Phase wurde ein Rechenprogramm für Containmentanalysen so erweitert, daß fusionsreaktorspezifische Unfallphänomene behandelt werden können. Der vorliegende Beitrag, in dem eine einführende grundsätzliche Beschreibung des radiologischen Gefahrenpotentials und der bei Störfällen möglichen Gefährdung des Einschusses der radioaktiven Stoffe gegeben wird, beruht im wesentlichen auf Ergebnissen dieser Arbeiten. Zusätzlich führte die GRS auch für andere Auftraggeber weitere Projekte zur Sicherheit von Fusionsreaktoren durch.

Der „International Thermonuclear Experimental Reactor“ (ITER) wird zur Zeit in weltweiter Kooperation entwickelt. ITER hat bereits die plasmaphysikalischen Kennzeichen eines Leistungsreaktors, d.h. langdauernder bis stationärer Betrieb mit 1000 MW Fusionsleistung und geschlossener Brennstoffkreislauf innerhalb der Anlage. Die integrale Brenndauer wird jedoch noch gering sein (8000 h), und es gibt keine sekundären Anlagen zur Stromerzeugung. Ein Baubeschluß für ITER steht nach 1998 an, wenn die derzeit laufende Engineering Design Phase abgeschlossen ist. Die Untersuchungen der GRS konzentrieren sich auf ITER, sind je-

doch auch auf ähnliche Projekte mit magnetischem Plasmaeinschluß (z.B. den Next European Torus NET) übertragbar.

Radiologisches Gefahrenpotential

Das radiologische Gefahrenpotential eines Fusionsreaktors ergibt sich aus den radioaktiven Stoffen, die unter Störfallbedingungen mobil sein können. Diese Stoffe sind das Tritium im Brennstoff sowie staubförmige Erosionsprodukte der durch Neutronen aktivierten plasmanahen Bauteile. Innerhalb des Vakuumbehälters und der unmittelbar angeschlossenen Systeme (z.B. Brennstoffzufuhr, Vakuumpumpen) befinden sich etwa 500 g Tritium. In bezug auf die unter Störfallbedingungen mobilen Staubmengen bestehen große Unsicherheiten. In Abhängigkeit von Störfallphänomenen sind bis zu 100 kg Staub aus plasmanahen Strukturen zu erwarten.

Die gesundheitlichen Auswirkungen nach einer Freisetzung in die Umgebung werden unterschieden in langfristige („chronische“) Dosen durch 50jährige Exposition über alle möglichen Einwirkungspfade (einschließlich Aufnahme kontaminierter Nahrung) und in kurzfristige („frühe“) Dosen durch einwöchige Exposition über alle Einwirkungspfade außer Nahrungsaufnahme.

Unter pessimistischen Annahmen verursachen Tritium und Stahlstaub die folgenden

maximalen Dosen (in mSv/g) für eine Person außerhalb der Anlagengebäude:

- Tritium als Wasser (HTO) über Kamin:
0,05 (frühe Dosis)
0,2 (chronische Dosis)
- Tritium als HTO bei bodennaher Freisetzung:
0,5 (frühe Dosis)
3,6 (chronische Dosis)
- Stahlstaub bei 50 m Freisetzungshöhe:
0,03 (frühe Dosis)
10 (chronische Dosis)

Allgemeine Anforderungen an den Einschluß radioaktiver Stoffe

Da es bisher keine speziellen Regelungen für Fusionsreaktoren gibt, werden die entsprechenden Anforderungen für Kernspaltungsreaktoren übertragen. In Deutschland dürfen Auslegungsstörfälle (z.B. ein Kühlmittelverluststörfall) eine chronische Dosis von 50 mSv nicht überschreiten. Zukünftige Leichtwasserreaktoren dürfen selbst im Fall einer Kernschmelze keine erheblichen Schutzmaßnahmen außerhalb der Anlage (z.B. eine Evakuierung infolge des Überschreitens von 100 mSv früher Dosis) erforderlich machen.

Werden diese Anforderungen auf Fusionsreaktoren übertragen, so ist zu schließen:

- Unfälle, deren Unwahrscheinlichkeit etwa derjenigen einer Kernschmelze im Leichtwasserreaktor entspricht, dürfen nicht mehr als 100 mSv frühe Dosis verursachen.
- Seltene Störfälle, deren Wahrscheinlichkeit höher liegt, dürfen nicht mehr als 50 mSv chronische Dosis verursachen.

Diese Dosen entsprechen der Freisetzung folgender Anteile der mobilen radioaktiven Stoffe im Vakuumbehälter:

- Tritium als Wasser (HTO) über den Kamin:
< 50 % (seltener Störfall)
< 400 % (Unfall)

- Tritium als HTO bei bodennaher Freisetzung:
< 2,7 % (seltener Störfall)
< 40 % (Unfall)
- Stahlstaub bei 50 m Freisetzungshöhe:
< 0,005 % (seltener Störfall)
< 3 % (Unfall)

Die bei seltenen Störfällen notwendige Rückhaltung für Stahlstaub ist so hoch, daß eine dichte Barriere erforderlich ist. Im Hinblick auf Tritium ist anzustreben, daß die Freisetzung im Störfall über den Kamin geschieht. Unter dieser Voraussetzung und mit geeigneten zusätzlichen Maßnahmen kann die Freisetzung von Tritium im Störfall wahrscheinlich auf die zulässigen Werte begrenzt werden.

Die für noch seltenere Abläufe (Unfälle) erforderliche Rückhaltung ist gering. Beispielsweise könnte das gesamte mobile Tritiuminventar über den Kamin abgegeben werden, ohne daß eine Evakuierung

erforderlich würde. Bei Stäuben ist nachzuweisen, daß auch unter Unfallbedingungen Ablagerungsprozesse wirksam sind, die die Freisetzung ausreichend begrenzen.

Barrieren und ihre störfallbedingten Belastungen

Das hauptsächlich radiologisch bedeutende Inventar befindet sich im Plasma und seiner unmittelbaren Umgebung. Die Prinzipskizze des Fusionsreaktors (Bild 5.9) zeigt, daß dieser Bereich von drei nachfolgend diskutierten, als Barrieren grundsätzlich nutzbaren Bauteilen umgeben ist: Vakuumbehälter, Kryostat und Gebäude.

Vakuumbehälter

Der Vakuumbehälter ist eine umfangreiche und komplizierte Struktur mit zahlreichen zum Teil sehr großen Durchführungen. Er

ist starken und wechselnden elektromagnetischen Kräften ausgesetzt und nach dem Zusammenbau der Anlage praktisch nicht mehr inspizierbar. Die Barrierenfunktion des Vakuumbehälters kann beeinträchtigt werden durch

- außergewöhnliche mechanische Belastungen (z.B. elektr., magnetische Kräfte, Erdbeben),
- Lecks an Dichtungen, Durchführungen, Ventilen,
- Lecks an angeschlossenen Systemen (z.B. Vakuumpumpen),
- Überdruck durch Kühlmittelverlust im Inneren des Vakuumbehälters,
- Einwirkung eines Lichtbogens aus dem Magnetsystem,
- Übertemperatur nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr (evtl. thermische Ausdehnung bis zum Kontakt mit dem Magnetsystem),

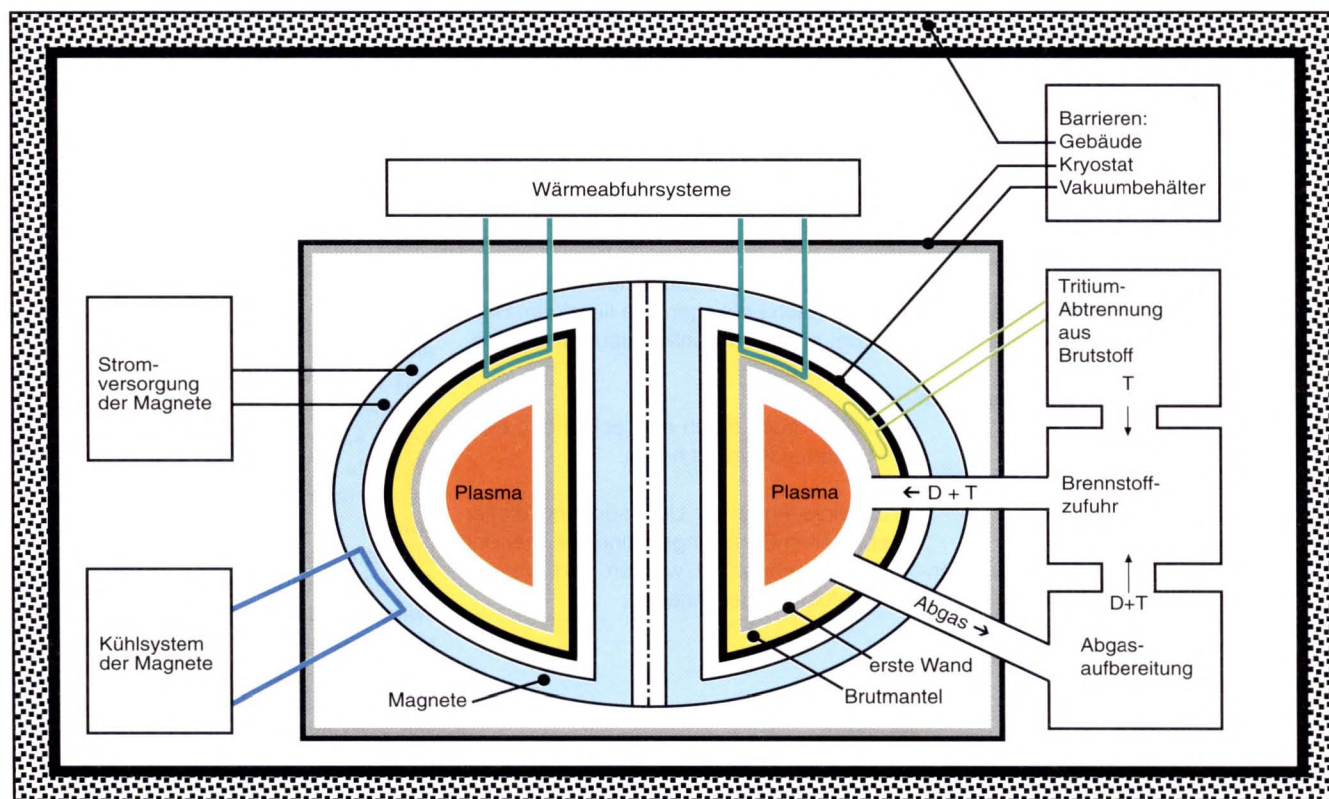


Bild 5.9: Prinzipskizze des Fusionsreaktors

- Bypass des Vakuumbehälters durch mehrfache Lecks in einem Kühlkreislauf.

Es wird angestrebt, den Vakuumbehälter gegen diese Gefährdungen auszulegen. Ein Beispiel dafür ist die Einrichtung von Berstscheiben und nachgeschalteten Kondensationskammern, um einen Kühlmittelverlust zu beherrschen. Voraussichtlich ist es jedoch sehr schwierig, mit ausreichender Zuverlässigkeit ein Versagen des Vakuumbehälters unter Störfallbedingungen auszuschließen.

Kryostat

Der Kryostat ist ein kalter evakuierter Raum um die supraleitenden Magnete, der diese vor einem Wärmeeintrag von außen schützt. Der Kryostat wird von zahlreichen, zum Teil großen Kanälen und Leitungen durchquert, die vom Vakuumbehälter nach außerhalb des Kryostats führen. Falls der Kryostat eine Barrierenfunktion zu übernehmen hat, müssen diese Durchführungen entsprechend gestaltet werden, beispielsweise mit entsprechend gesicherten Rohrleitungen oder mit zuverlässigen Absperrorganen. Folgende störfallbedingten Phänomene können die Barrierenfunktion des Kryostats gefährden:

- Lecks an den sehr großen Montageöffnungen (z.B. durch Brand im Gebäude),
- Überdruck nach Leckage von flüssigem Helium innerhalb des Kryostats,
- Einwirkung eines Lichtbogens aus dem Magnetsystem,
- Eisbildung nach Lecks wasserführender Leitungen,
- Bildung flüssiger Luft mit entsprechender Brandgefahr (unter Umständen mit Sauerstoffanreicherung und Ozonentstehung) durch Lecks zu belüfteten Bereichen,

- Bypass durch eine der zahlreichen Durchführungen,
- Überdruck nach vorangehendem Überdruckversagen des Vakuumbehälters,
- Krafteinleitung aus den Magneten nach elektromagnetischen Transienten,
- Erdbeben.

Diese Auflistung zeigt, daß der Kryostat durch verschiedenartige und zum Teil noch wenig untersuchte Vorgänge belastet werden kann. Erschwerend kommt hinzu, daß es möglicherweise gemeinsame Ursachen (Überdruck im Vakuumbehälter, unbeherrschte Transiente im Magnetsystem) für eine Gefährdung von Vakuumbehälter und Kryostat gibt. Der Nachweis einer ausreichend zuverlässigen Barrierenfunktion dürfte daher nicht einfach zu führen sein.

Gebäude

Die Belastungen des Gebäudes eines Fusionsreaktors wären unter Störfallbedingungen voraussichtlich geringer als diejenigen im Containment eines Kernspaltungsreaktors. Neben den bekannten Belastungen (z.B. Druck und Temperatur infolge von Kühlmittelleckagen) können beim Fusionsreaktor jedoch einige zusätzliche, bisher wenig untersuchte Phänomene auftreten:

- Überdruck und lokale tiefe Temperaturen nach Leckagen von flüssigem Helium aus dem Kühlkreislauf für die Magnete oder
- Unterdruck durch ein Leck in den evakuierten Kryostat hinein.

Entwicklungen zur Untersuchung dieser speziellen Belastungen sind u.a. bei der GRS durchgeführt worden und werden nachfolgend beschrieben.

Entwicklungsarbeiten zur Analyse besonderer Containmentbelastungen

Die genannten, speziellen Belastungsarten für das Containment eines Fusionsreaktors treten in dieser Weise in Kernspaltungsreaktoren nicht auf, und werden deshalb auch nicht in den entsprechenden Rechenprogrammen behandelt. Hierzu gehören u.a. Leckagen von flüssigem Stickstoff oder flüssigem Helium, die im betroffenen Raumabschnitt zunächst eine sehr starke Abkühlung und dann mit zunehmender Erwärmung einen Druckaufbau verursachen. Neben dem globalen Druckverlauf sind lokale Vorgänge von Interesse, um beispielsweise abschätzen zu können, ob Anlagenteile durch tiefe Temperaturen gefährdet sind (Verspröden, Gefrieren von Wasser oder Öl). Zu diesem Zweck wurde das Containmentrechenprogramm CONTAIN so erweitert, daß es u.a. auch Stickstoffkondensation in der Atmosphäre behandelt. Testläufe für eine Leckage flüssigen Heliums in einer typischen Raumanordnung für einen Fusionsreaktor verliefen erfolgreich.

Bei der Einwärtsleckage von Luft aus dem Gebäude in den Kryostat spielen sich dort vielfältige Prozesse ab: Kondensation von Luft auf den kalten Magneten, Abfließen der Luft nach unten und Bildung einer Lache, Wiederverdampfen bei allmählicher Erwärmung. Dabei ist sowohl die Anreicherung von brennbarem Sauerstoff als auch die strahlungsbedingte Bildung von explosivem Ozon möglich. Da die Wärmeaufnahmekapazität der 4 Grad Kelvin kalten und rund 107 kg schweren Magnete sehr hoch ist, kann sich dieser Prozeß über einen langen Zeitraum abspielen und zu entsprechend großen Effekten führen. Das Rechenprogramm CONTAIN wurde um die Berechnung der Wärme- und Stoffübertragungskoeffizienten bei Stickstoffkondensation auf kalten Strukturen ergänzt. Erhebliche Weiterentwicklungen sind jedoch noch erforderlich, um den beschriebenen Ablauf simulieren zu können.

H. Löffler

Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken

6

Die GRS sieht bei den Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken ihren Schwerpunkt darin, übergreifende sicherheitstechnische Fragestellungen auf der Grundlage ihrer in der Sicherheitspraxis sowie in der Forschung und Entwicklung erworbenen Kenntnisse und Erfahrungen zu bearbeiten. Sie ist bestrebt, unter fachlichen Gesichtspunkten in der Kernkraftwerkssicherheit eine wissenschaftlich fundierte und praxisorientierte Vordenkerrolle hinsichtlich zentraler Sicherheitsfragen einzunehmen. In diesem Sinne gehört auch die Erarbeitung von sicherheitstechnischen Bewertungsmaßstäben sowie deren sachgerechte Fortschreibung zu ihren wesentlichen Aufgaben. Wichtige praktische Kenntnisse fließen ihr dann wieder durch die Anwendung dieser Bewertungsmaßstäbe bei aktuellen Sicherheitsbeurteilungen von Kernkraftwerken im In- und Ausland zu.

Eigentliche Grundlagen bilden jedoch die eigenständigen und im vorausgegangenen Kapitel 5 dargestellten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowie die vertiefte fachliche Auswertung der Betriebserfahrung von Kernkraftwerken im In- und Ausland. Aus letzteren gewinnt die GRS seit mehr als 20 Jahren praktische Erfahrungen und betriebsnahe Erkenntnisse auf dem Gebiet der Verfahrens- und Systemtechnik einschließlich der strukturellen Festigkeit. Darüber hinaus war die GRS Wegbereiter beim Erschließen der Probabilistik als Ergänzung zur deterministischen Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken und konnte bei der Anwendung inzwischen große Erfahrung sammeln. Auch hat die GRS ein DV-gestütztes Dokumentationssystem aufgebaut, mit dem von ihr sicherheitsrelevantes Know-how aufbereitet vorgehalten wird, auf welches schnell und umfassend zurückgegriffen werden kann. Wichtiger Bestandteil bei allen ihren Arbeiten ist für die GRS die internationale Kooperation bei sicherheitstechnischen Fragestellungen. Darüber hinaus ist die GRS bemüht, die technischen Erfahrungen auch in bezug auf nichtnukleare Anlagen einzubringen und entsprechende Arbeitsgebiete neu zu erschließen.

Für die nachfolgenden Fachgebiete wird auf die Inhalte der von der GRS durchgeführten Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken und der dabei erworbenen Erkenntnisse und Erfahrungen näher eingegangen.

Betriebserfahrungen

Die Nutzung des Erfahrungsrückflusses aus dem weltweiten Betrieb von Kernkraftwerken ist ein wichtiges Element, um den Sicherheitsstand der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu erhalten und weiter zu erhöhen. Daher war es schon immer ein Schwerpunkt der GRS, meldepflichtige Ereignisse der Kernkraftwerke im In- und Ausland anlagenübergreifend auszuwerten und dabei auch die sonstigen sicherheitsrelevanten in- und ausländischen Betriebserfahrungen mit heranzuziehen. Bei diesen Aufgaben konzentriert sich die GRS auf systematische fachspezifische Auswertungen und vertiefte, interdisziplinäre wissenschaftlich-technische Untersuchungen. Ziel dabei ist, anlagenübergreifende Empfehlungen für Sicherheitsmaßnahmen abzuleiten. Dazu werden Untersuchungen zu Ursachen, Abläufen, Auswirkungen und zur Übertragbarkeit von Ereignissen durchgeführt. Es wird angestrebt, Probleme schon weit im Vorfeld zu identifizieren und zu lösen, bevor sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen entstehen. Diese Arbeiten sind fachlich eng verknüpft mit dem Fachgebiet Systemtechnik.

Die Auswertungen bei deutschen Kernkraftwerken zeigen eine ansteigende Komplexität der aus den Betriebserfahrungen resultierenden sicherheitstechnischen Fragestellungen. Ein wesentlicher Grund dafür ist, daß die zur kontinuierlichen Sicherheitsverbesserung durchgeführten technischen Nachrüstungen zu einer optimierten aber auch komplexeren Anlagentechnik führen. Da der Sachverstand in allen wichtigen Fachdisziplinen der Reaktorsicherheit im eigenen Hause vorhanden ist, können sicherheitstechnische Fragestellungen auch in schwierigen Fällen kurzfristig effizient bearbeitet und kompetent beantwortet werden.

Die vertiefte Auswertung in- und ausländischer Betriebserfahrung führt pro Jahr etwa zu 15 bis 20 Weiterleitungsnachrichten, mit denen die GRS Sachverhalte von übergreifendem Interesse darstellt und Empfehlungen für Verbesserungen in deutschen Kernkraftwerken gibt.

Bei der internationalen Zusammenarbeit zeigt sich ein Trend zu einem verbesserten Informationsfluß aus ausländischen Kernkraftwerken. Dadurch können sicherheitsrelevante Betriebserfahrungen, insbesondere aus dem westlichen Ausland, stärker und gezielter zur Auswertung und Prüfung der Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen genutzt werden.

Die Zusammenarbeit mit dem osteuropäischen Ausland zur Nutzung von Betriebserfahrungen wird erheblich intensiviert. Sie beinhaltet einmal einen Know-how-Transfer hinsichtlich der Methoden zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen. Darüber hinaus sind aber die durch diese Zusammenarbeit bei der GRS gewonnenen Kenntnisse über osteuropäische Kernkraftwerke eine wesentliche Grundlage für die Sicherheitsbeurteilung dieser Anlagen.

Systemtechnik

Das Fachgebiet Systemtechnik umfaßt die Maschinen-, Elektro- und Leittechnik in einem Kernkraftwerk. Kernkraftwerksspezifische Besonderheiten sind die hohen Zuverlässigkeitsanforderungen, denen die zum Sicherheitssystem gehörenden Einrichtungen entsprechen müssen. Durch Systemanalysen wird festgestellt, inwieweit diese bezüglich der Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit unter Betriebs- und Störfallbedingungen erfüllt sind. Systemanalysen sind wesentlicher Bestandteil der GRS-Arbeiten im Zusammenhang mit der Auswertung von Betriebserfahrungen sowie den Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Beurteilung von Anlagen und der Feststellung der Relevanz sicherheits erhöhender Maßnahmen. Je nach Fragestellung sind bei den Systemanalysen zusätzlich thermohydraulische Störfallanalysen nötig, um die verfahrens-

technischen Wirksamkeitsbedingungen, z.B. hinsichtlich Füllstände, Durchsätze, Drücke und Temperaturen, zu ermitteln.

Die Untersuchungen der GRS zur Systemtechnik machen deutlich, daß vor allem redundanzübergreifende Störungsmöglichkeiten bei sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen, wie z.B. der Leittechnik und der elektrischen Energieversorgung, einer intensiven Analyse und Bewertung bedürfen. Entsprechende Arbeiten beziehen sich insbesondere auf die Untersuchung des Ablaufs, der Wirkungen und der systemtechnischen Folgen von unterstellten Brandereignissen. Dabei werden speziell Gegebenheiten in älteren Anlagen untersucht, bei denen sich das Brandschutzkonzept stärker auf eine aktive Brandbekämpfung und weniger auf bautechnische Trennungen, wie bei neueren Anlagen, stützt. Weiterhin werden vertieft Möglichkeiten der Einkopplung von Störimpulsen in die Leittechnik durch direkten Eintrag elektrischer Spannung oder durch elektromagnetische Effekte untersucht und der Frage nachgegangen, ob daraus relevante Funktionsstörungen im Reaktorschutzsystem resultieren können. Die Untersuchungen beziehen sich zum einen auf die unterschiedlichen technischen Ausführungen der Kopplungsstellen der Sicherheitsleittechnik mit angrenzenden Systemen sowie der Kopplungsstellen zwischen den redundanten Teilsystemen. Zum anderen sind auch Instandhaltungsprozeduren hinsichtlich der Möglichkeit der Einkopplung von Störimpulsen zu analysieren.

Darüber hinaus zeigt sich, daß neben der Analyse und Darstellung von rein technischen Sachverhalten die Frage nach Bewertungsmaßstäben eine immer größere Bedeutung bekommt. Wesentlicher Grund dafür ist der zeitbezogene Charakter des kerntechnischen Regelwerkes, welches größtenteils für die Technik der Konvoi-Anlagen entwickelt wurde. Das führt dazu, daß das heutige kerntechnische Regelwerk einerseits aufgrund unterschiedlicher technischer Ausführungen bei älteren Anlagen nur teilweise oder mit großem Interpretationsspielraum angewendet werden kann. Andererseits berücksichtigt das

Regelwerk, nicht zuletzt aufgrund fehlender Perspektiven zum Neubau von Kernkraftwerken, keine neueren Entwicklungen, z.B. hinsichtlich der Einbeziehung probabilistischer Analysen bzw. Kriterien. Die GRS strebt hier Bewertungsweisen an, die sich am Konzept der gestaffelten Sicherheitsmaßnahmen („Defence in Depth“-Konzept) ausrichten. Die Grundidee dieses Vorgehens ist, daß zur zuverlässigen Erfüllung von Sicherheitszielen prinzipiell auch andere technische Ausführungen von Sicherheitsfunktionen zur Anwendung kommen können, als im Regelwerk angegeben.

Probabilistische Sicherheitsanalyse

Die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) spielt heute in der Reaktorsicherheit eine wichtige Rolle als Ergänzung der Sicherheitsbeurteilung auf deterministischer Grundlage. In praktisch allen Ländern, die Kernkraftwerke betreiben, werden PSA nicht nur als Forschungsvorhaben, sondern zunehmend auch im Rahmen von Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren durchgeführt. Die PSA liefert ein quantitatives Maß für das aufgrund der deterministischen Anforderungen erreichte Sicherheitsniveau, indem sie die wesentlichen Informationen über den Zustand einer Anlage – von der Systemauslegung und der Betriebsweise über die Störfallanalyse bis zur Betriebserfahrung – zu einer Gesamtaussage zusammenführt. Aufbauend auf langjährigen Erfahrungen mit (probabilistischen) Zuverlässigkeitsanalysen werden in der GRS seit fast 20 Jahren auch PSA durchgeführt. Die GRS nutzt hierbei neben den überwiegend selbst entwickelten PSA-Werkzeugen – vor allem zur Durchführung von Fehlerbaumanalysen und zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen einschließlich der Quantifizierung der Aussagesicherheit – auch ihre breite Erfahrung aus der deterministischen Sicherheitsbeurteilung, insbesondere der Störfallsimulation, sowie aus der Auswertung von Betriebserfahrungen und ihre Kenntnisse zu anderen PSA-relevanten Fragen (z.B. Strukturmechanik). Von

besonderer Bedeutung ist die Ermittlung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen für Systemkomponenten, die von GRS inzwischen für mehrere deutsche Kernkraftwerke durchgeführt wurde.

Trotz der mit PSA prinzipiell verbundenen Aussageunsicherheiten hat sich gezeigt, daß die angewandten Methoden geeignet sind, Verbesserungsmöglichkeiten in den untersuchten Anlagen zu identifizieren und deren Einfluß auf das Sicherheitsniveau der Anlagen zu bewerten.

Betriebssicherheit

Seit vielen Jahren führt die GRS detaillierte Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung auf Komponentenebene durch. Sie hat dabei umfangreiche Erfahrungen gesammelt und nutzt diese bei der technischen Bewertung des Komponentenverhaltens unter Normalbetriebs- und Störfallbedingungen. Die für die Auswertung der Betriebserfahrung entwickelten Methoden und Modelle orientieren sich an der Betriebspraxis in den Anlagen und haben sich bei der Datenbereitstellung für probabilistische Analysen bewährt. Von den Betreibern wurden diese Methoden für die eigenen Auswertungen übernommen und teilweise sogar in die jeweiligen Betriebsführungssysteme integriert. Die inzwischen bei der GRS verfügbare, umfangreiche Datenbasis über das Betriebsverhalten von Komponenten eignet sich besonders auch zur Trenderkennung im Komponentenverhalten, wie z.B. zum Feststellen von Einflüssen aus der Instandhaltung und dem Prüfwesen, sowie von Effekten der Alterung und durch Schwachstellen.

Ein Schwerpunkt der derzeitigen Arbeiten besteht darin, fortschrittliche Methoden und Modelle zur technisch-wissenschaftlichen Quantifizierung der Einflüsse aus gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und Alterung zu entwickeln. Hier besteht vor allem die Schwierigkeit, die geeigneten Ansätze für eine sachgerechte Übertragung der geringen Betriebserfahrung auf die technische Realität in den Anlagen zu finden.

Grundsätzlich kommt der GRS bei allen praxisorientierten Auswertungen das von ihr entwickelte moderne DV-gestützte Informationssystem zugute. Es unterstützt die schnelle Betriebs- und Ereignisauswertung und stellt die notwendigen Informationen über einfache Suchmechanismen an dezentralen PC-Arbeitsplätzen den Benutzern zur Verfügung.

Komponentenintegrität

Die Integrität der drucktragenden Wandungen und des Sicherheitsbehälters hat im gestaffelten Sicherheitskonzept eine zentrale Bedeutung. Zur Beurteilung damit verbundener Fachaufgaben stehen in der GRS fachkundiges Personal mit breiter Erfahrung sowie fortgeschrittene Analyseprogramme für die volle Simulation der jeweiligen Strukturen zur Verfügung.

Schwerpunkte der technischen Fachberatung bilden die sicherheitstechnische Bewertung von Schäden an passiven Komponenten, wie druckführenden Bauteilen, Einbauten, Abstützungen, Sicherheitsbehälter, Baustrukturen, usw., insbesondere im Hinblick auf anlagenübergreifende Aspekte und Weiterentwicklungen von sicherheitstechnischen Anforderungen. In exemplarischen Studien werden vertiefte deterministische Analysen durchgeführt, um grundsätzliche Aussagen über Tragfähigkeitsreserven wichtiger Barrieren auch bei auslegungsüberschreitenden Belastungen zu erhalten. Darüber hinaus werden jedoch auch entsprechende Beurteilungsmethoden weiterentwickelt. So wird die Struktursimulation zur Einbeziehung der reaktortechnischen Bauteil- und Systemaspekte ertüchtigt. Zur Beschreibung des Tragverhaltens von Strukturen im auslegungsüberschreitenden Bereich und zur Beurteilung von neuen Reaktorkonzepten werden Methodenentwicklungen durchgeführt, die auch die Simulation von Extrembedingungen erlauben, wie z.B. Einwirkungen von Kernschmelze auf Strukturen.

Zur Lösung vieler Aufgaben ist eine enge Vernetzung mit nationalen und internatio-

nen Partnern gegeben, um spezielles Fachwissen einzubinden und im Hinblick auf die limitierten Ressourcen den Anschluß an internationale Entwicklungen zu erhalten. Die Ergebnisse der eigenen Arbeiten werden ausgiebig zur kritischen Würdigung in den technisch-wissenschaftlichen Dialog im Rahmen von Seminaren, Tagungen und Veröffentlichungen eingebracht.

Personalhandlungen

Menschliche Handlungen beeinflussen die Sicherheit von Kernkraftwerken auf unterschiedliche, teilweise gegensätzliche Art und Weise. So liefert der Mensch zum Beispiel im Rahmen von Funktionsprüfungen, Wartungen oder Anlagenrundgängen einen unverzichtbaren Beitrag zur Früherkennung von Schäden und damit zum sicheren Betrieb der Anlagen. Andererseits können durch Fehlhandlungen Schäden erst verursacht werden, die dann durch das Sicherheitssystem des Kraftwerkes kompensiert werden müssen.

Aufgabe der GRS seit vielen Jahren ist es, Untersuchungen zur optimalen Einbindung menschlicher Handlungen in das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks durchzuführen. Vorteile sind weitestgehend zu nutzen, mögliche Risiken müssen erkannt und durch geeignete Maßnahmen minimiert bzw. beseitigt werden.

Ein wichtiges Hilfsmittel zur Optimierung der Mensch-Maschine-Schnittstellen im Kernkraftwerk ist die Nutzung des Erfahrungsrückflusses, indem die in Form von meldepflichtigen Ereignissen vorliegende Betriebserfahrung ausgewertet wird. Fehlhandlungen können von solchen Ereignissen beitragen. Ein Ziel dieser Auswertungen ist es, Fehlhandlungen zu identifizieren, die Sicherheitsrelevanz zu beurteilen, die Ursachen zu analysieren und die Eignung möglicher Abhilfemaßnahmen einzuschätzen.

Da Betriebserfahrung zu größeren Störfällen und Unfällen praktisch nicht vorliegen, sind hieraus Erkenntnisse zur Bedeutung

von Personalhandlungen in solchen Situationen nicht zu gewinnen. Deshalb ist bereits im Vorfeld von Störfällen der Beitrag von Personalhandlungen zur Beherrschung eines Stör- oder Unfalles zu untersuchen. Dazu hat die GRS Methoden zur analytischen Bewertung und zur Integration der Ergebnisse in probabilistische Sicherheitsanalysen entwickelt und bereits bei einer großen Zahl von Anlagen angewandt. Hierbei konnten Schwachstellen sichtbar und zusätzliche Eingriffsmöglichkeiten sowie deren Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems einer Anlage aufgezeigt werden. Die Methodenentwicklung wird derzeit fortgesetzt. Schwerpunkte sind hier u.a. die Untersuchung von Notfallhandmaßnahmen und Maßnahmen zur Wiederinbetriebnahme ausgefallener Systemfunktionen.

Neuere technische Entwicklungen, wie der Einsatz von rechnergestützten Systemen in Warten oder die Einbindung von Notfallmaßnahmen in das bestehende Sicherheitskonzept einer Anlage, verändern die Struktur der Mensch-Maschine-Schnittstellen im Kernkraftwerk und damit die Aufgaben des Kraftwerkspersonals. Um die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen auch während dieser technischen Übergangsphase der Systemänderungen auf einem gleichbleibend hohen Niveau zu halten, sind diese Veränderungen in geeigneter Weise vorzubereiten und zu begleiten. Die GRS führt hier umfangreiche ergonomische Untersuchungen durch. Dies betrifft sowohl die Entwicklung von grundsätzlichen Anforderungen für die Handhabung rechnergestützter Systeme als auch die Beurteilung konkreter technischer Lösungen. Bereits gegenwärtig fließen diese Erfahrungen bei der Planung und Einführung neuer Reaktorkonzepte ein.

Anlagensicherung

Seit mehr als 20 Jahren ist die GRS die Organisation, in der zentral die Fragen der Sicherung kerntechnischer Anlagen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Ein-

wirkungen Dritter bearbeitet werden. Sie ist sowohl zentraler Gutachter bei der Beurteilung von Konzepten zur Sicherung kerntechnischer Anlagen im Rahmen von atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren als auch technischer Fachberater des BMU bei dessen Grundlagenarbeit für Regeln, Richtlinien und Empfehlungen zur Anlagensicherung.

Die GRS hat nachhaltig mit darauf hingewirkt, daß sich die Vorgehensweise bei der Sicherung kerntechnischer Anlagen in den zurückliegenden Jahren gewandelt hat. Von einer mehr schematischen „Rundum-Sicherung“ auf der Basis von festgelegten Kategorien führte der Weg zu einer konsequenten Verfolgung des Konzeptes einer schutzzielorientierten Sicherung. Die Diskussion der Frage, was muß aus welchem Grund (Schutzziel) wie gesichert werden, führte bei mehreren Anlagen zu differenzierten, anlagenbezogenen Sicherungsanforderungen, deren Umsetzung auch geringere Kosten verursacht haben. Jedoch zeigt die bisherige Erfahrung, daß sich alle an der Sicherung kerntechnischer Anlagen Beteiligten noch mehr mit einer anlagenbezogenen, schutzzielorientierten Sicherung auseinandersetzen müssen, um mit technisch sinnvollen Lösungen den erforderlichen Grundsatz zu gewährleisten.

Eine schutzzielorientierte Sicherung wird auch bei der Zusammenarbeit mit Rußland auf dem Gebiet der Sicherung kerntechnischer Anlagen verfolgt. Russische Anlagen werden bisher mit erheblichem personellen Aufwand als „black box“ von außen gesichert. Die Veränderungen in Rußland führten ebenfalls zu einem Umdenken bei der Frage der Sicherung dieser Anlagen. Im Auftrag des BMU unterstützt die GRS die russische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde bei der Erarbeitung sicherungstechnischer Anforderungen. Die Zusammenarbeit bei der Sicherung einer konkreten russischen Anlage ist geplant.

6.1 Aufbau der generischen Wissensbasis zum Komponentenverhalten

Im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit bearbeitet die GRS das Vorhaben "Aufbau und Nutzung einer generischen Wissensbasis zur Bearbeitung sicherheitstechnischer Fragestellungen bei Kernkraftwerken". Ziel des Vorhabens ist die Aufarbeitung und Bereitstellung von Informationen aus der Auswertung von Betriebserfahrungen, anlagenspezifischen Analysen, probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ), experimentellen Untersuchungen sowie themenspezifischer Literatur. Die Bereitstellung dieser Informationen in einem DV-gestützten Wissensbasis-System dient der Unterstützung bei anlagenübergreifenden Auswertungen sowie Zuverlässigkeits- und Schwachstellenanalysen. Weiterhin soll das Wissensbasis-System angewendet werden zur vorausschauenden Beurteilung des Betriebs-, Prüf- und Ausfallverhaltens von Komponenten. Es ist geplant, das System unter dem Namen WISBAS (WISsenschaftsBASis) in TECDO (TEchnische DOkumentation) der GRS zu integrieren.

Bereitgestellte Informationen

In dem derzeitigen Rahmen der generischen Wissensbasis werden Informationen zu folgenden Themen bereitgestellt:

- Integrität und Lebensdauer maschinentechnischer Komponenten,
- Fehlerfrüherkennung für aktive Komponenten des Sicherheitssystems,
- Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke,
- Komponentenverhalten.

Bezüglich der „Integrität und Lebensdauer maschinentechnischer Komponenten“ werden Informationen zu zwei Themenkomplexen angeboten: Zum einen werden allgemeine Informationen über Komponenten und Bauteile bezüglich Werkstoffe, Ermüdungsgrade und Geometrien, zum anderen Informationen über besondere Einflüsse auf die Lebensdauer von Komponenten und Bauteilen aus Betriebserfahrung und Fertigung bereitgestellt.

Für die „Fehlerfrüherkennung an aktiven Komponenten des Sicherheitssystems“ werden die aus Diagnose-Untersuchungen bei Simulationsbetrieb oder wieder-

kehrenden Prüfungen (WKP) von Komponenten gewonnenen Kennwertgrößen und die Bewertung von Fehlerfrüherkennungsverfahren abgespeichert. Ziel der Sammlung dieser Informationen ist die Ableitung und Bereitstellung von Grenzwerten zur frühzeitigen Erkennung und Beurteilung von Fehlern und Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten.

Unter „Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke“ werden die qualitativen Ergebnisse und relevanten Kenngrößen aus den PSA, die im Rahmen der Untersuchungen zum Sicherheitsstatus deutscher Kernkraftwerke erstellt werden (PSÜ), bereitgestellt. Hierzu werden die durchgeführten PSA in bezug auf angewandte Methoden, zugrundegelegte Annahmen, Randbedingungen, Modelle und Eingangsdaten ausgewertet, um vergleichbare Ergebnisse zu erhalten. Ziel ist ein jährlicher Statusbericht zum aktuellen Stand der PSA und deren Begutachtung auf der Grundlage der vergleichenden Auswertung und des Standes der PSA-Technik. Die Informationen stammen zum einen Teil aus den von der GRS selbst durchgeführten PSA (Deutsche Risikostudie, Phase B, SWR-Sicherheitsanalyse, Kernkraftwerk Obrigheim, Modellstudie SWR 69) und zum anderen aus der Begutachtung der von den Betreibern erstellten bzw. in Auftrag gegebenen PSA (Philippsburg 1, Stade, Würgassen, Gemeinschaftskraftwerk Neckar 1).

D. Rittig

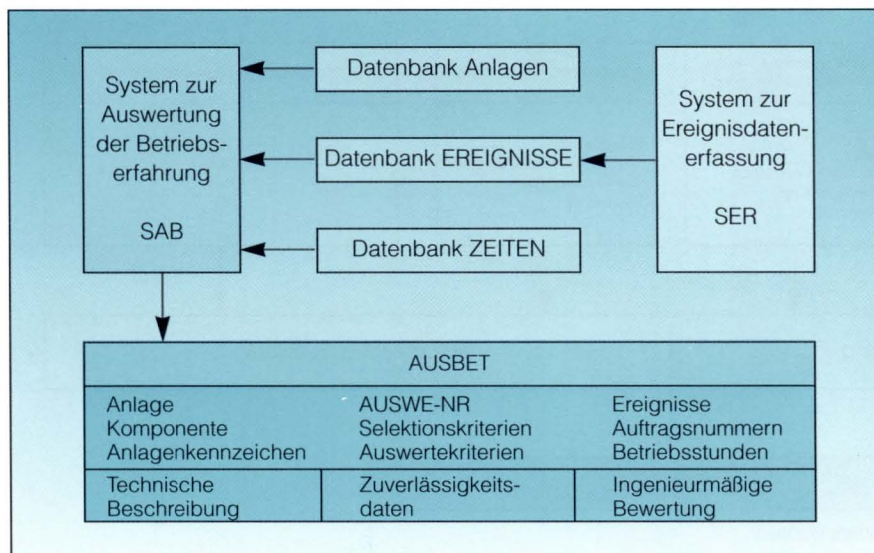


Bild 6.1: Auswertung der anlagenspezifischen Datenbanken und Speicherung in der Anwendung AUSBET (Auswertung Betriebserfahrung)

Im folgenden wird für den Themenbereich „Komponentenverhalten“ näher erläutert, welche Informationen gespeichert werden und woher diese Informationen stammen.

Komponentenverhalten

Die Informationen zum Komponentenverhalten umfassen Ergebnisse aus Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung, technische Bewertungen zum Betriebsverhalten von Komponenten, Ereignisbewertungen und Parameterabschätzungen zu gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA).

Ergebnisse aus Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung

Die Ergebnisse aus den Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung stammen aus den von der GRS durchgeführten Datenerhebungen in mehreren Kernkraftwerken (Biblis B, Gundremmingen Blöcke B und C, Philippsburg Blöcke 1 und 2, Krümmel, Grohnde, Obrigheim). Zur Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung wird ein Programmsystem benutzt, das im BMFT-Vorhaben RS 264 „Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis

B“ entwickelt wurde. Seit seiner Erstellung wurde dieses System im Rahmen verschiedener Projekte weiterentwickelt und mit zusätzlichen Funktionen versehen. Die wesentlichsten Teile des Programmsystems sind in Bild 6.1 dargestellt.

Bei den mit diesem Programmsystem durchgeführten Datenerhebungen werden jeweils drei Informationsbereiche erfaßt und in getrennten Datenbanken abgespeichert. Der erste Bereich beinhaltet alle technischen Betriebsmittel der Anlage, die bei der Datenerhebung in dem Kraftwerk untersucht werden. Diese sogenannten Anlagendaten werden in System, Teilsystem, Stränge, Komponente und Betriebsmittel aufgegliedert und mit technischen Angaben (z.B. technische Ausführung, Hersteller, Auslegungsgrößen, Einbauort) erfaßt. Diese Informationen werden in der Datenbank ANLAGEN gespeichert.

In dem zweiten Bereich werden die Arbeitsaufträge, die im Rahmen des Instandhaltungswesens und der Prüfprotokolle der WKP der Komponenten anfallen, ausgewertet. Hinzu kommen weitere verfügbare Informationen in den Kraftwerken (z.B. Lebenslaufkarteien der Komponenten, sonstige Schadensberichte). Zur Erfassung dieser Informationen steht das fle-

xibel handhabbare Modul SER (System zur Ereignisdatenerfassung) zur Verfügung, das auch als lokales Netz mit tragbaren Computern vor Ort in der Anlage einsetzbar ist. Die Ereignisse werden mit allen relevanten Angaben (z.B. Datum, Erkennung und Ursache der Störung, Ausfallwirkung, Beschreibung der ausgeführten Arbeiten) systematisch aufgearbeitet und für spätere Selektionsmöglichkeiten mit umfangreichen Codierungen hinterlegt. Die aufgenommenen Informationen werden in der Datenbank EREIGNISSE abgelegt.

Weiterhin werden in dem dritten Bereich die Betriebszeiten oder Schaltspiele der berücksichtigten Komponenten erfaßt und in der Datenbank ZEITEN gespeichert.

Zur Auswertung der gespeicherten Informationen wird mit dem Programmodul SAB (System zur Auswertung der Betriebserfahrung) auf alle drei Datenbanken zugegriffen. Aus der Datenbank ANLAGEN werden die Populationen der zu betrachtenden Komponenten ausgewählt. Für diese Komponenten werden aus der Datenbank EREIGNISSE die zu berücksichtigenden Ereignisse gesucht und die Summe der Ereignisse auf die erfaßten Betriebszeiten bzw. Anzahl der Anforderungen der betrachteten Komponenten aus der Datenbank ZEITEN bezogen. SAB bietet hinsichtlich der Auswahl der Komponentenpopulation und der Ereignisauswahl eine Vielzahl von Auswahlmöglichkeiten. Dadurch ist es möglich, die anlagenspezifische Betriebserfahrung flexibel und unterschiedlichen Anforderungen entsprechend auszuwerten und zu dokumentieren. Es ist eine immer wieder nutzbare Grundlage für Untersuchungen zum Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen in den unterschiedlichsten Anlagen der Kerntechnik sowie in Chemieanlagen.

Zur nachvollziehbaren Dokumentation der Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung werden die Ergebnisse und gewählte Selektionen in der Datenbank AUSBET (AUSwertung BETriebserfahrung) gespeichert. In der Datenbank AUSBET werden alle relevanten Resultate einer Auswertung durch SAB gespeichert,

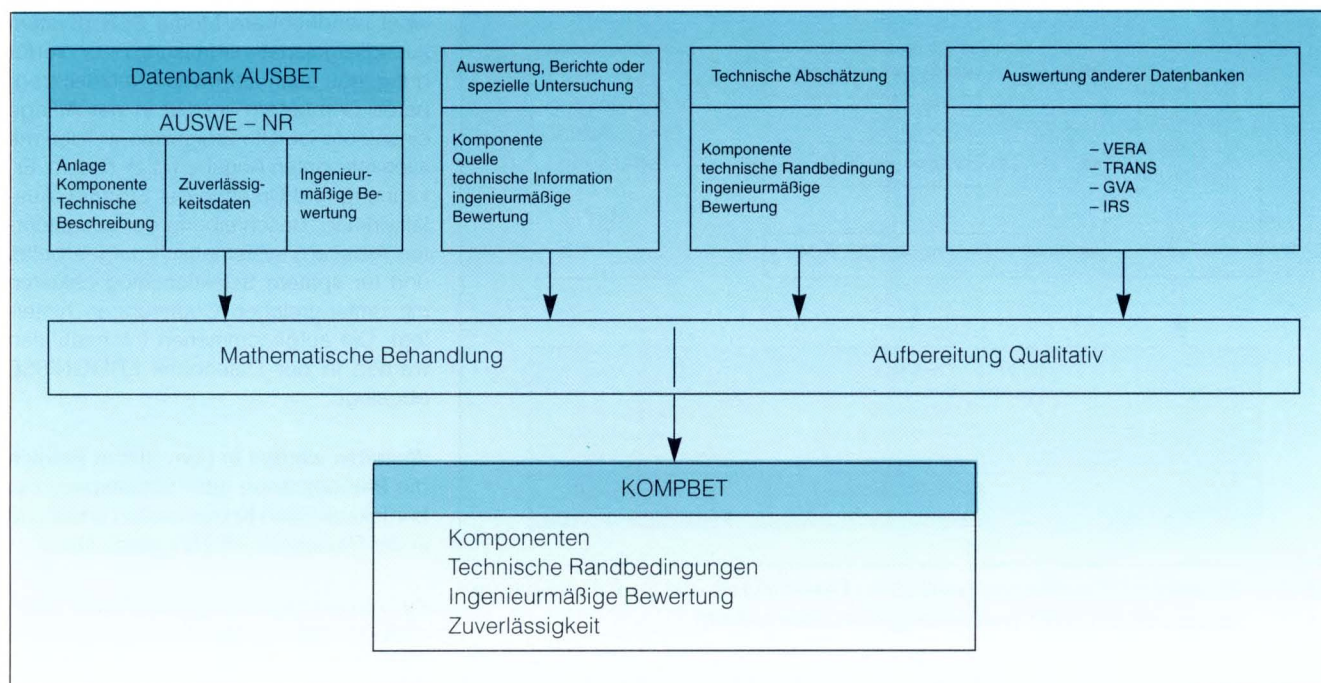


Bild 6.2: Quellen und Datenaufbereitung für die Anwendung KOMP BET (Komponentenbetriebserfahrung)

so daß die durchgeführten Auswertungen nachvollziehbar dokumentiert werden. Insbesondere werden auch die für die Auswertung gewählten Auswahlselektionen festgehalten. Die zu speichernden Angaben (z.B. selektierte Komponentenpopulation und Ereignisse, Betriebszeiten, berechnete Ausfallraten) werden durch SAB bereitgestellt. In einem Textfeld können zusätzlich ingenieurtechnische Bewertungen und spezielle Randbedingungen der Auswertung eingegeben werden.

Technische Bewertungen zum Betriebsverhalten von Komponenten

Die technischen Bewertungen zum Betriebsverhalten von Komponenten enthalten allgemeine Informationen, die entweder aus einer oder mehreren Auswertungen anlagenspezifischer Betriebserfahrung resultieren oder aus anderen Quellen stammen. Andere Quellen sind z.B. spezielle Untersuchungen und Berichte, technische Abschätzungen und Auswertung anderer Datenbanken. Die Informationen beinhalten z.B. Anlage, Komponente und System, anlagenspezifischer und/oder ge-

nerischer Datensatz, Berechnungsmethode, Verteilungsparameter der Zuverlässigkeitskenngröße. In der Anwendung werden auch die Zuverlässigkeitskenngrößen als Verteilungsparameter gespeichert, die als Eingangsdaten in den verschiedenen von der GRS durchgeführten PSA Verwendung finden. Diese Informationen werden zusammen mit einer technischen Bewertung in der Datenbank KOMP BET (KOMponentenBETriebserfahrung) abgespeichert (Bild 6.2).

Die Betriebserfahrung kann als anlagenspezifische Information (Betriebserfahrung aus der zu untersuchenden Anlage), als generische Information (Zusammenfassung der Betriebserfahrung aus mehreren Anlagen) oder als anlagenspezifische mit eingebundener generischer Information vorliegen. Wenn die Informationen aus einer oder mehreren Auswertungen anlagenspezifischer Betriebserfahrung resultieren, dann werden zur Nachvollziehbarkeit der Ergebnisse die Datensatznummern der entsprechenden Datensätze aus AUSBET in der Datenbank KOMP BET gespeichert, so daß aus der Anwendung KOMP BET direkt auf die entsprechen-

den Datensätze in AUSBET zugegriffen werden kann.

Für die Eingabe der Zuverlässigkeitskenngrößen als Verteilungsparameter ist eine mathematische Datenbehandlung erforderlich. Hierzu ist von der GRS das Programm STADA (STATistische DATenbehandlung) entwickelt worden, das die mathematischen Berechnungsmethoden nach dem Ansatz von Bayes und andere statistische Ansätze enthält.

Ereignisbewertungen und Parameterabschätzungen zu GVA

Hinsichtlich des Komponentenverhaltens unter Berücksichtigung von GVA werden drei Informationsbereiche unterschieden, auf die durch jeweils eigene Anwendungen zugegriffen wird. In dem ersten Bereich werden die Ereignisse abgelegt, bei denen ein GVA beobachtet worden ist. Hierzu werden in erster Linie die Berichte über besondere Vorkommnisse aus deutschen Kernkraftwerken und zum anderen die Erfassung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung und des IRS (Incident

Anwendung	Informationskomplex
AUSBET	AUSwertung BETriebs Erfahrung (anlagenspezifisch)
KOMBET	KOMPONENTEN BETriebsverhalten (generisch)
GVA	GVA-Ereignisse (national und international)
GVAPARAM	GVA-PARAMeter
GVAERGEB	GVA-ERGEBnisse
KOMPINT	KOMPONENTEN INTegrität
DIABAS	DIAGnose DatenBASis
PSA	PSA-Ergebnisse

Tabelle 6.1: Anwendungen der WISBAS und zugehörige Informationskomplexe

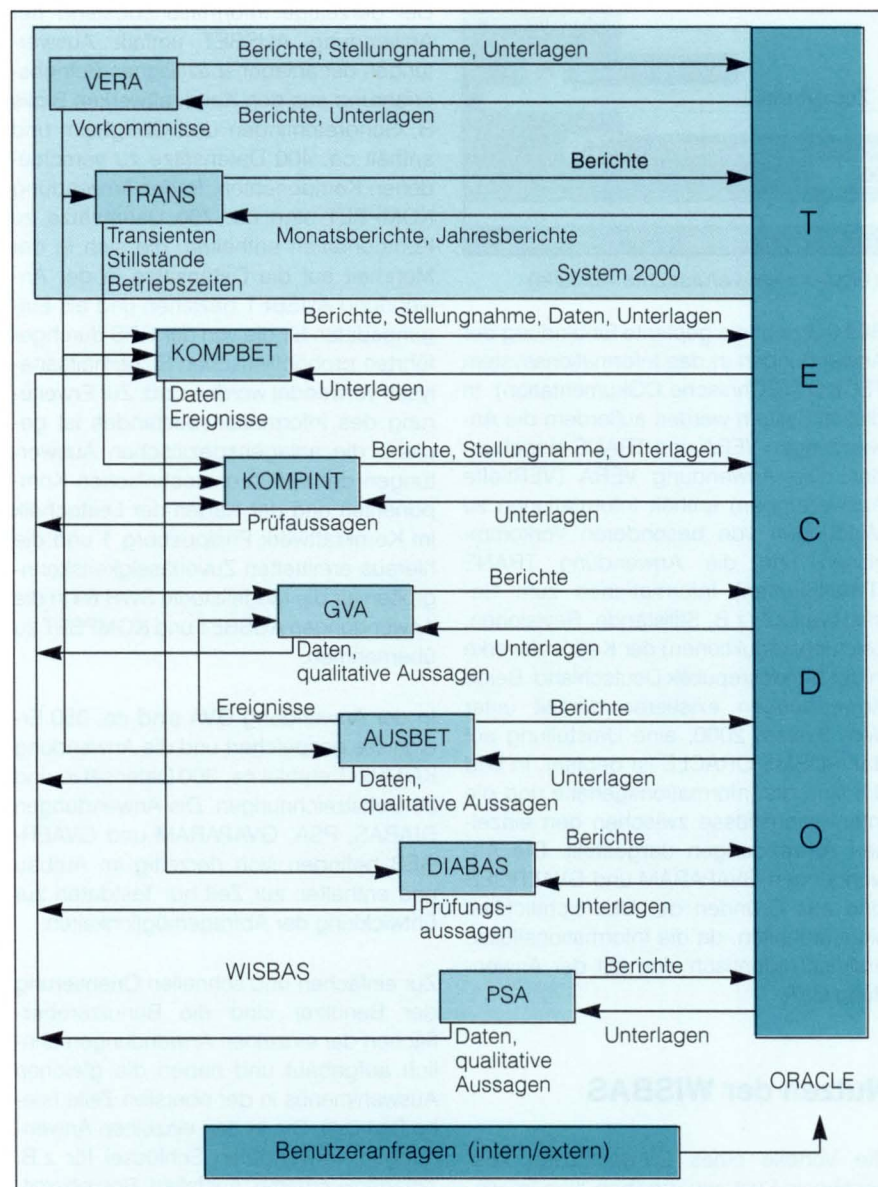


Bild 6.3: Schnittstellen und Informationsfluß der WISBAS (Wissensbasis) nach Einbindung in TECDO (Technische Dokumentation)

Reporting System) der OECD ausgewertet. Die Ereignisse mit GVA werden mit allen relevanten Angaben (z.B. Anlage und Datum, betroffene Komponente und System, Anzahl der ausgefallenen und der geschädigten Komponenten, Beschreibung und ingenieurmäßige Bewertung des Ereignisses) erfaßt und in der Datenbank GVA gespeichert.

Im zweiten Bereich werden die GVA-Parameter gespeichert, die aus den beobachteten Ereignissen abgeschätzt werden und für die Berechnung der Ausfallwahrscheinlichkeiten infolge GVA bei der Übertragung dieser Ereignisse auf andere Anlagen benötigt werden. Die GVA-Parameter enthalten sowohl ereignisbezogene Angaben (z.B. Beobachtungszeitraum, abgeschätzter Kopplungsfaktor) als auch anlagenbezogene Angaben (z.B. GVA-Entdeckungszeit und Redundanzgrad in der betrachteten Anlage) und können durch eine Überprüfung der Übertragbarkeit des GVA-Ereignisses auf die zu untersuchende Anlage variieren. Hierfür ist eine eigene Datenbank und Anwendung zur Dokumentation der abgeschätzten GVA-Parameter zweckmäßig. Für jedes Ereignis können deshalb mehrere GVA-Parameter vorhanden sein, die in der Datenbank GVAPARAM (GVA-PARAMeter) gespeichert werden. Die Verknüpfung der beiden Anwendungen erfolgt über die Datensatznummer des jeweiligen GVA-Ereignisses, so daß für jeden Datensatz der GVA-Parameter direkt das GVA-Ereignis identifiziert werden kann, aus dem die Parameter abgeschätzt worden sind.

Im dritten Bereich werden die aus den GVA-Parametern berechneten GVA-Ergebnisse abgelegt, die in der PSA für die jeweilige Komponentengruppe als Ausfallwahrscheinlichkeit verwendet worden ist. Die z.B. für Absperrschieber abgeschätzten Parameter werden für alle Komponentengruppen mit Absperrschiebern verwendet. Die Informationen umfassen z.B. Anlage, Komponente, Anlagenkennzeichen der betrachteten Komponentenpopulation, Erwartungswerte und Streufaktoren der verschiedenen Ausfallkombinationen. Die Ergebnisse werden in der Datenbank GVAERGEB (GVA-ERGEB-

KAV1			
Eingeben Blättern Zeigen extraS zuRück Hilfe			
GVA			
CM-NR	00213	Klassifizierung	CM
Titel		Nichtöffnen von Frischdampf-Sicherheitsventilen	
Ereig-NR	WL 2/84	Datum	21.01.84
Anlage	BORSSELE	Fehlererkenn	60
System		LBA Frischdampfsystem	
Komponente	FD-Sicherheitsventil	AKZ	
Einbauort	UJE	Frischdampf- und Speisewasserarmaturenkammer	
Funktionseinheit	KAK	Sicherheitsventil	
Komponentenart	KAK	Sicherheitsventil	
Betriebsmittelart	KAK	Sicherheitsventil	
Hersteller	0559	Sempell	Zuordnung K
Bauart	komb. Impuls-/Steuervtl. m. Zusatzbelas.		
Ausfallart	A1	öffnet nicht	
Ausfallkombination	6v6	Schadigungs-/Ursachenkombination	6v6
P1	1.00	P2	1.00
P3	1.00	UeF	1.00
Count: * 1			
<OSC><DBG> <Replace>			

Bild 6.4: Eingabemenü der Anwendung GVA (Gemeinsam verursachte Ausfälle)

nisse) gespeichert. Die Verknüpfung der beiden Anwendungen erfolgt über die Datensatznummern der berücksichtigten GVA-Parameter, so daß für jedes GVA-Ergebnis die verwendeten GVA-Parameter und über die Verknüpfung dieser Anwendung mit den GVA-Ereignissen die für die Berechnung berücksichtigten GVA-Ereignisse selektiert und eingesehen werden können.

Aufbau und Struktur

Das Wissensbasis-System wird unter dem RDBMS (Relationales Datenbank-ManagementSystem) ORACLE implementiert, das es gestattet, derartige unterschiedliche Informationskomplexe in einem gemeinsamen System zu speichern und bereitzustellen. Für die verschiedenen Informationskomplexe werden jeweils eigene Anwendungen erstellt, die bei Bedarf untereinander verknüpft sind. So ist z.B. die Anwendung KOMP BET mit der Anwendung AUSBET über den Bezug der Datensatznummern einer oder mehrerer Auswertungen der Betriebserfahrung verknüpft. In der Tabelle 6.1 sind die unter dem Wissensbasis-System WISBAS installierten Anwendungen und die zugehörigen Informationskomplexe aufgeführt.

Bild 6.3 zeigt die geplante Einbindung der Anwendungen in das Informationssystem TECDO (TEchnische DOkumentation). In dieses System werden außerdem die Anwendungen VERA und TRANS eingebunden. Die Anwendung VERA (VERTIEFTE Auswertungen) enthält Informationen zu Meldungen von besonderen Vorkommnissen und die Anwendung TRANS (TRANSIENTEN) Informationen zum Betriebsverlauf (z.B. Stillstände, Revisionen, Leistungsreduktionen) der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland. Beide Anwendungen existieren derzeit unter dem System 2000, eine Umstellung auf das RDBMS ORACLE ist geplant. In Bild 6.3 sind die Informationsflüsse zwischen den einzelnen Anwendungen dargestellt. Die Anwendungen GVAPARAM und GVAERGEB sind aus Gründen der Übersichtlichkeit nicht enthalten, da die Informationsflüsse praktisch identisch sind mit der Anwendung GVA.

Nutzen der WISBAS

Die Vorteile eines DV-gestützten Wissensbasis-Systems ergeben sich im wesentlichen aus den folgenden Gesichtspunkten:

- detaillierte Dokumentation eines umfangreichen Datenbestandes vielfältiger Informationen aus unterschiedlichen Quellen,
- schneller Zugriff auf die Informationen unter einer einheitlich strukturierten Benutzeroberfläche,
- gezielte Abfragemöglichkeiten nach unterschiedlichen Gesichtspunkten.

Der derzeitige Informationsbestand der Anwendung AUSBET umfaßt Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung aus den Kernkraftwerken Biblis B, Gundremmingen und Obrigheim und enthält ca. 400 Datensätze zu verschiedenen Komponenten. In der Anwendung KOMP BET sind ca. 700 Datensätze zu Komponenten enthalten, die sich in der Mehrheit auf die Datensätze in der Anwendung AUSBET beziehen und als Eingangsdaten für die von der GRS durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet worden sind. Zur Erweiterung des Informationsbestandes ist geplant, die anlagenspezifischen Auswertungen der verfahrenstechnischen Komponenten und der Karten der Leittechnik im Kernkraftwerk Philippsburg 1 und die hieraus ermittelten Zuverlässigkeitskenngrößen für die Modellstudie SWR 69 in die Anwendungen AUSBET und KOMP BET zu übernehmen.

In der Anwendung GVA sind ca. 350 Ereignisse gespeichert und die Anwendung KOMPINT enthält ca. 300 Datensätze und 20 Detailzeichnungen. Die Anwendungen DIABAS, PSA, GVAPARAM und GVAERGEB befinden sich derzeit im Aufbau und enthalten zur Zeit nur Testdaten zur Entwicklung der Abfragemöglichkeiten.

Zur einfachen und schnellen Orientierung der Benutzer sind die Benutzeroberflächen der einzelnen Anwendungen ähnlich aufgebaut und haben die gleichen Auswahlmenüs in der obersten Zeile (siehe Bild 6.4). Die in den einzelnen Anwendungen verwendeten Schlüssel für z.B. Anlagenkurzname, Ausfallart, Betriebsmittelart oder Systemschlüssel KKS (KernkraftwerksKennzeichenSystem) sind in allen

Anwendungen gleich und werden in speziellen Tabellen gepflegt, auf die alle Anwendungen gemeinsam zugreifen. Hierdurch wird eine Vereinheitlichung der abfragbaren Parameter erreicht, und für jeden Abfrageparameter können die bisher gespeicherten Daten eingesehen und im Abfragefeld übernommen werden, so daß sinnlose Abfragen, die kein Ergebnis bringen würden, unmöglich sind. Die Abfragemöglichkeiten sind jeweils anwendungsspezifisch aufgebaut; anwendungsübergreifend ist in jeder Anwendung der Anlagenkurzname und der System Schlüssel KKS als Abfrageparameter implementiert. In den Anwendungen zum Komponentenverhalten (AUSBET, KOMP-BET, GVA, GVAPARAM, GVAERGEB) sind darüber hinaus u.a. Betriebsmittelart, Ausfallart und Antriebsart als gemeinsame Abfrageparameter vorhanden. Diese Abfrageparameter stellen im praktischen Gebrauch der Anwendungen die wichtigsten Abfragekriterien dar.

Es ist geplant, die Anwendungen unter WISBAS zu erweitern und die vorhandenen Anwendungen ständig den Bedürfnissen der Benutzer anzupassen. Als weiterer Themenkomplex ist beispielsweise eine Anwendung zum menschlichen Fehlverhalten (Human Factors) geplant, in der für bestimmte Operatorhandlungen unter speziellen Randbedingungen als relevante Informationen z.B. die verwendete Screening-Methode, die abgeschätzten bzw. ermittelten Parameter, das Endergebnis und eine Bewertung gespeichert werden. Als weitere Anwendung ist die Aufnahme der Häufigkeiten von Transientenereignissen bei Kernkraftwerken, eine Ereignisablaufbeschreibung und technische Bewertung vorgesehen. Diese beiden Anwendungen sollen auch zur Dokumentation der in den probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendeten Parameter dienen.

Zur benutzerfreundlichen Bedienung der Anwendung AUSBET ist geplant, die nach einer Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung durch SAB bereitgestellten Informationen automatisch in die Datenbank AUSBET zu übernehmen. Hierdurch werden Eingaben wesentlich beschleunigt und fehlerfrei ausgeführt. Außerdem ist geplant, bei der Übernahme

von Datensätzen aus AUSBET in KOMP-BET die Auswahl der geeigneten Berechnungsmethode als Auswahlmeneü zwischen den beiden Anwendungen zu implementieren. Die gewählte Berechnungsmethode und die hierdurch berechneten Endergebnisse werden dann automatisch in der Datenbank KOMP-BET abgespeichert. Zusätzlich zu diesem Berechnungsprogramm soll ein Analyseprogramm implementiert werden, das es gestattet, die Datenbasis der generischen und der anlagenspezifischen Kenngrößen hinsichtlich der Vergleichbarkeit des Ausfallverhaltens vor der Berechnung zu bewerten. Weitere Änderungen bzw. Erweiterungen werden sich durch die Benutzung der WISBAS ergeben.

Der große Nutzen von WISBAS besteht in der Reproduzierbarkeit und Nachvollziehbarkeit der Ergebnisse aus aktuellen Arbeiten der GRS auf den Gebieten Betriebserfahrung und Systemanalysen von Kernkraftwerken. Die in WISBAS gespeicherten Informationen können eine hilfreiche Unterstützung bei den folgenden Arbeiten sein:

- Dokumentation der Ergebnisse der Auswertungen der anlagenspezifischen Betriebserfahrung und der in den probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendeten Parameter für einleitende Ereignisse, Komponenten und zum menschlichen Fehlverhalten,
- Beobachtung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten über einen längeren Zeitraum (Trenderkennung, Alterungsverhalten, GVA-Potential),
- Analysen zum Komponentenbetriebsverhalten für einen anlagen- und systemübergreifenden Vergleich sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten,
- Abfragen zum aktuellen Stand und der Ergebnisse (Zuverlässigkeitsanalysen, dominierende Ausfallbeiträge) der probabilistischen Sicherheitsanalysen,
- Untersuchungen über Werkstoffe, Ermüdungsgrade und besondere Einflüsse auf Lebensdauer und Integrität von Komponenten und Bauteilen aus der Betriebserfahrung und Fertigung.

Durch die flexible und anwendungsorientierte Handhabbarkeit sowie ständige Erweiterung des erforderlichen Informationsbestandes ist die WISBAS ein nützliches Arbeitswerkzeug der GRS zur Bearbeitung sicherheitstechnischer Fragestellungen bei Kernkraftwerken.

H. Holtschmidt

6.2 Generische Auswertung der Betriebserfahrung mit Armaturen

Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland werden seit 1975 im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit systematisch in einer Datenbank erfaßt und ausgewertet. Aufgabe der GRS ist die vertiefte fachspezifische Analyse der einzelnen Ereignisse sowie eine generische Auswertung der insgesamt vorliegenden Betriebserfahrung. Ein Ergebnis der generischen Auswertungen ist die Identifizierung systematischer Schadensursachen. Die besondere Bedeutung dieser Schadensursachen ist darin begründet, daß sie ein Potential für redundanz- oder systemübergreifende Ausfälle in diesen Systemen darstellen können.

Armaturen mit Stellantrieb zählen zu den wichtigsten aktiven Komponenten in den Sicherheitseinrichtungen von Kernkraftwerken. Etwa 20 % der insgesamt ca. 3960 erfaßten Ereignisse sind mit Störungen oder Ausfällen solcher Armaturen verbunden. Zur Veranschaulichung einer generischen Auswertung von Betriebserfahrung mit Armaturen werden hier beispielhaft einige relevante Ausfallarten für Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb, eigenmediumbetätigte Armaturen und magnetbetätigte Armaturen beschrieben.

Armaturen sind Komponenten mit einem komplexen Aufbau, die in verfahrenstechnische Systeme eingebunden sind, aber auch Anschlüsse zur elektrischen Energieversorgung und zur Leittechnik haben können. Für die Analyse von Ausfällen und ihren Ursachen ist deshalb eine Abgrenzung der zu betrachtenden Komponenten von den angeschlossenen Systemen sowie eine Unterscheidung der zu untersuchenden Bauteile angebracht (Bild 6.5).

In der Regel unterscheidet man folgende Bauteile oder Einrichtungen:

- Gehäuse mit Einbauteilen (1)
- Getriebe und Kraftübertragung (2),
- Weg- und Drehmomentenschalter (3),
- Antriebsmotor mit Stromversorgung (4),
- die unmittelbar zur Armatur gehörende Betätigungs- und Steuerelektronik (5).

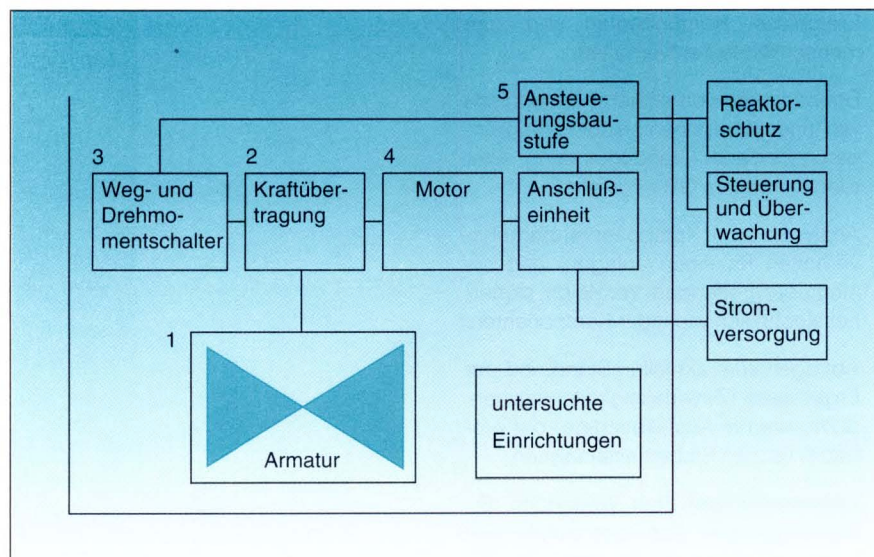


Bild 6.5: Abgrenzungen der untersuchten Armaturen am Beispiel einer Armatur mit elektromotorischem Stellantrieb

Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb

In Kernkraftwerken zählen Armaturen mit elektromotorischem Antrieb zu den meist verwendeten Armaturen. Sie kommen in praktisch allen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Betriebssystemen zum Einsatz, so z.B. im Not- und Nachkühlsystem, in Reaktorhilfssystemen, im Speisewassersystem und im Notspeisesystem. Absperrschieber, Absperr- und Regelventile zählen zu den am häufigsten eingesetzten Armamentypen mit elektromotorischem Antrieb.

Etwa 260 Ereignisse, die im Zusammenhang mit Störungen an elektromotorisch betriebenen Armaturen stehen, wurden mittels Datenbank identifiziert. In Bild 6.6 ist der jeweilige Anteil der störungsauslösenden Armaturenbauteile dargestellt. Etwa 26% der Ausfälle sind auf defekte mechanische Einbauteile zurückzuführen, weitere 24% wurden durch Schäden an Weg- und Drehmomentenschaltern verursacht. Einrichtungen, wie die Stromversorgung, Ansteuerungslogik und Antrieb/Kraftübertragung haben einen Anteil von 17 bis 13%. Das Bild 6.6 zeigt annähernd eine gleichmäßige Verteilung, aus der keine signifikante Häufung für bestimmte Bauteile und Einrichtungen erkennbar ist.

Aus der Untersuchung der vielen verschiedenen Ursachen für diese Ausfälle ergeben sich einige relevante Ausfallarten, die nachfolgend anhand von Beispielen beschrieben werden.

- Bei wiederkehrenden Prüfungen wurde ein Nichtöffnen von Motorarmaturen an Sicherheits- und Entlastungsventilen von Siedewasserreaktoren festgestellt. Die Armaturen waren mit Isolationsmaterial so ausgerüstet worden, daß die Gehäuse und ein Teil des Antriebs damit bedeckt waren. Dies bewirkte eine Temperatur des Stellantriebs, die oberhalb der Temperatur lag, die für das eingesetzte Schmiermittel spezifiziert war. Die Folge war eine vorzeitige Verhärtung des sich zwischen Spindel/Spindelmutter und Spindel und Radlager befindlichen Schmiermittels.

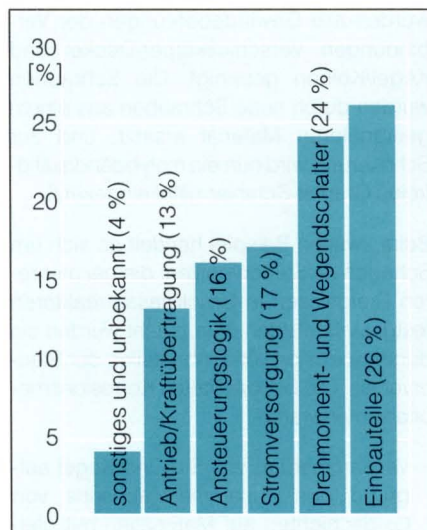


Bild 6.6: Motorbetätigte Armaturen – betroffene Bauteile

Hier sei auf die Schwierigkeit der Wahl eines geeigneten Schmiermittels wegen teilweise sich widersprechender Anforderungen hingewiesen (temperaturbeständige, strahlungsbeständige und langzeitwirkende Schmierfette). Als Konsequenz wurde das Schmiermittel gegen ein temperaturfestes Schmiermittel ausgetauscht, die Inspektionsintervalle wurden verkürzt und die Armaturentemperatur durch eine Optimierung der Luftführung verbessert.

● Um eine hohe Dichtigkeit zu gewährleisten, werden bestimmte Armaturen mit einem relativ hohen Drehmoment in den Sitz gefahren. Bei Prüfungen ergaben sich mehrere Ereignisse, bei denen diese Armaturen (Bild 6.7) nicht öffneten. Bedingt durch ein zum Öffnen notwendiges Drehmoment, das größer war als der Ansprechwert des Drehmoment-Endschalters, wurde der Antrieb bereits beim Beginn des Öffnens der Armatur abgeschaltet. Betroffen waren Bypass- und Absperrventile in Leitungen verschiedener Sicherheitssysteme. Folgende Ursachen waren für das Fehlverhalten der Ventile verantwortlich:

- Bei der Einstellung des Ansprechwertes wurden hinsichtlich des erforderlichen Öffnungsdruckmoments nicht alle Anforderungsbedingungen berücksichtigt.

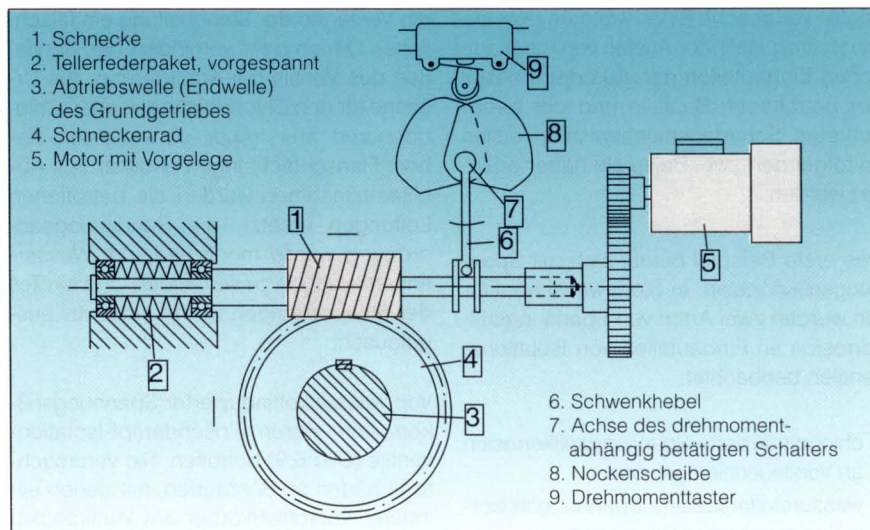


Bild 6.7: Prinzip der Drehmomentabschaltung

- Durch Verstellen des Ansprechdrehmoments für das Schließen zu höheren Werten hin erhöhte sich das zum Öffnen der Armatur erforderliche Drehmoment.
- Durch Verstellen des Ansprechdrehmoments für das Öffnen zu niedrigeren Werten hin reichte das Drehmoment zum Öffnen der Armatur nicht aus.

Als Abhilfemaßnahmen wurden die Ansprechwerte überprüft und gegebenenfalls

geändert. Für einen Teil der betroffenen Armaturen wurde eine zeitlich begrenzte Überbrückung der Drehmomentüberwachung beim Öffnen zugelassen. Außerdem wurden die Drehmomentansprechwerte, unter Berücksichtigung aller möglichen Lastannahmen im Anforderungsfall, überprüft.

Eigenmediumgesteuerte Armaturen

Die Anzahl von eigenmediumgesteuerten Armaturen in sicherheitsrelevanten Systemen und betrieblichen Systemen einer Anlage ist verhältnismäßig klein. Dennoch erfüllt die Mehrzahl dieser Armaturen Funktionen von hoher Sicherheitsrelevanz. Sie werden in Druck- und Siedewasserreaktoren als Sicherheits-, Abblase- und Isolationsventile im Reaktorkühlsystem und im Frischdampfsystem eingesetzt.

Die Datenbank enthält 47 Ereignisse, die sich mit eigenmediumgesteuerten Armaturen befassen. Bei den meisten Ereignissen handelt es sich um eigenmediumgesteuerte Ventile. Die Einrichtungen, die den Ausfall der Armatur verursachten, sind in Bild 6.8 veranschaulicht. Über 60% der Ausfälle wurden durch Ausfälle der Steuer-

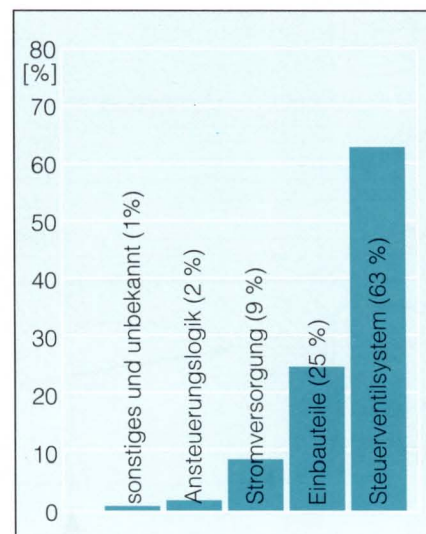


Bild 6.8: Eigenmediumbetätigte Armaturen – betroffene Bauteile

ventile verursacht. Einen weiteren relevanten Beitrag stellt der Ausfall von mechanischen Einbauteilen dar. Aus der Vielzahl der betroffenen Bauteile und der beobachteten Schadensmechanismen sollen im folgenden zwei Beispiele näher erläutert werden.

Das erste Beispiel befaßt sich mit Spannungsrißkorrosion. In Siedewasserreaktoren wurden zwei Arten von Spannungsrißkorrosion an Einbauteilen von Isolationsventilen beobachtet:

- chloridinduzierte Spannungsrißkorrosion an Vorsteuerleitungen und
- wasserstoffinduzierte Spannungsrißkorrosion an internen Schrauben

Chloridinduzierte Spannungsrißkorrosion verursachte in einigen Fällen durchgehende Risse an Steuerleitungen der Frischdampfisolationsventile und der Sicherheits- und Entlastungsventile. Je nach Betätigungsprinzip des Ventils verursacht

ein Versagen der Steuerleitung ein fälschliches Öffnen oder verhindert das Schließen des Ventils bei Anforderung. Als Ursache für den Chlорideintrag wurden Chlорidspuren aus früher verwendeten Asbest-Flanschdichtungen ermittelt. Als Abhilfemaßnahmen wurden die betroffenen Leitungen ersetzt, die Rohrleitungsanordnung wurde modifiziert, um Wasseransammlungen zu vermeiden, und ein Teil der Steuerleitungen wurde präventiv ausgetauscht.

Von wasserstoffinduzierter Spannungsrißkorrosion waren Frischdampf-Isolationsventile (Bild 6.9) betroffen. Sie verursachte Schäden an Schrauben, mit denen ein innerer Verschlußkörper am Ventildeckel befestigt wird, und an Schrauben, mit denen der Ventilkegel am Kolben festgeschraubt ist. Die Untersuchungen zeigten, daß die wasserstoffinduzierte Spannungsrißkorrosion wahrscheinlich durch Verwendung eines molybdänhaltigen Schmiermittels und die Anwesenheit von Feuchtigkeit ausgelöst wurde. Als Abhilfemaßnahmen

wurden alle Gewindebohrungen der Verbindungen Verschlußkörper/Deckel und Kegel/Kolben gereinigt. Die Schrauben wurden durch neue Schrauben aus einem geeigneteren Material ersetzt, und zur Schmierung wird nun ein molybdändisulfidfreies Graphit-Schmiermittel eingesetzt.

Beim zweiten Beispiel handelt es sich um Schäden an Steuerventilen, die bei mehreren Ereignissen in Druckwasserreaktoren festgestellt wurden. Verursacht wurden sie durch Korrosion von Einbauteilen der Steuerventile. Die beobachteten Korrosionsmechanismen waren

- Verklammerung von Sitz und Kegel aufgrund des Zusammenwachsens von Oxidschichten auf Materialien mit gleicher Gefügestruktur,
- Verklebung von Sitz und Kegel durch Beläge von organischen Verbindungen aus Schmiermitteln (Bildung von Oxidationsprodukten durch Alterungsvorgänge von Schmierölen bei hohen Betriebstemperaturen),

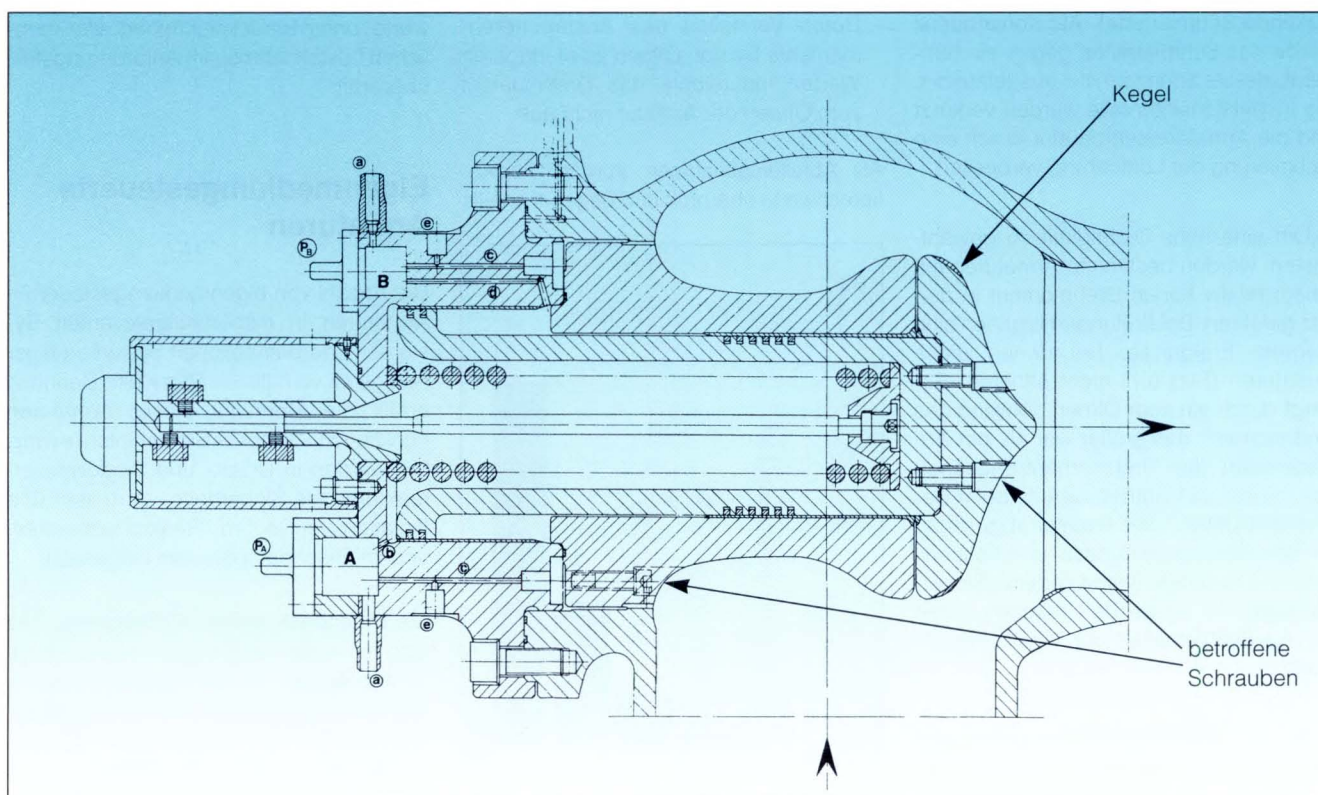


Bild 6.9: Frischdampf-Isolationsventil

- korrosive Beläge auf der Zylinderbuchse und dem Steuerrückschlagkolben von Vorsteuerventilen, verursacht durch Chromkorrosion.

Als Abhilfemaßnahmen wurden Werkstoffwechsel vorgenommen, die Prüfintervalle verkürzt und der Einsatz von ungeeigneten Schmier- und Reinigungsmitteln vermieden.

Magnetbetätigte Armaturen

Magnetbetätigte Armaturen (Beispiele siehe Bilder 6.10 und 6.11) finden eine weitverbreitete Anwendung in Kernkraftwerken. Sie werden hauptsächlich als Steuerventile von eigenmediumbetätigten Armaturen, als pneumatische Ventile oder als Ventile in hydraulischen Systemen eingesetzt.

Die Datenbank enthält mehr als 80 Ereignisse im Zusammenhang mit dem Ausfall von magnetbetätigten Armaturen. Etwa 40% der Ereignisse sind auf Ausfälle der mechanischen Einbauteile des Ventils

oder der Kraftübertragung zwischen Ventil und Magnetanker zurückzuführen. Schäden des Magnets und der Ansteuerlogik haben einen Anteil von 25% bzw. 18%. Der Beitrag von anderen Bauteilen ist verhältnismäßig klein (Bild 6.12).

Schwergängigkeit bzw. Klemmen von Betätigungsmagneten an Steuerventilen ist eine der häufigsten Ausfallarten. Betroffen davon waren verschiedene sicherheitstechnisch wichtige Systeme, z.B. die Steuerventile der Sicherheits- und Abblaseventile in Siedewasserreaktoranlagen, die Sicherheits- und Isolationsventile des Frischdampfsystems in Druckwasserreaktoranlagen und Steuerventile von pneumatisch betriebenen Absperrklappen im Lüftungssystem. Wesentliche Ursachen waren Korrosion von Einbauteilen, interne Leckagen, Verschleiß und Schwergängigkeit aufgrund von Alterungsmechanismen. Die Untersuchung dieser Ereignisse ergab auch Hinweise auf gemeinsam verursachte Ausfalleffekte.

Drei Schadensmechanismen sollen beispielhaft näher erläutert werden. Zwei ver-

schiedene Ausfallarten sind dabei von Bedeutung:

- Alterung von Einbauteilen aus Kunststoff und
- Beläge am Magnetankerschaft.

Im ersten Fall handelt es sich um Schwergängigkeit oder Verklemmen von Magneten. Bei Magnetventilen, die in Ruhestromschaltung (dauernd erregt) betrieben werden, wurde ein Schrumpfen der Kunststoffbuchse des Ankerlagers infolge thermischer Einwirkung festgestellt (Bild 6.11). Der Effekt verursachte eine Schwergängigkeit des Betätigungsmagneten und hatte das Öffnungsversagen des Ventils zur Folge. Als Abhilfemaßnahme wurden ein Werkstoffwechsel und eine Änderung der Prüfstrategie vorgenommen.

Im zweiten Fall verformte sich aufgrund von Alterungseffekten die Kunststoffdichtung zwischen Sitz und Kegel. Die Folge war eine leichte Verschiebung des Ankers bis zum Anliegen am Gegenanker. Durch diese Veränderung kam es bei Entregung des Magneten zum Öffnungsversagen des Ventils durch magnetisches Festhaften des Ankers.

In einem weiteren Fall konnten zwei Magnetsteuerventile nicht öffnen, weil sich durch Mikroschwingungen Metallpartikel von der Ankerführung abgelöst hatten und einen Belag bildeten. Dieser verursachte eine Schwergängigkeit der Magnetanker und verhinderte ein Öffnen der Ventile. Auch in diesem Fall wurde ein Werkstoffwechsel vorgenommen und die Prüfstrategie geändert.

Schlußfolgerungen

Etwa 10% der meldepflichtigen Ereignisse sind verbunden mit Ausfällen von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen. Die am häufigsten beobachteten Ausfallarten sind unmittelbar abhängig von

- der Auslegung der Armatur,
- dem spezifischen Anwendungsfall und
- besonderen Begleitumständen.

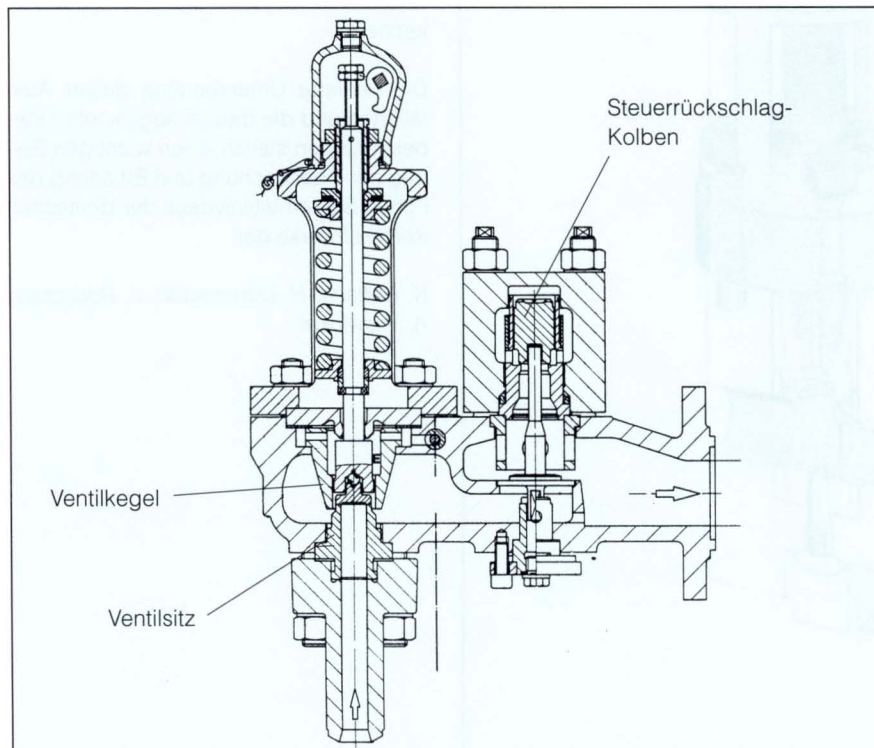


Bild 6.10: Magnetbetätigtes Steuerventil

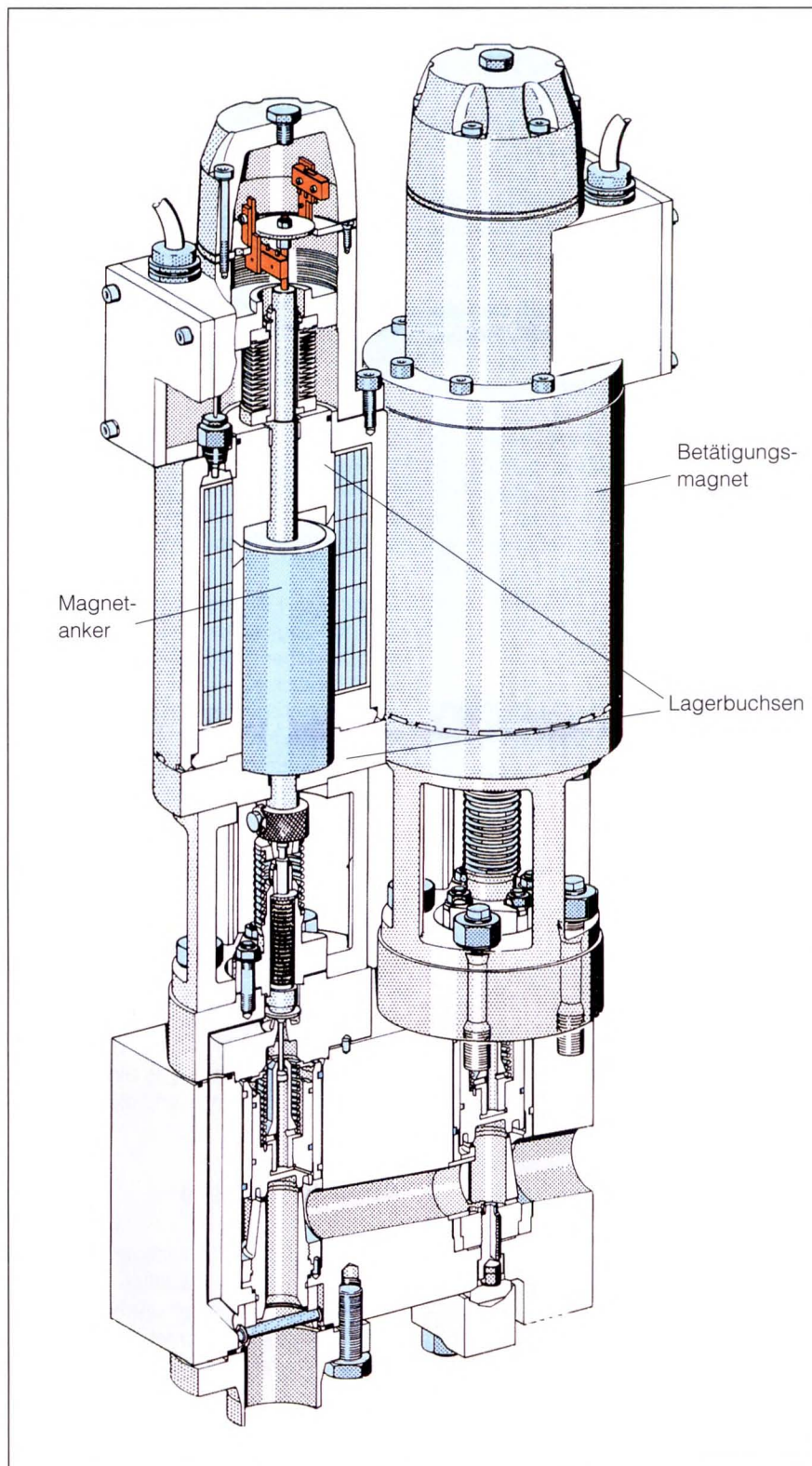


Bild 6.11: Doppelmagnetventil zur Steuerung von Frischdampfarmaturen

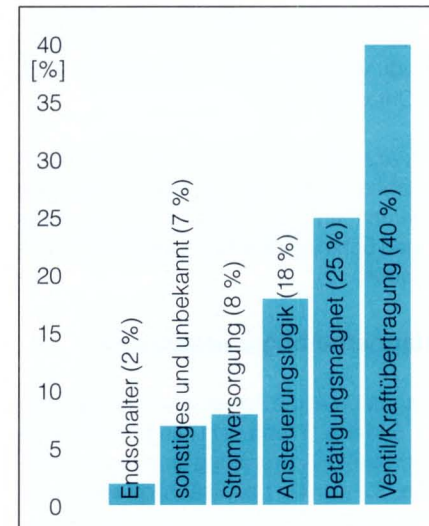


Bild 6.12: Magnetventile – betroffene Bereiche

Deshalb erfordert die Übertragung der gewonnenen Erkenntnisse auf andere Anlagen, Systeme oder Armaturen besondere Vorsicht. Einige der beobachteten Ausfallarten lassen ein Potential für gemeinsam verursachte Ausfälle von sicherheitstechnisch relevanten Armaturen erkennen.

Die vertiefte Untersuchung dieser Ausfallarten und die daraus abgeleiteten Verbesserungen stellen einen wichtigen Beitrag zur Überwachung und Erhaltung des hohen Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke dar.

K. Kotthoff, H. Liemersdorf, J. Rodriguez, A. Voswinkel

6.3 Betriebserfahrung mit Rohrleitungen in Leichtwasserreaktoren

Im Rahmen der Sammlung von Betriebserfahrung wurden Informationen über aufgetretene Schadensfälle an Rohrleitungen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme (nukleare Wärmeerzeugung und nukleartechnische Hilfsanlagen, J- bzw. K-Systeme) deutscher Kernkraftwerke mit Druck- und Siedewasserreaktoren hinsichtlich Schadensformen und Schadensursachen ausgewertet. Der Umfang der an Rohrleitungen festgestellten Schadensfälle ist insgesamt gering.

Die Schadensfälle in Anlagen mit Druckwasserreaktoren betrafen in erster Linie Rohrleitungen mit kleinen Nennweiten. Hierbei handelte es sich überwiegend um wanddurchdringende Risse, verbunden mit Leckagen. In Einzelfällen wurden im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen (WKP) bei größeren Nennweiten Anrisse festgestellt.

Bei den Schadensfällen in Anlagen mit Siedewasserreaktoren wurden an Rohrleitungen insbesondere Korrosionsschäden, teilweise überlagert mit Herstellungsfehlern, festgestellt; hier waren mit unterschiedlichem Schadensbild sowohl kleine als auch große Nennweiten betroffen. Als weitere Schadensursachen sind Herstellungsfehler, Ermüdung und Erosion vermerkt. Bei kleinen Nennweiten wurden wanddurchdringende, mit Leckagen verbundene Risse festgestellt. Bei großen Nennweiten wurden Rißanzeigen im Rahmen von WKP und Sonderprüfungen gefunden.

Hinsichtlich der sicherheitstechnischen Relevanz der Schädigungen im Zusammenhang mit einer Absperrbarkeit zum Kern hin, liegt ein unterschiedliches Bild bei Druckwasser- und Siedewasserreaktoren vor. Während bei Druckwasserreaktoren die Anzahl der Schäden in nicht absperrbaren Bereichen niedrig war, ist diese bei Siedewasserreaktoren höher. Unter dem Aspekt, daß bei Siedewasserreaktoren auch größere Nennweiten betroffen waren, ist eine höher einzuschätzende sicherheitstechnische Relevanz gegeben.

Diese Auswertung der Schadensfälle läßt bei deutschen Anlagen mit Leichtwasserreaktoren keine Notwendigkeit für Änderungen bezüglich der gegenwärtigen Vorgehensweise bei Bruchannahmen für die Sicherheitsanalyse erkennen. Jedoch sind bei Anlagen mit Siedewasserreaktoren Zielsetzung und Umfang der wiederkehrenden Prüfungen zu überdenken, was zur Zeit geschieht.

Die Lebensdauer der Komponenten (Behälter, Rohrleitungen, Heizrohre und Verbindungselemente) ist abhängig von der Ausführung der einzelnen Bauteile und den an diese gestellten Anforderungen. Schäden am Strukturwerkstoff treten immer dann auf, wenn die Anforderungen an das Bauteil die Möglichkeiten der Ausführung übersteigen. Die Bauteilausführung ergibt sich aus den einzelnen Arbeitsschritten: Werkstoffwahl, Auslegung, Konstruktion und Berechnung sowie Fertigung einschließlich Prüfung.

Aus der weltweiten Betriebserfahrung mit Komponenten von Kernkraftwerken ist bekannt, daß Angriffe auf den Strukturwerkstoff insbesondere durch Korrosion, Erosi-

on und Ermüdung auftreten, die entweder auf Empfindlichkeit des Werkstoffes, Auswirkung der Umgebungsbedingungen oder Nichtberücksichtigung von Belastungen zurückzuführen sind. Diese Ursachen, die auch in Kombination auftreten, können Schäden an Komponenten und Bauteilen bewirken.

Zwecks Umsetzung der Betriebserfahrung sind deshalb Schadensfälle sorgfältig zu dokumentieren, hinsichtlich der schadensauslösenden Ursachen gezielt auszuwerten und die Ergebnisse in den erforderlichen Erfahrungsrückfluß einzuspeisen.

Nachfolgend wird exemplarisch über eine Auswertung von Rohrleitungsschäden in

deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren berichtet, und zwar, bedingt durch Unterschiede in Systemtechnik und Betriebsbedingungen, getrennt für Anlagen mit Druckwasserreaktoren (DWR) und Anlagen mit Siedewasserreaktoren (SWR). Außerdem beschränkte sich die Auswertung auf die Rohrleitungen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, nämlich auf die Systeme zur nuklearen Wärmeerzeugung (J-Systeme) und die Systeme der nukleartechnischen Hilfsanlagen (K-Systeme). Die J- und K-Systeme haben jeweils unterschiedliche sicherheitstechnische Bedeutung und Auslegungsgrundsätze. So sind Rohrleitungen der J-Systeme teilweise im Leckfall nicht absperrbar. Rohrleitungen der K-Systeme dagegen sind in der Regel bei einem Leck beispielsweise durch ein Ventil, vom Kern aus gesehen, absperrbar.

Die Angaben der deutschen Anlagenbetreiber zu Schadensfällen, die von ihnen als besondere Vorkommnisse gemeldet werden, werden seit dem Jahre 1974 zentral gesammelt und in einer Datenbank gespeichert. Aus den Meldungen der Betreiber zu den Schadensfällen ergeben sich nicht immer alle erforderlichen Informationen für eine eindeutige Einstufung hinsichtlich der Schadensursache. Dies liegt häufig daran, daß in den Schadensmeldungen überwiegend nur die primären Schadensursachen angegeben werden, wie sie zum Zeitpunkt der Schadensmeldung eingeschätzt wurden.

Bei den SWR-Anlagen sind zweimal Schadensfälle als Sonderereignisse mit einer Vielzahl von Rißanzeigen festgestellt worden. Bei der Auswertung werden diese wohl als Eingangsereignisse genannt, jedoch erlaubt diese Auswertung keine Rückschlüsse auf die Anzahl der ehemals vorhandenen Anrisse, da in der Statistik diese Sonderereignisse zum Teil als Erstmeldungen oder auch als Sammelmeldungen erscheinen. Eine weitere Detaillierung ist in diesem Zusammenhang nicht erforderlich, da in den ehemals besonders betroffenen Systemen umfangreiche Nachrüstungen vorgenommen wurden. Dabei wurden bzw. werden

- der warmfeste Baustahl WB 35 in den Not- und Nachkühlsystemen (JN-Systeme) Ende der 70er bis Anfang der 80er Jahre sowie
- der Titan-stabilisierte austenitische Werkstoff 1.4541 in den Kühlmittelbehandlungssystemen (KB) und den Systemen der nukleartechnischen Sperrmedien- und Spülmittelversorgung (KW-Systeme) seit Anfang der 90er Jahre

gegen besser geeignete Stähle ausgetauscht.

Die folgende Auswertung der Schadensfälle umfaßt den Zeitraum von 1974 bis Ende 1994. Dabei werden auch die bereits außer Betrieb genommenen Anlagen in den alten Bundesländern mitberücksichtigt, die besonderen Vorkommnisse aus Anlagen in den neuen Bundesländern dagegen nicht.

Zur Auswertung werden die gemeldeten Schadensmerkmale nach Gruppen klassifiziert. Die einzelnen Klassifikationsmerkmale sind Nennweitenbereich, Systemzuordnung, Füll-Medium, Werkstoff, Schadensform, -lage und -ursache sowie Absperrbarkeit.

Schäden an Rohrleitungen von Druckwasserreaktoren

Gegenwärtig werden besondere Vorkommnisse von 14 deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren erfaßt. Bild 6.13 zeigt für diese Anlagen die zeitliche Verteilung der Meldungen über Schadensfälle an Rohrleitungen für die J- und K-Systeme.

Schäden an Rohrleitungen der J-Systeme

Aus Bild 6.13 ist zu entnehmen, daß trotz zunehmender Anzahl der Anlagen die Zahl der Schadensfälle an Rohrleitungen der J-Systeme pro Jahr näherungsweise konstant geblieben ist. Seit 1974, also in den letzten 21 Jahren, wurden insgesamt 29 Schadensfälle gemeldet. Dies bedeutet statistisch gesehen 1,38 Schadensfälle pro Jahr oder 0,14 Schadensfälle pro Jahr und Anlage.

Die Einordnung der Schäden in die verschiedenen Klassifikationsmerkmale läßt für die Rohrleitungen der J-Systeme beispielsweise für die Merkmale „Werkstoff“, „Schadensform, -lage und -ursache“ folgendes erkennen (Bilder 6.14 und 6.15):

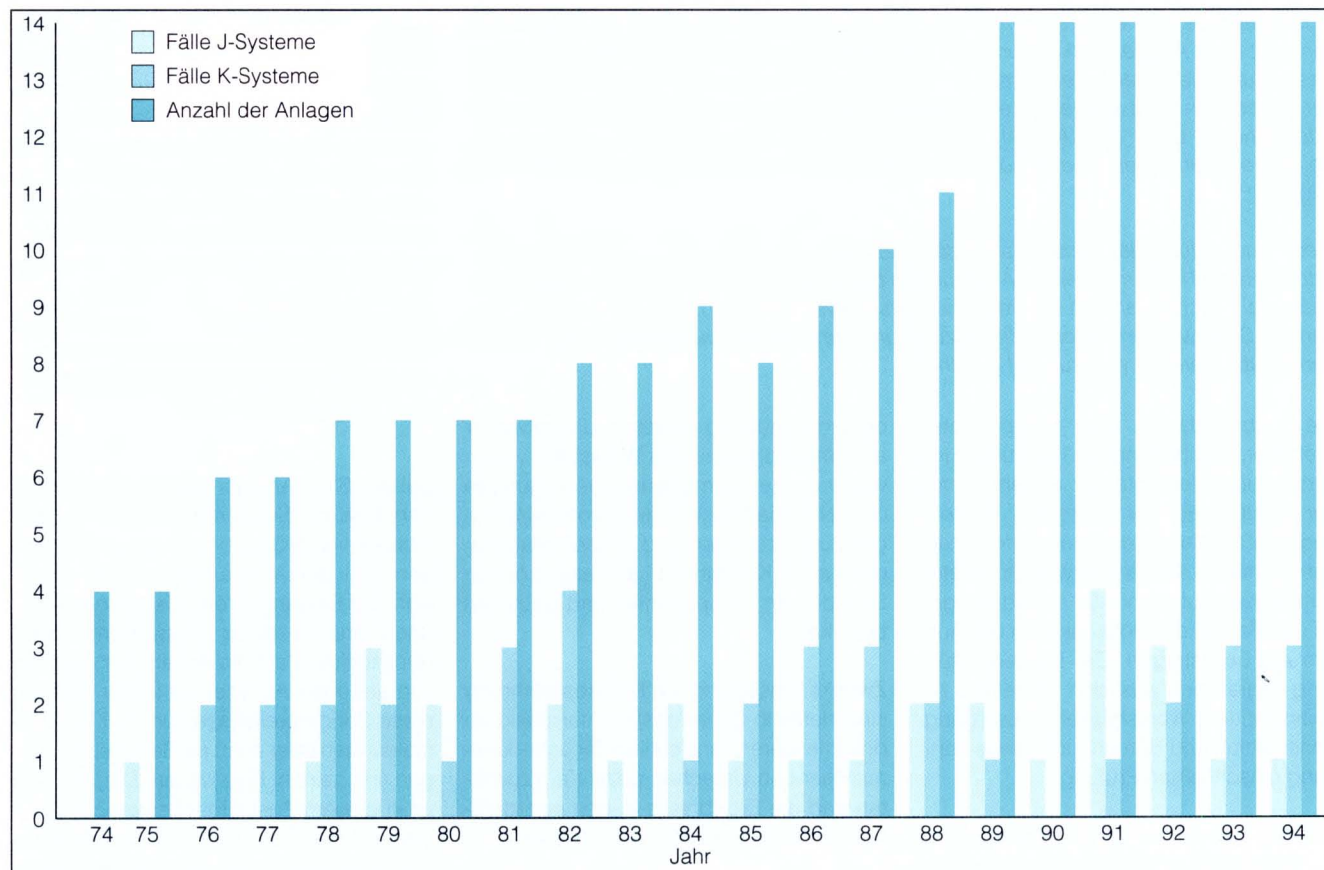


Bild 6.13: Schadensfälle in deutschen Anlagen mit Druckwasserreaktoren an Rohrleitungen der J- und K-Systeme (nukleare Wärmezeugung bzw. nukleartechnische Hilfsanlagen)

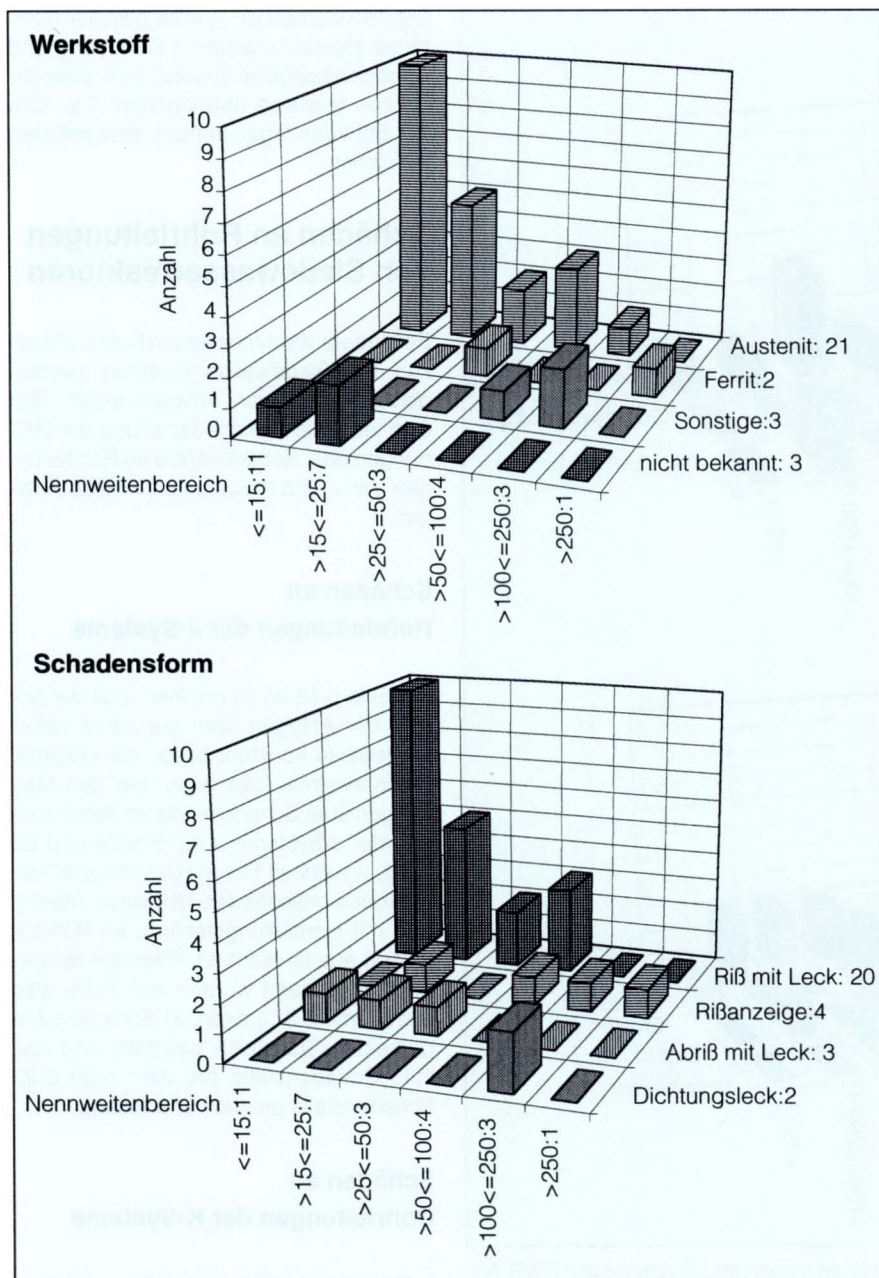


Bild 6.14: Auswertung der Schadensfälle an Rohrleitungen der J-Systeme von DWR-Anlagen, hier: Werkstoff und Schadensform abhängig vom Nennweitenbereich

Werkstoff

Die von Schäden betroffenen Rohrleitungen sind weitgehend Kleinleitungen, die aus stabilisierten, austenitischen Stählen, insbesondere aus dem Werkstoff 1.4550 (X6 CrNiNb 18 10), hergestellt sind. Werkstoffe weiterer betroffener Bereiche sind

ferritischer Stahl, Kunststoff sowie für Flanschdichtungen Asbest und Gummi.

Schadensform

Schäden werden überwiegend als Durchrisse und Abrisse – jeweils verbunden mit Leckagen – festgestellt und sind bisher

nur bei kleineren Nennweiten ($DN < 100$) aufgetreten; Abrisse waren grundsätzlich auf Kleinleitungen ($DN < 25$) beschränkt. Bei größeren Nennweiten wurden im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen Anrisse entdeckt, bei Flanschverbindungen wurden Dichtungsleckagen beobachtet.

Schadenslage

Schäden traten bevorzugt im Bereich der Schweißverbindungen auf. Jedoch war bei Kleinleitungen infolge Korrosionsangriff auch der Grundwerkstoff eine häufige Schadenslage.

Schadensursache

Herstellungsfehler, Ermüdung und Korrosion/Erosion haben annähernd gleich häufig Schäden ausgelöst. Teilweise wurde das Auftreten der Schäden infolge Ermüdung und Korrosion durch zusätzlich vorhandene Fertigungsfehler begünstigt. Weitgehend alle Korrosionsschäden sind am Leckabsauge- und Detektionssystem aufgetreten; hier gab es chloridinduzierte, transkristalline Spannungsrißkorrosion im Grundwerkstoff infolge Aufkonzentration des Kondensats.

Schäden an Rohrleitungen der K-Systeme

Wie bei den J-Systemen ist auch bei den Rohrleitungen der K-Systeme trotz Zunahme der Anzahl der Anlagen die Zahl der Schadensfälle pro Jahr näherungsweise konstant geblieben (Bild 6.13). Seit dem Jahre 1974 wurden insgesamt 37 Schadensfälle gemeldet, also statistisch gesehen 1,76 Schadensfälle pro Jahr oder 0,19 Schadensfälle pro Jahr und Anlage.

Ergebnisse und Schlußfolgerungen

Bei DWR-Anlagen waren bezüglich der gemeldeten Schadensfälle an Rohrleitungen in erster Linie Leitungen mit kleineren Nennweiten betroffen. Bei nahezu allen Schäden handelte es sich um wanddurchdringende Risse, verbunden mit Leckagen. Drei Rohrbrüche traten jeweils nur an Kleinrohrleitungen mit $DN \leq 25$ auf. In Einzelfällen wurden im Rahmen von wie-

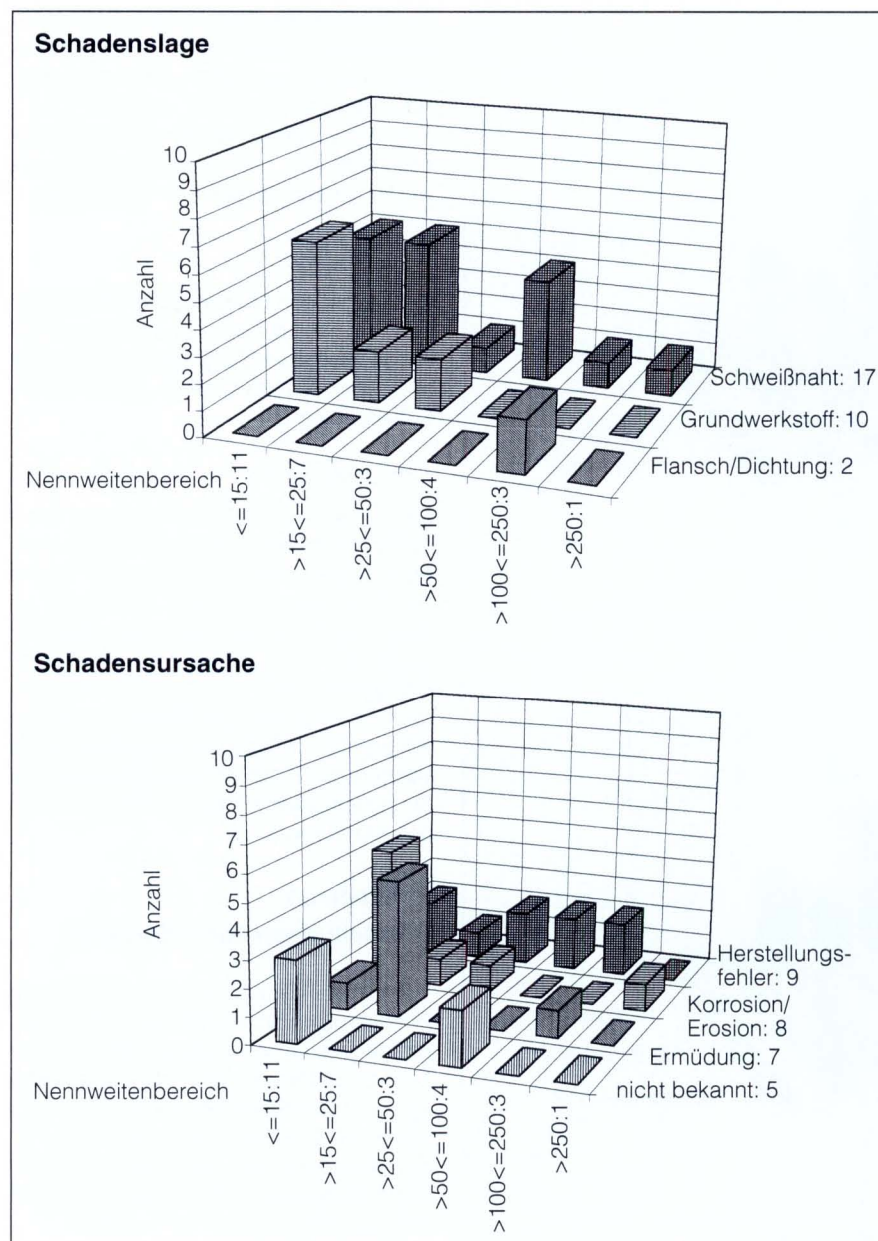


Bild 6.15: Auswertung der Schadensfälle an Rohrleitungen der J-Systeme von DWR-Anlagen, hier: Schadenslage und Schadensursache abhängig vom Nennweitenbereich

derkehrenden Prüfungen, die bei größeren Nennweiten als oberflächennahe Volumenprüfung durchgeführt wurden, Anrisse festgestellt. Konstruktionswerkstoff für diese Rohrleitungen ist hauptsächlich ein Niob-stabilisierter austenitischer Stahl; insgesamt traten in 65 % der Fälle die

Schädigungen im Schweißnahtbereich auf. Die Schadenslagen im Grundwerkstoff wurden im allgemeinen durch Korrosion bewirkt; betroffen waren weitgehend Kleinstleitungen und dabei wieder insbesondere solche, die nicht ständig durchströmt wurden. Ansonsten wurden als

Schadensursachen in etwa gleichem Umfang Herstellungsfehler, Ermüdung und Korrosion festgestellt, wobei sich diese Ursachen teilweise überlagerten. Ca. 12% der Schäden lagen in nicht absperzbaren Bereichen.

Schäden an Rohrleitungen von Siedewasserreaktoren

Besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren werden derzeit von sieben Anlagen erfaßt. Bild 6.16 zeigt die zeitliche Verteilung der Meldungen über Schadensfälle an Rohrleitungen der J- und K-Systeme für diese Anlagen.

Schäden an Rohrleitungen der J-Systeme

Aus Bild 6.16 ist zu ersehen, daß die Anzahl der Anlagen über die Jahre näherungsweise konstant blieb; wie erwähnt, traten zweimal Häufungen bei den Meldungen über Schadensfälle an Rohrleitungen der J-Systeme auf (1978/79 und ab 1991). Im ersten Fall wurden insbesondere Korrosionsschäden, teilweise überlagert mit Herstellungsfehlern, an Rohrleitungen aus ferritischem Werkstoff festgestellt. Insgesamt wurden seit 1974, also seit nunmehr 21 Jahren, 31 Schadensfälle gemeldet. Statistisch gesehen sind das 1,43 Schadensfälle pro Jahr oder 0,23 Schadensfälle pro Jahr und Anlage.

Schäden an Rohrleitungen der K-Systeme

In Bild 6.16 ist erkennbar, daß bei den Meldungen über Schadensfälle an Rohrleitungen der K-Systeme ebenfalls zweimal (1978/79 und 1992-94) Häufungen aufgetreten sind. Im letzten Fall wurden insbesondere Korrosionsschäden, teilweise überlagert mit Herstellungsfehlern, an Rohrleitungen aus austenitischem Werkstoff festgestellt. Seit dem Jahre 1974 wurden insgesamt 32 Schadensfälle gemeldet, d.h. 1,52 Schadensfälle pro Jahr oder 0,24 Schadensfälle pro Jahr und Anlage).

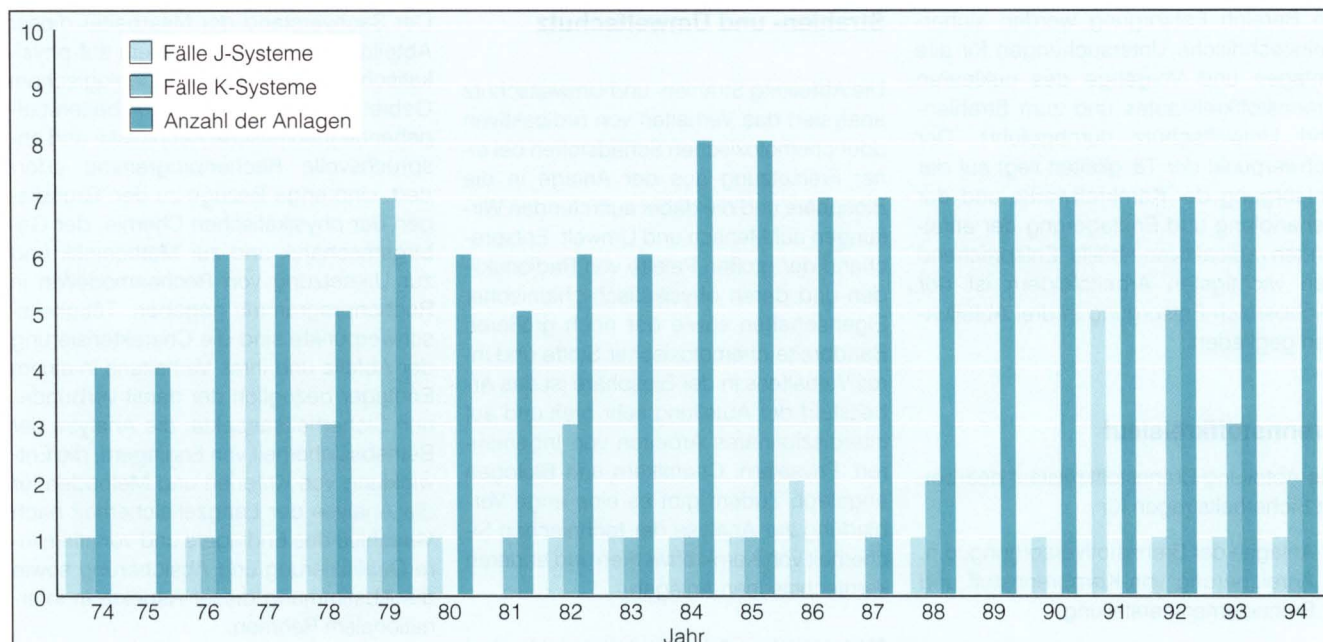


Bild 6.16: Schadensfälle in deutschen Anlagen mit Siedewasserreaktoren an Rohrleitungen der J- und K-Systeme (nukleare Wärmeenerzeugung bzw. nukleartechnische Hilfsanlagen)

Ergebnisse und Schlußfolgerungen

Bei SWR-Anlagen wurden - abweichend zu DWR-Anlagen - bezüglich der gemeldeten Schadensfälle an Rohrleitungen vermehrt Korrosionsschäden, teilweise überlagert mit Herstellungsfehlern, festgestellt. Als weitere Schadensursachen sind Herstellungsfehler, Ermüdung und Erosion vermerkt. Zudem waren hier bei unterschiedlichen Schadensbildern sowohl Rohrleitungen mit kleinen Nennweiten als auch solche mit großen Nennweiten betroffen. Bei kleinen Nennweiten wurden wanddurchdringende, mit Leckagen verbunden Risse festgestellt. Es traten vier

Rohrbrüche auf, die nur Kleinstrohrleitungen mit $DN < 15$ betrafen. Bei großen Nennweiten wurden Rißanzeigen im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen und Sonderprüfungen aufgefunden. Konstruktionswerkstoffe für die Rohrleitungen sind sowohl stabilisierte austenitische als auch ferritische Stähle. In 60% der Fälle gab es Schädigungen im Schweißnahtbereich. Die Schadenslagen im Grundwerkstoff wurden im allgemeinen durch Korrosion oder Erosion bewirkt; auch hier waren in der Regel nur Kleinstleitungen betroffen. In nicht absperzbaren Bereichen lagen ca. 16% der Schäden.

K. W. Bieniussa, H. Reck

Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz

Im Bereich Entsorgung werden sicherheitstechnische Untersuchungen für alle Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufes und zum Strahlen- und Umweltschutz durchgeführt. Der Schwerpunkt der Tätigkeiten liegt auf der Entsorgung der Kernkraftwerke und der Behandlung und Endlagerung der anfallenden radioaktiven Abfälle. Entsprechend den wichtigsten Arbeitsfeldern ist der Fachbereich Entsorgung in drei Abteilungen gegliedert.

Brennstoffkreislauf

Die Abteilung Brennstoffkreislauf bearbeitet Sicherheitsfragen für

- Anlagen der Brennstoffversorgung, d.h. Anreicherung von Kernbrennstoff und Brennelementherstellung,
- die technischen Entsorgungs-Anlagen, also Zwischenlagerung und Konditionierung abgebrannter Brennelemente,
- Wiederaufarbeitung und Rezyklierung von Kernbrennstoffen und Konditionierung von radioaktiven Abfällen, insbesondere Verglasung hochradioaktiver Abfälle und Kompaktierung oder Verbrennung von Abfällen.

Außerdem werden Entsorgungsstrategien des Brennstoffkreislaufes im Vergleich und die Entsorgungskonzeption insgesamt untersucht. Schwerpunkte hierbei sind die Überprüfung des Entsorgungsnachweises der Kernkraftwerke, Vergleiche nationaler und ausländischer Entsorgungskonzeptionen und Rezyklierstrategien zur Wiederverwendung von Kernbrennstoffen und zur Abfallreduzierung.

Die besondere fachliche Kompetenz der Abteilung liegt in hochentwickelten Methoden und langjährigen Erfahrungen auf den Gebieten Abbrandberechnung, Kritikalitätssicherheit und Abschirmungsberechnung. Außerdem wird durch eine systematische, vertiefte technische Auswertung von aufgetretenen Störfällen und Störungen in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes im In- und Ausland ein wichtiger Beitrag zum Erfahrungsrückfluß und zur laufenden Verbesserung der Sicherheit geleistet.

Strahlen- und Umweltschutz

Die Abteilung Strahlen- und Umweltschutz analysiert das Verhalten von radioaktiven oder chemotoxischen Schadstoffen bei einer Freisetzung aus der Anlage in die Biosphäre und die dabei auftretenden Wirkungen auf Mensch und Umwelt. Entsprechend der großen Palette von Radionukliden und deren physikalisch-chemischer Eigenschaften sowie der noch größeren Bandbreite chemotoxischer Stoffe und ihres Verhaltens in der Biosphäre ist das Arbeitsfeld der Abteilung sehr breit und auf interdisziplinäres Arbeiten von Ingenieuren, Physikern, Chemikern und Biologen angelegt. Zudem gibt es eine enge Verbindung zur Analyse der technischen Sicherheit von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

Als besondere Arbeitsschwerpunkte sind die Entwicklung und Absicherung von Modellen des Schadstoffverhaltens bei Freisetzung durch Stör- oder Unfälle, insbesondere bei Kernkraftwerken, zu nennen sowie die Modellierung der Ausbreitung freigesetzter Schadstoffe in die Atmosphäre. Auf beiden Gebieten sind leistungsfähige Rechenprogramme verfügbar, die durch systematisch ausgewertete experimentelle Befunde abgesichert werden. Weitere Schwerpunkte sind der radiologische Arbeitsschutz in kerntechnischen Anlagen und die radioökologischen Aspekte der abgelagerten Rückstände aus dem Uranerzbergbau in Sachsen und Thüringen bzw. anderer bergbaulicher Hinterlassenschaften und die daraus resultierende Belastung der Umwelt. Außerdem werden radiologische Aspekte der Sicherung von Kernanlagen und des Transports radioaktiver Stoffen bearbeitet. Eine besondere Bedeutung auch in der öffentlichen Diskussion hat in den letzten Jahren das Arbeitsfeld Sicherheit und Risiken von Transporten radioaktiver Stoffe erlangt.

Endlagerung

Die Abteilung Endlagerung ist mit Arbeiten zur Analyse und Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle oder gefährliche chemotoxische Abfälle befaßt.

Der Sachverstand der Mitarbeiter dieser Abteilung liegt somit vor allem auf physikalisch-chemischem und geologischem Gebiet. Da ein Großteil der Arbeiten tiefgehende theoretische Kenntnisse und anspruchsvolle Rechenprogramme erfordert, sind enge Bezüge zu den Grundlagen der physikalischen Chemie, der Gebirgsmechanik und zur Mathematik und zur Umsetzung von Rechenmodellen in Rechenprogramme gegeben. Tätigkeitsschwerpunkte sind die Charakterisierung der Abfälle und ihres Verhaltens in einem Endlager bezüglich der damit verbundenen Sicherheitsaspekte, die Analyse der Betriebssicherheit von Endlagern, die Entwicklung von Kriterien und Methoden für die Analyse der Langzeitsicherheit nach Verschluß des Endlagers und vor allem ihre Qualifizierung und Absicherung sowie die Abstimmung dieser Aspekte in internationalem Rahmen.

Vorhaben/Ergebnisse

Aus der breiten Palette der im Bereich Entsorgung im Berichtszeitraum abgewickelten Vorhaben und der dabei erzielten Ergebnisse sollen einige herausgegriffen und kurz dargestellt werden:

Weiterentwicklung der Methodik der Abbrandberechnung

Das Programmsystem OREST zur Abbrandberechnung wurde im Hinblick auf Abbrandanalysen für russische Reaktoren des Types WWER-440 erweitert und erfolgreich implementiert. Die Ergebnisse erlauben, das Verhalten des WWER-Brennelements hinsichtlich Spektrumsverhärtung, Entstehung von Spaltprodukten und Aktiniden, Zellmultiplikationsfaktor und Neutronenbilanz realistisch zu analysieren.

Weiterentwicklung der Aktivierungsberechnung

Mit einem speziell entwickelten Programmsystem GRSATIV kann die Aktivierung von Brennelementen erheblich genauer bestimmt werden. Insbesondere können die lokal unterschiedlich starken Aktivierungen von Kopf- und Fußteil der Brennelemente von Druck- und Siedewasserreaktoren genau berechnet werden.

Dies ist von besonderer Bedeutung bei der Dimensionierung von Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente.

Deutsch-russische Kooperation im Rahmen der Abrüstung von nuklearen Waffen

Im Auftrag des Auswärtigen Amtes hat die GRS federführend in einem Konsortium mit der Firma Siemens zusammen mit dem russischen Ministerium für Atomenergie (MINATOM) die Möglichkeiten eines Einsatzes von waffengrädigem Plutonium zur Energieerzeugung in der Kernenergiewirtschaft untersucht. Die Arbeiten ergaben, daß das Plutonium als Mischoxidbrennstoff in schnellen oder thermischen Reaktoren eingesetzt werden kann. In Rußland kommen hierfür der Reaktor BN-600 und die modernsten Blöcke der Baulinie WWER-1000 in Betracht. Auf dem Feld der MOX-Brennelementherstellung zeigen sich engere Kooperationsmöglichkeiten, insbesondere im Hinblick auf die Planung und Auslegung einer Pilotfertigungsanlage, die sowohl russischen als auch westlichen modernen Sicherheitsanforderungen genügt.

Entwicklung deutsch-französischer Sicherheitskriterien für einen neuen europäischen Druckwasserreaktor (EPR)

Gemeinsam mit der Partner-Organisation IPSN wurden fachliche Grundlagen und quantitative Analysen zu den Umweltauswirkungen von Auslegungsstörfällen und postulierten schweren Unfällen mit Kernschmelzen erarbeitet. Auf der Basis dieser Analysen kann ermittelt werden, inwieweit die in Deutschland und Frankreich an neue Reaktoren gestellten Anforderungen durch das vorgeschlagene Basisdesign erfüllt werden können. Die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission und die entsprechende französische Kommission konnten auf dieser Basis gemeinsam eine Bewertung und Empfehlungen zu dem vorgeschlagenen Konzept des EPR abgeben.

Radiologische Erfassung und Bewertung bergbaulicher Altlasten

Die Ergebnisse der abgeschlossenen Erfassung und radiologischen Einordnung von etwa 5400 bergbaulichen Hinterlas-

senschaften des Alt- und Uranbergbaus in Sachsen, Sachsen-Anhalt und Thüringen liegen in einer eigens hierfür erstellten Datenbank vor. Als wichtiges Resultat ergibt sich, daß etwa zwei Drittel aller erfaßten Objekte radiologisch unbedeutend sind und keiner weiteren Betrachtung bedürfen. Dadurch reduziert sich die Gesamtfläche der weiteren Untersuchungen auf 2300 ha. Für spezielle, höher belastete Objekte wurde mit eingehenderen Untersuchungen unter Einschluß einer möglichen Ausbreitung über den Grundwasserpfad begonnen.

Analysen für den Transport radioaktiver Stoffe

Diese Arbeiten hatten im Berichtszeitraum zwei Schwerpunkte: Zusammen mit IPSN wurde eine Analyse zur Sicherheit des Rücktransports radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague nach Gorleben erstellt. Diese Untersuchung bezieht sich zunächst auf die hochradioaktiven verglasten Abfälle und die bituminierten mittelfradioaktiven Abfälle. Sowohl für den Normalbetrieb als auch für mögliche Unfälle ergeben sich sehr kleine Strahlenexpositionen. Der zweite Schwerpunkt lag in der internationalen Zusammenarbeit zur Definition von Anforderungen für die Beförderung von schwach radioaktivem Material und für den Transport radioaktiver Stoffe auf dem Luftwege.

Qualifizierung von Rechenprogrammen für Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager

Die Absicherung der Methodik und der Datenbasis für die Analyse der Langzeitsicherheit wurde auf mehreren Ebenen intensiv bearbeitet. Im Auftrag des BMBF hat die GRS Anforderungen an die Qualitätssicherung von Rechenprogrammen erstellt und überprüft. Außerdem hat sie am internationalen Validierungsprojekt INTRAVAL teilgenommen und aktiv die Auswertung dieses Projektes gefördert. Im Rahmen des europäischen Projektes EVEREST hat die GRS in einer Fülle von Sensitivitätsanalysen für ein Modellendlager in einer Salzformation die möglichen Bandbreiten für die resultierende Dosis aus der Migration einzelner Nuklide berechnet. Aus diesen Analysen kann abgeleitet werden, welche Parameter das Er-

gebnis am stärksten beeinflussen und bei der Modellierung besonders beachtet werden müssen.

Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren Konrad

Die GRS unterstützt das BMU durch fachliche Beratung bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren für das geplante Endlager Konrad. Wesentliche Arbeitspunkte betreffen die Abgleichung von Aspekten unterschiedlicher Rechtsgebiete, wie Atom-, Berg-, Bau- und Naturschutzrecht, sowie die Prüfung der Unterlagen auf Vollständigkeit und Konsistenz.

Das Spektrum der künftigen Aufgaben und Arbeiten im Fachbereich Entsorgung der GRS geht über die Analyse und sicherheitstechnische Bewertung von Ver- und Entsorgungsanlagen im nuklearen Bereich hinaus. Viele der entwickelten Methoden und Rechenverfahren sind unmittelbar oder nach Anpassung auf die Bearbeitung von verwandten Fragen im Bereich der chemischen Prozeßtechnik, der Umweltauswirkungen chemotoxischer Stoffe und der Entsorgung chemotoxischer Abfälle übertragbar. Im Berichtszeitraum wurden einschlägige Arbeiten bereits aufgenommen. Beispiele hierfür sind Sicherheitsanalysen für Abfall-Verbrennungsanlagen und die Prüfung der Übertragbarkeit der Langzeitsicherheitsanalyse auf die Ablagerung von Rückständen aus der Kohleverbrennung in ehemaligen Bergwerken.

Nicht unerwähnt sei die mannigfaltige Tätigkeit von Angehörigen des Bereichs in nationalen und internationalen Beratungsgremien, wie der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission und ihrer Ausschüsse sowie von Beratungsgremien der IAEA und der OECD.

W. Thomas

7.1 WiTraK – Ein PC-gestütztes Modellsystem zur Berechnung von Windfeldern und Schadstoffverteilungen in der Atmosphäre

In die Atmosphäre freigesetzte Schadstoffe werden durch Wind und Turbulenzen von der Quelle forttransportiert und verdünnt. Der Transport des Schadstoffes und seine Verdünnung hängen insbesondere ab von den meteorologischen Verhältnissen, der Orographie, d.h. der Geländeform, und der Oberflächenbeschaffenheit. So wirken Täler beispielsweise kanalisierend auf die Windverhältnisse und beeinflussen damit die Schadstoffausbreitung. Unterschiede in der Oberflächenstruktur führen zu einer unterschiedlichen Turbulenzstruktur und Schadstoffverdünnung.

Mit Meßinstrumenten können in der Regel nur an wenigen Punkten in der Umgebung eines Emittenten meteorologische Parameter gemessen und die Luftqualität überwacht werden. Geeignete Rechenmodelle bieten dagegen die Möglichkeit, flächendeckende Informationen über meteorologische und lufthygienische Parameter bereitzustellen. Oft ist die Kombination von Messung und Modellrechnung vorteilhaft. Damit ist es möglich, unterschiedliche landesplanerische Alternativen unter Umweltschutzgesichtspunkten vergleichend zu bewerten und ein optimiertes Planungskonzept zu erarbeiten.

Um realitätsnah berechnen zu können, wie sich luftgetragene Schadstoffe ausbreiten und ablagern, werden numerische Modelle benötigt, an die Mindestanforderungen hinsichtlich der im Modell zu berücksichtigenden physikalischen Effekte gestellt werden. Solche Modelle sind in der Lage, bei konstanten oder zeitabhängigen Emissionen die Schadstoffausbreitung in einem Gelände über kurze oder lange Zeiträume zu beschreiben. Mit ihnen können sowohl die Auswirkungen des bestimmungsgemäßen Betriebes einer Anlage als auch von Störfällen abgeschätzt werden.

Das Modellsystem WiTraK

In den zurückliegenden Jahren wurde in der GRS das modulare Modellsystem MOSES (Model System for Environmental Impact Studies, [1]) mit dem die Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener Schadstoffe in topographisch gegliedertem Gelände berechnet werden können, auf einer Großrechnerumgebung implementiert. In dem Modellsystem stehen wahlweise zwei einfache Strömungsmodelle zur Bestimmung von Windfeldern zur Verfügung. Zur Berechnung der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener Schadstoffe können diese Windfelder alternativ an ein Gauß-Puff-Modell (RIMPUFF) oder ein Teilchensimulationsmodell (LASAT) übergeben werden.

Auf MOSES aufbauend wurde am Meteorologischen Institut der Universität zu Köln in den letzten Jahren das menügesteuerte, PC-gestützte Modellsystem WiTraK (Windfeld-, Transport- und Klimatologie-Programm, [2]) entwickelt, das insbesondere hinsichtlich der Modellierung der atmosphärischen Strömungsverhältnisse in gegliedertem Gelände eine

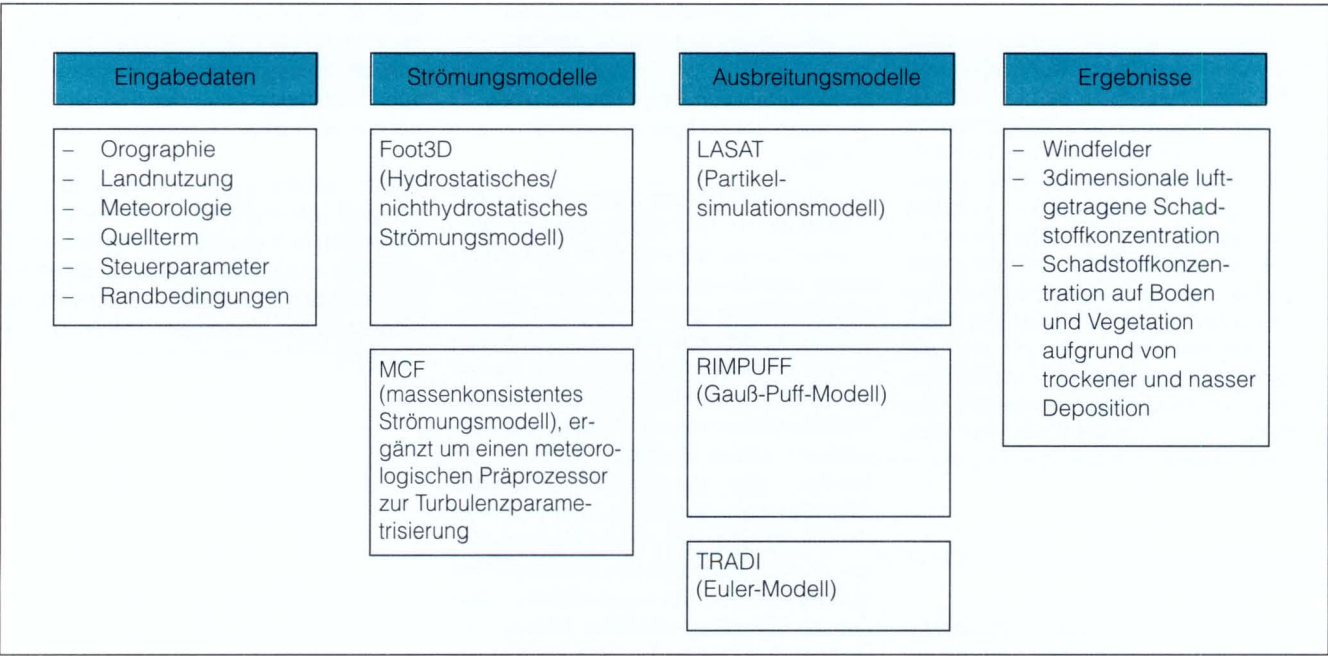


Bild 7.1: Struktur des Modellsystems WiTraK für Strömungs- und Ausbreitungsrechnungen

Weiterentwicklung von MOSES darstellt. Die Ausbreitungsrechnungen in diesem Modellsystem erfolgen mit dem Euler-Modell TRADI. In das Modellsystem WiTraK wurden als alternative Ausbreitungsmodelle inzwischen auch die Module RIM-PUFF und LASAT integriert. Mit dem Modellsystem können sowohl Einzelfallrechnungen als auch klimatologische Berechnungen (Langzeitausbreitungsfaktor) mit Überlagerungen über mehrere hundert Fälle menügesteuert und nahezu automatisiert durchgeführt werden. In Bild 7.1 sind die in das Modellsystem WiTraK integrierten Programm-Module sowie die typischerweise erforderlichen Eingabedaten und Ergebnisse schematisch dargestellt.

Für eine Rechnung mit WiTraK müssen den Programm-Modulen neben Höhen- und Landnutzungsdaten Informationen über die meteorologischen Anfangs- und Randbedingungen vermittelt werden. Die einfachsten Verfahren zur Bereitstellung der Rand- bzw. Startwerte greifen auf meteorologische Messungen am Standort oder einer nahegelegenen meteorologischen Station zurück. Eine solche Datenquelle hat zwei wesentliche Nachteile:

- Die Daten liegen nur punktuell vor.
- Die Daten liegen nur als momentane Meßwerte vor; sie erlauben keine Abschätzung der zukünftigen zeitlichen Entwicklung.

Andererseits sind Daten der Wettervorhersagemodelle des Deutschen Wetterdienstes als Stundenwerte mit einer Gitterpunktauflösung bis hinunter zu 14 km (Deutschland-Modell) verfügbar. In diesem Gitterraster ist, wie Bild 7.2 zeigt, das Modell bereits in der Lage, orographisch bedingte Strukturen des Strömungsfeldes – z.B. den kanalisierenden Einfluß des Rheintals auf das Strömungsfeld im Gebiet des Oberrheingrabens – widerzuspiegeln.

Abhängig von der jeweils zu bearbeitenden Fragestellung wird das Windfeld mit einem einfachen (MCF) oder einem komplexeren Strömungsmodell (FOOT3D) be-

rechnet. Das Modell MCF liefert nur das durch die Orographie des Rechengebietes beeinflusste mittlere Strömungsfeld. Die für eine nachfolgende Ausbreitungsrechnung zusätzlich erforderlichen Turbulenzparameter müssen über einen meteorologischen Präprozessor aus Meßdaten, z.B. einer meteorologischen Station, ermittelt werden. Gegenüber dem einfachen Modell MCF können mit dem physikalisch gehaltvolleren Modell FOOT3D neben dem mittleren Strömungsfeld auch Turbulenzparameter berechnet werden.

Auf der Basis dieser so ermittelten dreidimensionalen Wind- und Turbulenzfelder kann die Schadstoffkonzentration und -ablagerung berechnet werden, indem alternativ das einfache Gauß-Puff-Modell (RIM-PUFF), das Eulersche Gittermodell (TRADI) oder das aufwendige Teilchensimulationsmodell (LASAT) nachgeschaltet wird.

Das Modellsystem WiTraK ist so angelegt, daß die darin integrierten Module einerseits als Einzelmodelle, andererseits auch im Verbund miteinander (Modellkopplung) für die Beantwortung vielfältiger umweltrelevanter Fragestellungen einsetzbar sind. Die von WiTraK berechneten Schadstoffkonzentrationen und -ablagerungen auf Bewuchs und Boden sind Voraussetzung für weitergehende Analysen der Folgen einer Freisetzung, z.B. des Schadstofftransportes in der Biosphäre.

Ankopplung von WiTraK an Wettervorhersagedaten des Deutschen Wetterdienstes

Mit dem Strömungsmodell FOOT3D lassen sich auf der Basis der im 14-km-Gitterraster vorliegenden Daten des Deutschland-Modells Wind- und Turbulenzfelder mit einer räumlichen Auflösung von etwa 4 km berechnen. Diese Felder können als Eingabe für eine weitere, räumlich feiner aufgelöste Berechnung des Strömungsfeldes mit FOOT3D bzw. MCF in einem kleineren Teilgebiet verwendet werden. Mit Hilfe dieses Verfahrens, bei dem das Strömungsmodell FOOT3D entweder in sich selbst oder mit dem mas-

senkonsistenten Modell MCF „genestet“ wird, gelingt es, die durch eine feiner aufgelöste Geländestruktur bedingten, kleinerskaligen Strömungsstrukturen modellhaft abzubilden.

Führt man nun in einem Mehrschrittverfahren Rechnungen mit Strömungsmodellen durch, die mit einer immer feineren Struktur der Orographie als Eingabedaten betrieben werden, so gelingt es, zunehmend kleinerskalige Strömungsstrukturen modellhaft abzubilden. Bild 7.3 zeigt dazu schematisch, wie die Einzelorographien mit unterschiedlicher Auflösung ineinander geschachtelt (genestet) sind. Der Effekt, bei kleinerer Gitterauflösung eine detailliertere Abbildung der Orographie zu erreichen, wird deutlich.

Ausbreitungsklimatologie mit WiTraK

Im Rahmen ausbreitungsklimatologischer Untersuchungen sind flächendeckende Informationen beispielsweise in Form von Windrosen oder Konzentrationsverteilungen zu erstellen und zu interpretieren. Da entsprechende Langzeitmessungen im erforderlichen Umfang im allgemeinen nicht vorliegen, bietet sich hierfür der Einsatz numerischer Modelle an. Das Modellsystem WiTraK besitzt eine Option, mit der Wind- und Schadstoffklimatologien in topographisch gegliedertem Gelände bestimmt werden können. Diese Klimatologien werden aus einer Vielzahl von Einzelrechnungen unter Berücksichtigung der Häufigkeit der betrachteten meteorologischen Situationen abgeleitet. Notwendige Eingabedaten für das Modellsystem sind meteorologische Statistiken hinsichtlich Windgeschwindigkeit, Windrichtung und Stabilität der Atmosphäre sowie Orographiedaten und die geographische Verteilung der Quellstärken im Rechengebiet. Auf der Grundlage der meteorologischen Daten werden zunächst dreidimensionale, orographiebeeinflusste Windfelder berechnet. Diese Windfelder bilden die Basis für nachfolgend durchgeführte Schadstofftransportrechnungen, z.B. mit dem Euler-Modell TRADI.

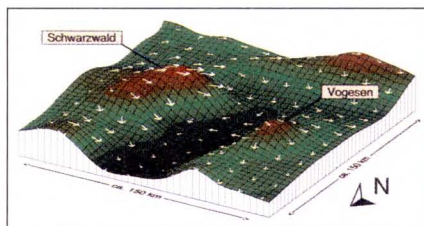


Bild 7.2: Typisches morgendliches, durch die Vogesen, den Schwarzwald und die Alpen beeinflusstes bodennahes Strömungsfeld im Gebiet des Hoch- und Oberrheingrabens. Die Windpfeile (Länge proportional der Windgeschwindigkeit) sind in einem Abstand von 14 km für jeden Gitterpunkt des Deutschland-Modells im Rechengebiet eingezeichnet. Die auf dem 14-km-Raster vorliegende Topographie wurde geglättet.

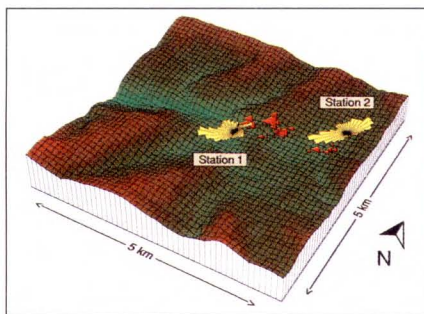


Bild 7.4: Geländestruktur im Modellgebiet Lengenfeld/Sachsen: Die Flächenquellen sind durch mit der Quellstärke skalierte rote Dreiecke gekennzeichnet. Das größte Dreieck entspricht einer Flächenquelle mit einer integralen Radonquellstärke von 5000 GBq/a. An den Stationen 1 und 2 wurden Windstatistiken gewonnen, die in Form von Windrosen (gelb) wiedergegeben sind.

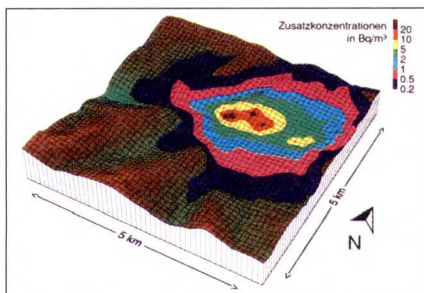


Bild 7.5: Radon-Zusatzbelastung (Bq/m^3) im Raum Lengenfeld/Sachsen

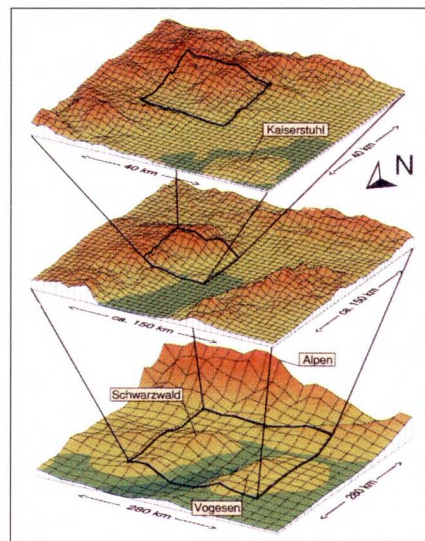


Bild 7.3: Schachtelung (Nesting) der Orographiedaten des Deutschland-Modells (14 km Gitterauflösung) und der Orographiedaten für Rechnungen mit dem Strömungsmodell FOOT3D in 4 km bzw. 1 km Gitterauflösung. Der Effekt, bei kleinerer Gitterauflösung eine detailliertere Abbildung der Orographie zu erreichen, wird deutlich.

Im folgenden werden beispielhaft die Ergebnisse einer mit WiTraK ermittelten Schadstoffklimatologie dargestellt. Untersucht wurde die langzeitgemittelte bodennahe Radonkonzentration infolge von Radonemissionen aus Halden, Schurfen und industriellen Absetzanlagen in der Umgebung eines ehemaligen Uranerzbergbaubetriebes im Raum Lengenfeld/Sachsen [3,4]. Das orographisch stark gegliederte 5 km x 5 km große Untersuchungsgebiet ist in Bild 7.4 dargestellt. In dem Gebiet befinden sich mehrere unterschiedlich große Flächenquellen mit Radonquellstärken zwischen 0,5 und 3,5 $\text{Bq/(m}^2\text{s)}$. Zusätzlich sind in Bild 7.4 zwei aus Messungen ermittelte bodennahe Windrosen dargestellt. Die Häufigkeitsverteilungen der Windrichtung an beiden Meßstationen (Windrosen) zeigen erwartungsgemäß einen deutlichen Geländeeinfluß auf das Strömungsfeld.

Die orographischen, meteorologischen und quellstärkebezogenen Daten wurden

im weiteren zur Berechnung der Langzeitausbreitung mit dem Modellsystem WiTraK herangezogen. In Bild 7.5 sind die resultierenden, langzeitgemittelten bodennahen Verteilungen der Radonzusatzbelastung durch Isokonzentrationslinien dargestellt. Innerhalb der Isokonzentrationslinie mit 5 Bq/m^3 befinden sich die hinsichtlich der Radonquellstärke bedeutendsten Flächenquellen. Die mit dem Modellsystem WiTraK ermittelten, langzeitgemittelten Konzentrationsverteilungen zeigen einen deutlichen Einfluß der Orographie auf die Ausbreitungsverhältnisse. Das aus den Flächenquellen freigesetzte Radon wird sehr häufig entlang der Täler geführt und nur selten senkrecht zu den Talachsen transportiert. Dies bedeutet, daß im Jahresmittel die höchsten Radonzusatzbelastungen in den Tälern auftreten, während auf Hügeln deutlich niedrigere Zusatzbelastungen berechnet wurden. Das absolute Niveau der Zusatzbelastung ist für das Untersuchungsgebiet Lengenfeld jedoch recht niedrig. In einem Abstand von etwa 500 m von der Flächenquelle wird keine signifikante Erhöhung der Radonkonzentration über den Wert der Hintergrundkonzentration (etwa 30 Bq/m^3) registriert.

R. Martens, K. Maßmeyer, H. Thielen

[1] Maßmeyer, K., R. Martens, W. Pfeffer, H. Druwe, S. Kucklick, B. Tietze: Bereitstellung eines Programmsystems zur realitätsnahen Simulation der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener Schadstoffe – MOSES (MOdel System for Environmental impact Studies) –, GRS- Köln, 1989

[2] Steffany, F.: Verfahren zur Diagnose und Prognose anthropogener Klimamodifikationen in der Meso- und Mikroskala, Mitteilungen aus dem Institut für Geophysik und Meteorologie der Universität zu Köln, Herausgeber: A. Ebel, M.-J. Kerschgens, F. M. Neubauer, P. Speth, Heft 103, Köln, 1995

[3] Brücher, W., M.J. Kerschgens, F. Steffany: On the generation of synthetic wind roses in orographically structured terrain, Theor. Appl. Climatol., Vol. 48, p. 203-207, 1994

[4] Maßmeyer, K., R. Martens, R. Bendick, M. Kümmel, C. Dushe und Y. Belot: Modellierung der Langzeitausbreitung von Radon aus Flächenquellen in der Umgebung von Uranbergbau- und Aufbereitungsanlagen, 9. Fachgespräch zur Überwachung der Umweltradioaktivität, München-Neuherberg, 25. – 27. April 1995

7.2 Untersuchungen an Altlastenstandorten bergbaulicher Hinterlassenschaften

Seit 1991 führt die GRS im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) das Projekt "Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten – Altlastenkataster" – durch. Es handelt sich dabei um Altlasten, die durch den Erzabbau in den Bundesländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt entstanden sind und teilweise zu großen Umweltbelastungen und erhöhten Strahlenexpositionen geführt haben.

Nach Abschluß des Verifikationsprogramms konnten in den 34 identifizierten Verdachtsflächen ca. 6000 Objekte erfaßt werden, deren relevante Parameter und Informationen vollständig in der dafür entwickelten Datenbank A.LAS.KA. geführt werden. Damit liegt ein detaillierter und aktualisierter Informations- und Datenbestand inklusive eines Objektfotos aller in den Verdachtsflächen liegenden Objekte vor.

In den Bundesländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt wurden seit dem frühen Mittelalter Eisen, Silber, Wismut, Kobalt, Nickel, Kupfer und Steinkohle abgebaut. Diese Bodenschätze traten häufig in Verbindung mit Uranmineralien auf, die zur damaligen Zeit wertlos waren (Pechblende) und wurden zusammen mit dem Abraum achtlos in der Umgebung der Förderorte abgelagert. Dieser Abraum wurde oft als Baumaterial oder Baugrund verwendet, da man die möglichen radiologischen Gefahren nicht kannte.

Die Hinterlassenschaften des Altbergbaus wurden um ein Vielfaches vergrößert, als unmittelbar nach dem zweiten Weltkrieg die Sowjetische Aktiengesellschaft (SAG), die Mitte der 50er Jahre in die Sowjetisch-Deutsche Aktiengesellschaft (SDAG) „WISMUT“ überführt wurde, einen intensiven Uranerzabbau begann, indem zunächst die vorhandenen bergbaulichen Anlagen in den traditionellen Bergbaugebieten Sachsens genutzt wurden. Mit der Erschließung neuer Uranerzvorkommen dehnte sich der Bergbaubetrieb auch auf

bisher nicht durch den Bergbau beeinflusste Gebiete in Ost-Thüringen aus. Er führte auch dort in dicht besiedelten und wirtschaftlich genutzten Gebieten zu großen Umweltbelastungen und einer erhöhten Strahlenexposition (Bild 7.6). Ende des Jahres 1990 wurde die Uranproduktion eingestellt, die Bergbau- und Aufbereitungsbetriebe wurden in Sanierungsbetriebe umgewandelt.

Da die Hinterlassenschaften des Uran- und Altbergbaus aufgrund ihres radioaktiven Inventars eine Strahlenexposition der Bevölkerung und der Umwelt hervorrufen können, ist es ein dringendes umweltpolitisches Anliegen des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), die bergbaulichen Hinterlassenschaften zu erfassen, zu untersuchen, zu bewerten und eine Einschätzung der erforderlichen Sanierungsmaßnahmen vorzunehmen. Nicht zuletzt verursacht die unbekannte Strahlensituation in der Öffentlichkeit Unsicherheiten und kann die wirtschaftliche Entwicklung in den betroffenen Regionen negativ beeinflussen. Deshalb wurde die Ermittlung der bergbaubedingten Umweltradioaktivität in den deutschen Einigungsvertrag als besondere Aufgabe des Bundes mit Zuständigkeit beim Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) aufgenommen.



Bild 7.6: Halden in dicht besiedeltem Wohngebiet

Aufgabe

Im Auftrag des BfS führt die GRS seit 1991 das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten - Altlastenkataster“ als Generalunternehmer durch [1-4]. Ausgehend von Informationen über die Gebiete mit alt- und uranbergbaulichen Hinterlassenschaften sowie von Messungen der Gammastrahlung durch Befliegungen in den 80er Jahren in den Bundesländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt wurden 34 Verdachtsflächen mit einer Gesamtfläche von 1500 km² festgelegt. Die erste Projektphase 1991/92 hatte das Ziel, in diesen Verdachtsflächen alle vorliegenden Informationen und Daten zu den Einrichtungen und Hinterlassenschaften des Alt- und Uranbergbaus zu erfassen, sicherzustellen, datenverarbeitungsge-

recht aufzubereiten, in einer Datenbank zu speichern und auszuwerten. Darüber hinaus wurden Bereiche mit erhöhter Gammastrahlungsintensität ("Aerogamma-Anomalieflächen") ohne bislang bekannte Objekte ausgewiesen und ebenso in die Datenbank integriert. Begehungen vor Ort machten deutlich, daß der Datenbestand unvollständig, zum Teil nicht mehr aktuell und überprüfungsbedürftig war und somit insgesamt nicht ausreichte, um eine Charakterisierung der Objekte und eine ausreichende radiologische Erstbewertung durchzuführen.

Verifikation

In der anschließenden und 1995 abgeschlossenen "Verifikationsphase" wurden alle Objekte (ca. 6000) innerhalb der Verdachtsflächen durch erfahrene, ortsansässige und fachkundige Firmen vor Ort überprüft. Im Rahmen dieser Begehung wurden auch einfache Messungen (Gamma-Ortsdosisleistungsmessungen, in Ausnahmefällen Messungen der Radionuklidkonzentration in Proben der obersten Material- oder Bodenschicht) durchgeführt, um weitere Hinweise dafür zu bekommen, bei welchen Flächen mit einer bergbaubedingten Kontamination zu rechnen ist (Bild 7.7).

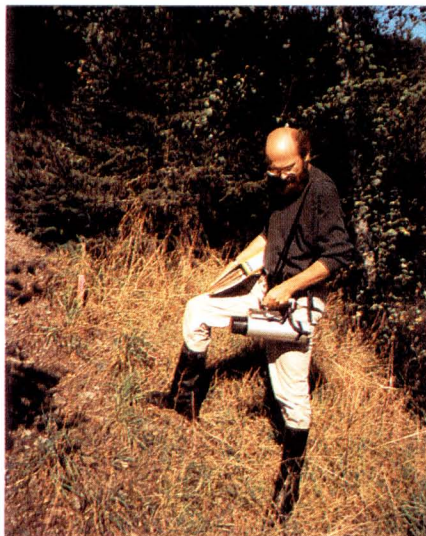


Bild 7.7: Die standortspezifische Strahlenexposition wird durch Kontrollmessungen (Ortsdosisleistung) ermittelt.

Objektart	Anzahl (ohne WISMUT-Liegenschaften)	Fläche [ha]
Halden	4060	1894,2
Schächte	803	–
Stollen	214	–
Schürfe	92	0,4
Sonstige beeinflusste Gebiete	81	120,8
Industrielle Absetzanlagen	74	272,1
Bergbaulich beeinflusste Gebiete	57	759,9
Betriebsgelände	48	132,9
Hohlräume, Restlöcher	16	3,8
Aufbereitungsanlagen	14	473,7
Erzverladestellen	12	10,4
Andere Objekte	18	157,0
Gesamt	5489	3825,2

Bild 7.1: Verteilung der Objekte innerhalb der Verdachtsflächen

Zusammen mit den Angaben zum gegenwärtigen Nutzungs- und Verwahrungszustand der Objekte, zu Nutzungen und Schutzgütern der Umgebung, bildeten die repräsentativen und Maximalwerte der Gamma-Ortsdosisleistung die Ausgangsinformation für die erste radiologische Bewertung. Das Ziel bei der Verifikation der im ersten Untersuchungsschritt identifizierten Aerogamma-Anomalieflächen bestand in einer Überprüfung, ob diese Aerogamma-Anomalie durch bisher nicht erfaßte bergbauliche Hinterlassenschaften oder Materialablagerungen oder durch oberflächennahe Gesteinsinformationen mit überdurchschnittlichen Urankonzentrationen verursacht wird.

Bei der Verifikation und durch Hinweise regionaler oder kommunaler Behörden wurden bis dahin nicht registrierte bergbauliche Hinterlassenschaften und Materialablagerungen aufgefunden und in die Untersuchung einbezogen. Wegen unterschiedlicher Standortbezeichnungen, Koordinatenfehlern oder aus anderen Gründen resultierende Doppelerfassungen wurden im Rahmen der Verifikation beseitigt. Alle Daten zu den bergbaulichen Objekten einschließlich einer Fotodokumentation zum gegenwärtigen Zustand

der Objekte wurden in der von der GRS errichteten Datenbank A.LAS.KA. gespeichert. Die Bilanz nach Abschluß der Verifikation der bergbaulichen Hinterlassenschaften ergab, daß innerhalb der 34 Verdachtsflächen mit einer Fläche von ca. 1500 km² 5489 Objekte und 138 Aerogamma-Anomalien verifiziert wurden. Die Verteilung der Objekte nach ihrer Art zeigt Tabelle 7.1. Außerhalb der definierten 34 Verdachtsflächen gibt es weitere Objekte, die zur Zeit verifiziert werden.

Die auf Liegenschaften der WISMUT GmbH befindlichen ca. 300 Objekte wurden zur Vorbereitung von Entscheidungen über Sanierungsmaßnahmen von der WISMUT GmbH untersucht (Umweltkataster). Die Vorgehensweise bei diesen Untersuchungen entsprach weitgehend der des Altastenkatasters, so daß diese Objekte mit den zugehörigen Informationen in die Datenbank A.LAS.KA. integriert werden konnten.

Radiologische Bewertung und Klassifizierung

Die radiologische Bewertung der Objekte wurde auf der Basis der von der Strahlen-

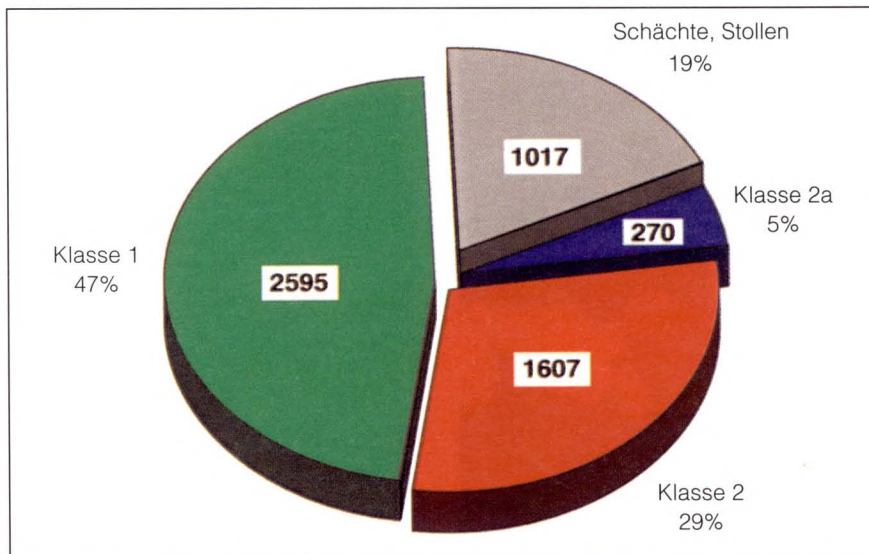


Bild 7.8: Verteilung der klassifizierten Objekte

schutzkommission (SSK) empfohlenen Kriterien vorgenommen. Dazu wurde ein Entscheidungsbaum entwickelt, der zusätzlich zu der Gamma-Ortsdosisleistung von ≥ 300 nSv/h (Maximalwert) auch das Verhältnis der Gamma-Ortsdosisleistung, Objekt/ Umgebung als Differenzierungskriterium benutzt. Des weiteren wurden Objektparameter wie z.B. Größe und Volumen sowie die Abdeckung des Objektes berücksichtigt.

Die Ergebnisse der Verifikation ermöglichen eine erste radiologische Bewertung, die eine Unterteilung der Objekte in drei Klassen vorsieht: Objekte, die weder die radiologischen noch die nicht radiologischen Kriterien erfüllen, konnten als „radiologisch nicht relevante Objekte im Sinne der Bundesaufgabe“ eingestuft werden (Klasse 1). Diese werden in weitere Untersuchungen nicht einbezogen, ihre Daten verbleiben aber in der Datenbank. Objekte, die zwar keine Besonderheiten hinsichtlich des Strahlenpegels aufwiesen, die jedoch die Größenkriterien mit einem Volumen von 105 m^3 bzw. einer Fläche von 104 m^2 überstiegen, werden deshalb nochmals genauer überprüft (Klasse 2a). Objekte, deren radiologische Relevanz bekannt ist (z.B. industrielle Absetzanlagen) oder Objekte, bei denen wegen festgestellter erhöhter Meßwerte der Orts-

dosisleistung weiterer Klärungsbedarf bestand, wurden als „möglicherweise radiologisch relevante Objekte im Sinne der Bundesaufgabe“ eingestuft (Klasse 2). Diese werden im Rahmen von Meßprogrammen weiter untersucht. Aerogamma-Anomalien, deren Ursachen im Rahmen der Verifikation noch nicht geklärt werden konnten, werden ebenso in Meßprogrammen weiter untersucht.

Ergebnisse

In den 34 Verdachtsflächen sind nach Abschluß des Verifikationsprogramms – einschließlich ca. 300 Wismut-Liegenschaften – etwa 6000 Objekte erfaßt, deren relevante Parameter und Informationen vollständig in der Datenbank A.LAS.KA. geführt werden. Damit liegt ein detaillierter und aktualisierter Informations- und Datenbestand inklusive eines Objektfotos aller in den Verdachtsflächen liegenden Objekte vor. Die Ergebnisse der Verifikation sind auch auf digitalisierten topographischen Karten im Maßstab 1:10 000 dokumentiert, auf denen Art und Lage der Objekte dargestellt sind.

Die Klassifizierung der 5489 Objekte ergibt, wie in Bild 7.8 dargestellt, daß 66% der Objekte im derzeitigen Zustand im

Rahmen dieses Projektes ohne Bedeutung für die Strahlenexposition in diesen Gebieten sind und deshalb auch im Rahmen eines Meßprogramms nicht weiter untersucht werden (Klasse 1 sowie Schächte und Stollen). Schächte und Stollen sind im Rahmen dieses Projektes nicht radiologisch bewertet worden, sondern werden separat in einem gesonderten Projektteil behandelt. Auch die auf Liegenschaften der WISMUT GmbH befindlichen Objekte wurden nicht in die Klassifizierung miteinbezogen.

Die verbleibenden 34% der Objekte nehmen eine Fläche von ca. 3400 ha ein; dies entspricht 89% der Summe aller ursprünglich betrachteten Objektflächen. Diese gegenüber der Anzahl der Objekte nur geringfügige Verringerung der weiter zu untersuchenden Objektflächen resultiert daraus, daß die Mehrzahl der Objekte der Klasse 1 Kleinsthalden des mittelalterlichen Bergbaus sind. Die zukünftigen Untersuchungsflächen reduzieren sich jedoch um weitere ca. 1100 ha, da an sechs Hüttenstandorten in Sachsen-Anhalt (ca. 500 ha) und in einem Bergbauggebiet in Sachsen (ca. 600 ha) im Rahmen anderer Projekte bereits Untersuchungen durchgeführt worden sind. Somit ergibt sich für eine Fläche von ca. 2300 ha – ca. 60 % der ursprünglichen Objektflächen – die Notwendigkeit weiterer Untersuchungen in Form von Meßprogrammen.

Meßprogramme

In Meßprogrammen werden horizontale und vertikale Ausdehnungen kontaminierter Bereiche bestimmt, Art, Konzentration und Inventar radioaktiver Stoffe ermittelt, die Nutzung und andere für das Zustandekommen einer Strahlenexposition beim Aufenthalt auf diesen Bereichen und in ihrer Umgebung wichtigen Bedingungen untersucht, um eine radiologische Einordnung der bergbaulichen Hinterlassenschaften und der bergbaulich beeinflussten Flächen und damit eine abschließende Problembewertung aus Bundessicht vorzunehmen. Diese Untersuchungen werden bereits seit 1993 durchgeführt. Sie stützen sich auf Erfahrungen, die bei drei vorangegangenen Pilotprojekten an ty-



Bild 7.9: Durchführung einer Rammkernsondierung mit anschließender Probenahme aus dem Bohrkern

pischen Standorten (Helbra, Johanngeorgenstadt, Lengenfeld) gewonnen wurden. Die Meßprogramme umfassen jeweils Tausende von Gamma-Ortsdosisleistungsmessungen und Rammkernsondierungen sowie Beprobungen mit anschließender Radionuklidanalytik (Bild 7.9).

Solche Meßprogramme wurden bereits in den Gebieten Aue-Hakenkrümme, Freital/Gittersee, Dittrichshütte, Hettstedt, Gottesberg-Schneckenstein, Annaberg-Buchholz, Johanngeorgenstadt durchgeführt. Weitere Programme sind in Bearbeitung. Bis 1997 sollen alle Standorte analysiert und bewertet sein. Durchgeführt werden ferner Untersuchungen zum weiträumigen radiologischen Einfluß des Bergbaus und der bergbaulichen Hinterlassenschaften auf Fließgewässer, Sedimente und Auenböden sowie auf die Radonkonzentration in der Atmosphäre. In gesonderten Programmen werden Untersuchungen über die radioaktive Kontamination von Schachtwässern, insbesondere über die zur Trinkwassergewinnung genutzten Schachtwässer, durchgeführt.

Zusammenfassung

Die Ergebnisse der Verifikation machen deutlich, daß in den Bergbaugebieten Sachsens, Thüringens und Sachsen-Anhalts großräumig keine über den regiona-

len natürlichen Pegel hinausgehende Strahlenexposition vorliegt. Detailliertere Untersuchungen im Rahmen von Meßprogrammen sind deshalb nur für kleine Teile der ursprünglich definierten Verdachtsflächen erforderlich. Art und Umfang der notwendigen Untersuchungen werden auf der Basis der Verifikationsergebnisse optimiert und festgelegt.

H. Biesold, U. Garske, A. Kindt

[1] Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster), Abschlußbericht zu Teilprojekt 2: Altlasten, Bergbau, Verifikation (TP 2), Interner Arbeitsbericht, BfS-IB-7, Salzgitter, Oktober 1994

[2] H. Biesold, H. Uhlenbruck (GRS) E. Ettenhuber, W. Kraus (BfS): Investigation of Contaminated Sites from Uranium and other Mining Activities in the New Federal States of Germany, Waste Management Symposium WM '95, 26. Februar bis 2. März 1995, Tucson, Arizona

[3] H. Biesold (GRS), E. Ettenhuber (BfS): Radioactively Contaminated Sites due to Past-Mining - An Advanced Program in the New German States 3rd International Symposium "Ural Atomic", 29. Mai bis 2. Juni 1995, Zarechny, Rußland

[4] E. Ettenhuber, W. Kraus (BfS), H. Biesold (GRS): Das deutsche Programm zur Erfassung und Untersuchung bergbaulicher Altlasten in Sachsen, Sachsen-Anhalt und Thüringen, 3. International Symposium "Radiation Protection", 26./27. Oktober 1995, München

7.3 Validierung von Grundwasserströmungs- und Nuklidtransportmodellen für Sicherheitsnachweise bei Endlagern für radioaktive Abfälle: Erfahrungen aus dem INTRAVAL-Projekt

Während einer Laufzeit von sechs Jahren sind im Rahmen des INTRAVAL-Projektes relevante Prozesse in potentiellen Wirtsgesteinen für Endlager radioaktiver Abfälle mit Hilfe von Daten aus vier Kontinenten analysiert worden. Dabei ist es gelungen, die verschiedenen konzeptionellen Modelle abzugleichen, nachzuweisen, daß Feldversuche, besonders wenn sie laborunterstützt sind, wesentlich instruktiver als reine Laborexperimente sind, sowie ein gemeinsames Verständnis bei Endlagerentwicklern und Genehmigungsorganisationen zu schaffen. Auf deutscher Seite ist hierbei das geplante Endlager im Salzstock Gorleben mit einbezogen.

Radioaktive Abfälle, die bei der Energieerzeugung in Kernkraftwerken sowie bei der Nutzung von Radioisotopen in Medizin, Industrie und Forschung anfallen, müssen sicher entsorgt werden. Ziel ist die langfristige Isolation der in den Abfällen enthaltenen Radionuklide von der Biosphäre. In Genehmigungsverfahren für derartige Anlagen ist mit Hilfe entsprechender Sicherheitsanalysen aufzuzeigen, daß auch für den Zeitraum nach Verschluß des Endlagers gesetzlich festgelegte Grenzwerte nicht überschritten werden. Dabei wird als relevanter Freisetzungspfad im allgemeinen die durch zutretende Wässer verursachte Auslaugung der Radionuklide aus dem Abfall und deren Migration durch die Geosphäre betrachtet.

Die Belastbarkeit solcher Analysen hängt davon ab, wie gut die dabei eingesetzten Modelle die Wirklichkeit wiedergeben. Entsprechende Nachweise stellen eine wissenschaftliche Herausforderung dar, da sich direkte experimentelle Beobachtungen wegen der langen Zeiträume sowie wegen der großen räumlichen Ausdehnung der zu betrachtenden Gebiete von selbst verbieten. Aus dieser besonderen Problemstellung heraus ergriff die schwedische Genehmigungsbehörde Statens Kärnkraftinspektion (SKI) die Initiative, ein internationales Projekt zur Validierung von Modellen zur Berechnung des Transports von Radionukliden im Grundwasser ins Leben zu rufen: das Projekt INTRAVAL

(International Transport Model Validation Study) [1].

Das INTRAVAL-Projekt

Projekt-Organisation

Das Projekt war 1987 für einen Zeitraum von drei Jahren angelegt, mit einer Option für eine zweite Phase gleicher Dauer. Bild 7.10 gibt ein Organisationsschema des Projektes wieder. Die Leitung lag in den Händen von SKI. Alle fachlichen Entscheidungen hinsichtlich der bearbeiteten Fragestellungen oblagen dem Koordina-

tionsgremium, in dem jede am Projekt beteiligte Partei gleichberechtigt vertreten war. SKI sowie die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD, AEA Technology und Kemakta stellten das Projektssekretariat. Jede der beteiligten 23 Institutionen (Parteien) war für die Finanzierung ihrer eigenen Arbeiten verantwortlich. Die Analysen der zu bearbeitenden Testfälle wurden im Auftrag der Parteien von insgesamt 45 Projektteams durchgeführt. Der Informationsaustausch sowie die Diskussion der Ergebnisse geschah auf Workshops, die jeweils von einer der beteiligten Parteien organisiert wurden. Einen dieser Workshops hat die GRS im Oktober 1990 in Köln veranstaltet. Die Ergebnisse des Projektes wurden bzw. werden von der OECD veröffentlicht [2, 3].

Testfälle

Für die Bearbeitung der bei Langzeitsicherheitsanalysen wesentlichen Fragestellungen wurden Testfälle in INTRAVAL definiert, mit denen die ausreichende Beschreibung der relevanten Phänomene in Langzeitsicherheitsmodellen überprüft werden sollte:

- ungesättigte Strömung und Transport in geklüftetem porösem Tuff,
- Matrixdiffusion beim Transport von Radionukliden in geklüftetem Medium,

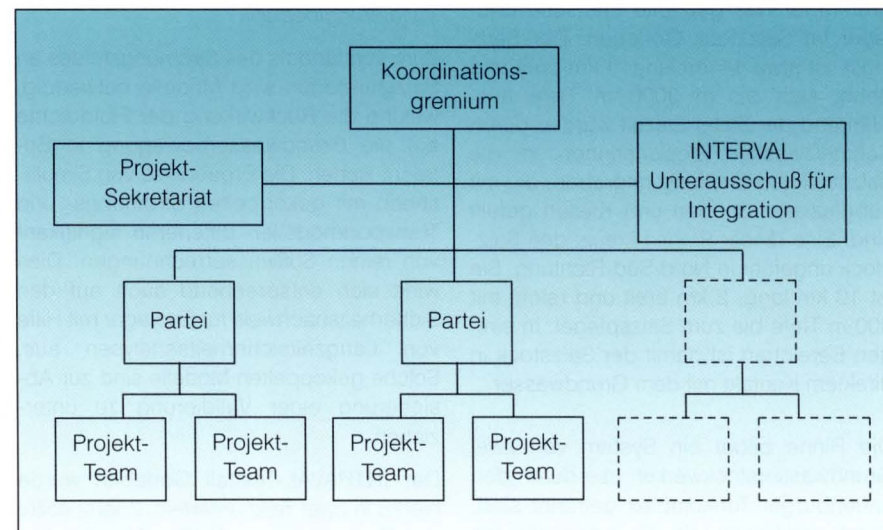


Bild 7.10: Organisationsschema von INTRAVAL

- Dichterückwirkung beim Transport von Salz auf die Grundwasserströmung,
- geochemische Prozesse.

Die Auswahl der Testfälle für die Untersuchungen hat das Koordinationsgremium getroffen. Eines der Kriterien war die Relevanz für Langzeitsicherheitsnachweise bei der Endlagerung. Dies bedeutet, daß die wesentlichen Phänomene der Ausbreitung von Radionukliden in der Geosphäre zu behandeln waren. Dabei sollten auch alle Einlagerungsmedien, die in den verschiedenen Ländern zur Debatte standen, berücksichtigt werden. Ein weiterer wesentlicher Gesichtspunkt war, daß mindestens zwei Projektteams die Testfälle analysierten. Testfälle mit ähnlichen Fragestellungen sind in Working Groups zusammengefaßt worden.

Für die Standortverhältnisse deutscher Endlager ist der Gorleben-Testfall von besonderem Interesse. Aus diesem Grunde hat auch die GRS diesen Testfall analysiert. Die Ergebnisse werden im folgenden dargestellt.

Gorleben-Testfall

Beschreibung des Testfalles

Der Gorleben-Testfall verwendet Daten aus dem Standort-Untersuchungsprogramm für das geplante deutsche Endlager im Salzstock Gorleben. Der Salzstock ist etwa 14 km lang, 4 km breit und dehnt sich bis in 3000 m Tiefe aus. Während der Elster-Eiszeit wurden durch Schmelzwasser Erosionsrinnen in die Salzstocküberdeckung gegraben, die mit subglazialen Sanden und Kiesen gefüllt sind. Eine dieser Rinnen kreuzt den Salzstock ungefähr in Nord-Süd-Richtung. Sie ist 10 km lang, 2 km breit und reicht mit 300 m Tiefe bis zum Salzspiegel. In einigen Bereichen ist damit der Salzstock in direktem Kontakt mit dem Grundwasser.

Die Rinne bildet ein System von zwei Grundwasserstockwerken, die durch den Lauenburger Tonkomplex getrennt sind. Durch den Kontakt des Grundwassers mit dem Salzstock findet eine Ablaugung

statt, so daß die tiefen Grundwässer salzhaltig sind. Die Übergangszone zwischen dem oberflächennahen Süßwasser und den salinen Wässern erstreckt sich von 50 bis 150 m Tiefe.

Während des im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) geleiteten Untersuchungsprogramms sind an 145 Bohrlöchern die Kennwerte für die Eigenschaften der Gesteine und Sedimente, wie Permeabilität und Porosität, sowie die Salinität des Grundwassers ermittelt worden. Außerdem wurden mehrere Pumpversuche durchgeführt, bei denen der zeitliche Verlauf der Grundwasserabsenkung in Abhängigkeit von der Entfernung der Beobachtungspegel vom Brunnen gemessen wurde.

Zur Absicherung von Grundwasserströmungs- und Transportmodellen, die in Sicherheitsanalysen für das geplante Endlager eingesetzt werden sollen, sind in INTRAVAL aus den vorhandenen Daten zwei Sätze ausgewählt worden, um die Rückwirkung des Salztransports auf das Grundwasserströmungsfeld über die Fluidichte zu untersuchen. Diese Datensätze beziehen sich auf den Pumpversuch „Weißes Moor“ sowie auf die Salinitätsverteilung in der Gorlebener Rinne.

Validierungsthematik

Zum Verständnis des Strömungsfeldes an Salzstandorten sind Modelle notwendig, welche die Rückwirkung der Fluidichte auf die Grundwasserbewegung in Betracht ziehen. Die Ergebnisse von Simulationen mit gekoppelten Strömungs- und Transportmodellen differieren signifikant von reinen Süßwasserrechnungen. Dies wirkt sich entsprechend auch auf den Sicherheitsnachweis für Endlager mit Hilfe von Langzeitsicherheitsanalysen aus. Solche gekoppelten Modelle sind zur Absicherung einer Validierung zu unterziehen.

Der INTRAVAL-Testfall Gorleben wurde hierzu in zwei Teile unterteilt. Zuerst sollte der Pumpversuch „Weißes Moor“ interpretiert werden. Unter den dabei anzutref-

fenden Bedingungen ist der Transport von Salzwasser überwiegend advektiv. Die Auswirkung auf das Strömungsfeld ist lokal begrenzt, so daß eine genaue Kenntnis der hydrogeologischen Gesamtsituation nicht erforderlich ist. Der erste Teil der gemessenen Absenkungskurve sollte zur Kalibrierung des Modells verwendet werden, während die restlichen Daten zum Zweck der Modellvalidierung dann für den Vergleich mit der Simulation zur Verfügung stehen. Der zweite Teil des Testfalles diente der Validierung des Modells zum Salztransport im regionalen Maßstab unter realen Standortbedingungen inklusive der Bewertung von Langzeiteffekten. Der Wahl der Ausgangsbedingungen, der Beschreibung der hydrogeologischen Situation und des Salztransports kam dabei eine besondere Bedeutung zu.

Unsicherheiten in Sicherheitsanalysen für Endlager resultieren zum Teil daraus, daß die Geologie eines Standortes nur punktuell durch Erkundungsbohrungen genau bekannt ist. Hieraus wird dann auf der Basis von Expertenwissen und zusätzlicher geophysikalischer Information eine mögliche Interpretation der Geologie konstruiert. Die Auswirkungen anderer, ebenfalls mit den Ursprungsdaten konsistenter Interpretationen wird nur im Einzelfall durch subjektive Ad-hoc-Variationen untersucht, deren Zahl außerdem limitiert ist. Ein automatisches, rechnergestütztes Verfahren ist bei der Erstellung einer Vielzahl möglicher Realisationen, wie sie für eine Unsicherheitsanalyse benötigt wird, von Vorteil. Im Rahmen des Testfalles Gorleben sollte eine solche Möglichkeit getestet werden.

Ergebnisse

Der Testfall wurde von sechs Institutionen analysiert. Dabei setzten sich mit dem Pumpversuch auseinander

- das BfS mit dem Rechencode THEIS_LSF, der eine analytische Lösung berechnet, sowie mit dem Finite-Elemente-Code ROCKFLOW
- die SNL mit dem Rechencode INTERPRET/2 und

- das RIVM mit dem Rechencode AQ-AT, der eine analytische Lösung beinhaltet, sowie dem Finite-Elemente-Code METROPOL.

Das regionale Strömungsmodell analysierten

- die BGR als Federführer des Testfalles mit dem Finite-Elemente-Code SUTRA und
- die GRS mit dem Finite-Elemente-Code NAMMU.

Die Arbeiten der AEA Technology erstreckten sich auf die hydrogeologische Interpretation des Standortes mit geostatistischen Methoden.

Bei der Analyse des Pumpversuchs „Weißes Moor“ benutzten die Projektteams verschiedene Kalibrierungsansätze. Hinsichtlich der Dichteströmung sind die Analysen des BfS von Interesse. Mit Hilfe der analytischen Theis-Lösung wurden aus dem Pumpversuch hydraulische Kennwerte des Aquifers ermittelt. Ziel der anschließenden numerischen Simulation des Pumpversuchs mit einem zweidimensionalen Vertikalkomplexmodell war es festzustellen, ob für eine Nachrechnung des Versuchs Dichteeffekte eine Rolle spielen. Es zeigte sich jedoch kein Unterschied zwischen den Ergebnissen einer Simulation mit konstanter und einer mit variabler Dichte. Der Versuch war insofern zur Validierung von gekoppelten Grundwasserströmungs- und Salztransportmodellen nicht geeignet.

Die Analyse des regionalen Grundwasserströmungsfeldes der Gorleber Rinne war ursprünglich als 3D-Problem definiert. Erste Modellierungen und Süßwasserrechnungen der GRS sowie die Vorstudien der BGR zeigten deutlich, daß für eine ausreichend feine Diskretisierung der Rechenaufwand jenseits des zur Zeit Machbaren liegt. Daher wurde die Problemstellung auf ein 2D-Modell entlang der Rinnenachse reduziert. Der entsprechende geologische Schnitt ist dabei zur Verallgemeinerung der hydraulischen Gegebenheiten etwas modifiziert worden (Bild 7.11). Dies trifft

insbesondere auf die Verbindung der beiden Aquifere im südlichen Bereich zu, die in Wirklichkeit außerhalb des Schnittes liegt.

Die Analyse dieses Testfalles erforderte eine transiente Simulation des Systemverhaltens. Als Anfangsbedingung hierfür nahm die BGR die Existenz einer Salzwasser-Süßwasser-Übergangszone an, die sich während der letzten Eiszeit ausgebildet haben könnte. Der Abstand dieser Zone vom Salzspiegel wurde variiert, um den Einfluß auf die zeitliche Entwicklung der Dichteverteilung festzustellen. Diese Analysen ergaben einen signifikanten Einfluß der Ausgangsbedingung auf die Ergebnisse. Weitere Variationen erstreckten sich auf mögliche Verbindungen zwischen oberem und unterem Aquifer im Austrittsbereich des Grundwassers. Auch diese Studien zeigten einen ausgeprägten Einfluß auf die errechnete Salzwasser-Verteilung.

Das Projektteam der GRS legte Wert auf eine relativ feine Diskretisierung des Modellgebiets, um nicht wegen numerischer Stabilitätskriterien sehr große Dispersionslängen verwenden zu müssen. Außerdem wurde als Ausgangszustand für die Simulationen ein reines Süßwassersystem ausgewählt.

Da wegen der feinen Diskretisierung der Rechenaufwand sehr groß war, konnte lediglich eine Simulation durchgeführt werden. Dabei wurde unterstellt, daß gesättigte Lauge im Bereich des Kontaktes des unteren Aquifers mit dem Salzstock in das System eintritt. Die Rechnungen zeigten, daß sich das System langsam von unten mit Salzwasser auffüllt, wobei durch die Dichterückwirkung die Geschwindigkeiten entsprechend geringer werden. Nach einigen Jahrtausenden füllen sich auch tiefergelegene Teile des Aquifers abseits des Kontaktbereichs mit Salzwasser (Bild 7.12).

Der Vergleich der Simulationsergebnisse von BGR und GRS sowie mit den heute gemessenen Daten deutet darauf hin, daß sich das System noch in einem transienten Zustand befindet. Ohne genauere Informationen über die zeitliche Entwicklung der Standortgegebenheiten ist eine Aussage hinsichtlich der Qualität der bei den Analysen eingesetzten Modelle im Sinne einer Validierung nicht möglich.

Bewertung

Ziel des Testfalles Gorleben war die Validierung von gekoppelten Grundwasserströmungs- und Salztransportmodellen. Hierfür sollten zum einen ein Pumpversuch nachgerechnet werden und zum anderen die derzeitige gemessene Salini-

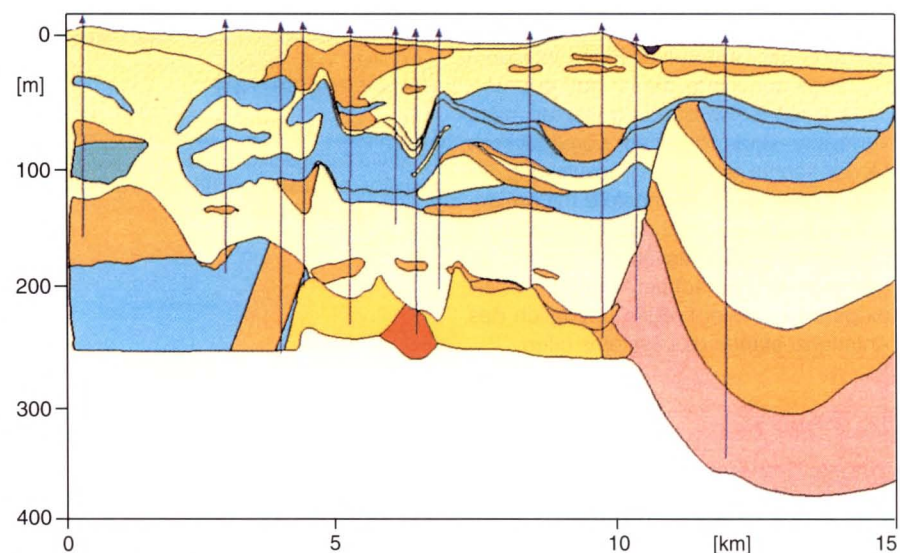


Bild 7.11: Verallgemeinerter geologischer Schnitt durch die Gorleber Rinne (Bild: BGR)

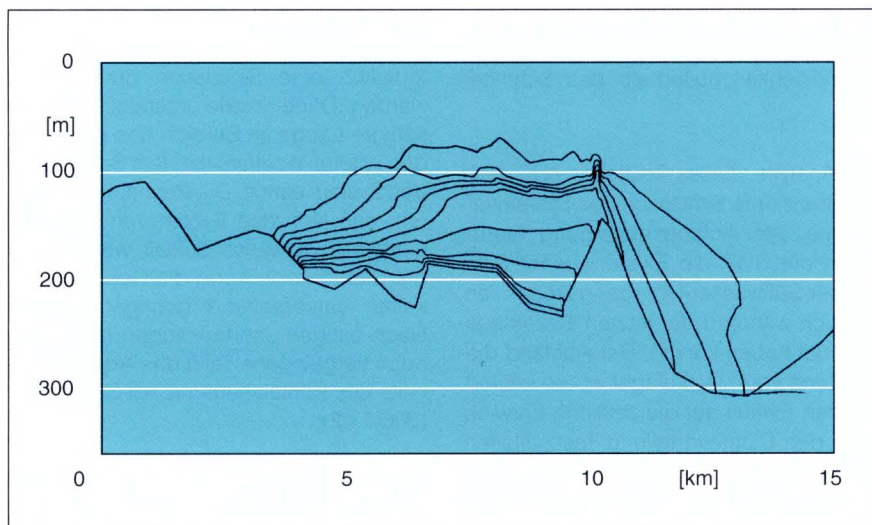


Bild 7.12: Isolinien der Salzwasserverteilung in der Gorleber Rinne

tätsverteilung im System durch transiente Salztransportrechnungen nachgerechnet werden. Das angestrebte Ziel konnte aus verschiedenen Gründen nicht voll erreicht werden. Der während der Standortuntersuchung durchgeführte Pumpversuch "Weißes Moor" war ursprünglich ausgelegt zur Ermittlung der hydrogeologischen Parameter des Aquifersystems. Die Effekte der Dichterückwirkung auf das Strömungsfeld standen nicht im Vordergrund. Während der Analysen stellte sich heraus, daß der Versuch aus diesen Gründen nicht dazu geeignet war, Modelle mit konstanter und variabler Dichte zu unterscheiden. Die Simulation der Strömungssituation der Gorleber Rinne in vollem Umfange scheiterte daran, daß erforderliche Rechner-Ressourcen derzeit nicht verfügbar sind. Mit einem vereinfachten Modell konnte jedoch die Rückwirkung der Dichte auf das Strömungsfeld mit gekoppelten Modellen nachgewiesen werden und ähnliche Salinitätsverteilungen wie die gemessenen berechnet werden. Allerdings bleiben hier Fragen bezüglich des Anfangszustands des Systems offen.

Für zukünftige Analysen ähnlicher Zielsetzung ist es erforderlich, speziell hierauf ausgerichtete Experimente durchzuführen sowie in Bezug auf das Langzeitverhalten des Systems paleo-hydrogeologische Informationen auszuwerten und in die Untersuchungen mit einzubeziehen.

P. Bogorinski, B. Pölt

[1] INTRAVAL Project Proposal, SKI 87:3, Juli 1987

[2] The International INTRAVAL Project to Study Validation of Geosphere Transport Models for Performance Assessment of Nuclear Waste Disposal Phase 1, Test Cases, 13 Vol. NEA, SKI, Paris 1991/92/93

[3] Chapman, N., et al.: Developing Groundwater Flow and Transport Models for Radioactive Waste Disposal - Six years of experience from the INTRAVAL project (in Vorbereitung)

7.4 Ein fortgeschrittenes Verfahren zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen

Bei der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen müssen Komponenten entsorgt werden, die durch Neutronenstrahlung aktiviert wurden. Für die Planung und Durchführung der Entsorgung dieser aktivierten Komponenten ist es erforderlich, die entstandenen Radioaktivitäten zu kennen. Die GRS hat dazu ein spezielles Programmsystem entwickelt, das insbesondere die Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen zufriedenstellend berechnet.

Die verfügbaren Rechencodes wie ORIGEN [1] oder ORIGEN2 [2] sind so ausgelegt, daß die neutronenphysikalischen Verhältnisse im Kernbrennstoff von Reaktoren recht gut erfaßt werden. Außerhalb des Kernbrennstoffs werden die Neutronen jedoch durch die Moderation des Wassers energetisch so beeinflusst, daß sich stark veränderte Verhältnisse ergeben, für die herkömmliche Rechencodes nicht vorgesehen sind und keine verwertbaren Ergebnisse liefern. Es besteht somit ein Bedarf an einem fortgeschrittenen Verfahren zur Aktivierungsrechnung von Brennelement- und Core-Bauteilen.

GRSAKTIV, das fortgeschrittene Verfahren

Die Aktivierung von Materialien erfolgt durch Neutronen unterschiedlicher Energie. Für eine verlässliche Bestimmung der Aktivierung ist es wichtig, die Änderung der Energieverteilung der Neutronen außerhalb des Kernbrennstoffs zu berücksichtigen. Zwar läßt sich in ORIGEN die Neutronenverteilung vorgeben, jedoch sind die Nuklidbibliotheken auf Kernbrennstoffe spezialisiert. Rechencodes wie ORIGEN2 arbeiten mit einer Eingruppenbibliothek und sind damit nicht in der Lage, die spektralen Veränderungen zu erfassen. Das Programmsystem GRSAKTIV [3] verwendet eine Dreigruppenbibliothek, deren Wirkungsquerschnitte für den Fall der Wassermoderation vorkondensiert sind, so daß für ca. 700 Nuklide die thermischen, epithermischen und

schnellen Neutronenquerschnitte fallunabhängig vorliegen. Bild 7.13 zeigt das typische Neutronenspektrum eines thermischen Reaktors. Man erkennt deutlich, daß die Einteilung in die drei Gruppen thermisch, epithermisch und schnell die energetische Verteilung der Neutronen gut erfaßt.

Eine Besonderheit bei der Aktivierungsrechnung ist die Berücksichtigung der Selbstabschirmung durch Resonanzabsorption. Es hat sich gezeigt, daß beispielsweise geringe Verunreinigungen des bestrahlten Materials durch Natururan einen erheblichen Einfluß auf die entstehende α -Aktivität haben. GRSAKTIV

bietet hier die Möglichkeit, eine fallabhängige Resonanzbehandlung in die Rechnungen einfließen zu lassen. Der Funktionsablauf des Programmsystems GRSAKTIV ist in Bild 7.14 dargestellt. Die Aktivierungsrechnung kann in einem Lauf für sechs verschiedene Materialzonen durchgeführt werden [4].

Praktischer Einsatz

Die Entsorgung von SWR-Brennelementkästen ist ein Beispiel für den Einsatz des Programmsystems GRSAKTIV. Bild 7.15 zeigt schematisch eine SWR-Brennelementanordnung. Die Brennelemente befinden sich in Kästen aus Zirkaloy, die einer hohen Neutronenstrahlung ausgesetzt sind und dadurch aktiviert werden. Die Brennelementkästen müssen als radioaktives Material entsorgt werden, wozu die Kenntnis des Aktivitätsinventars erforderlich ist. Wegen der unterschiedlichen Höhe des Neutronenflusses in axialer Richtung wird das Brennelement im Rechenmodell in sechs Abschnitte aufgeteilt. Für diese Abschnitte werden Neutronenfluß und Neutronenspektrum bestimmt und die Aktivierungsrechnung durchgeführt. In Bild 7.16 sind die mit

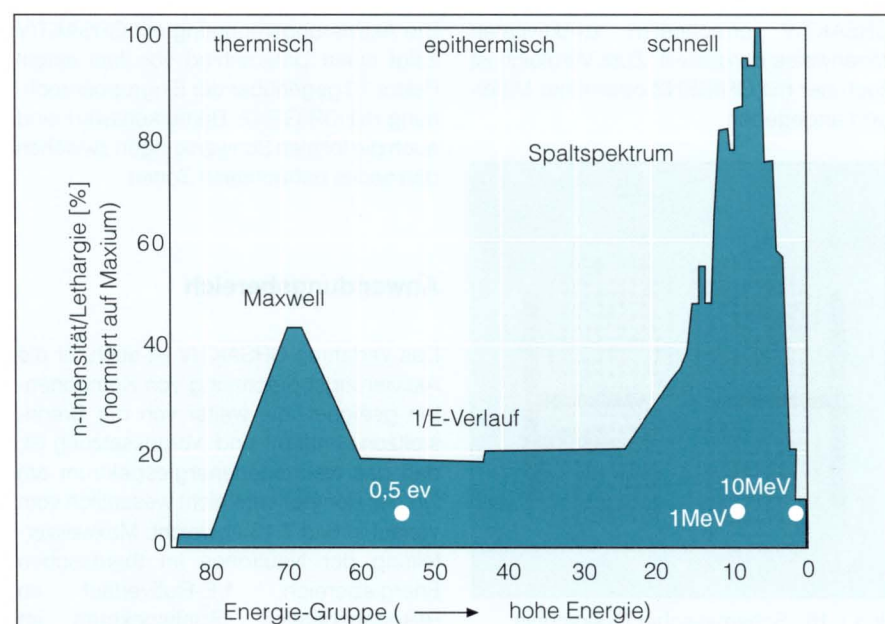


Bild 7.13: Neutronenspektrum in 84 Gruppen bei Wassermoderation

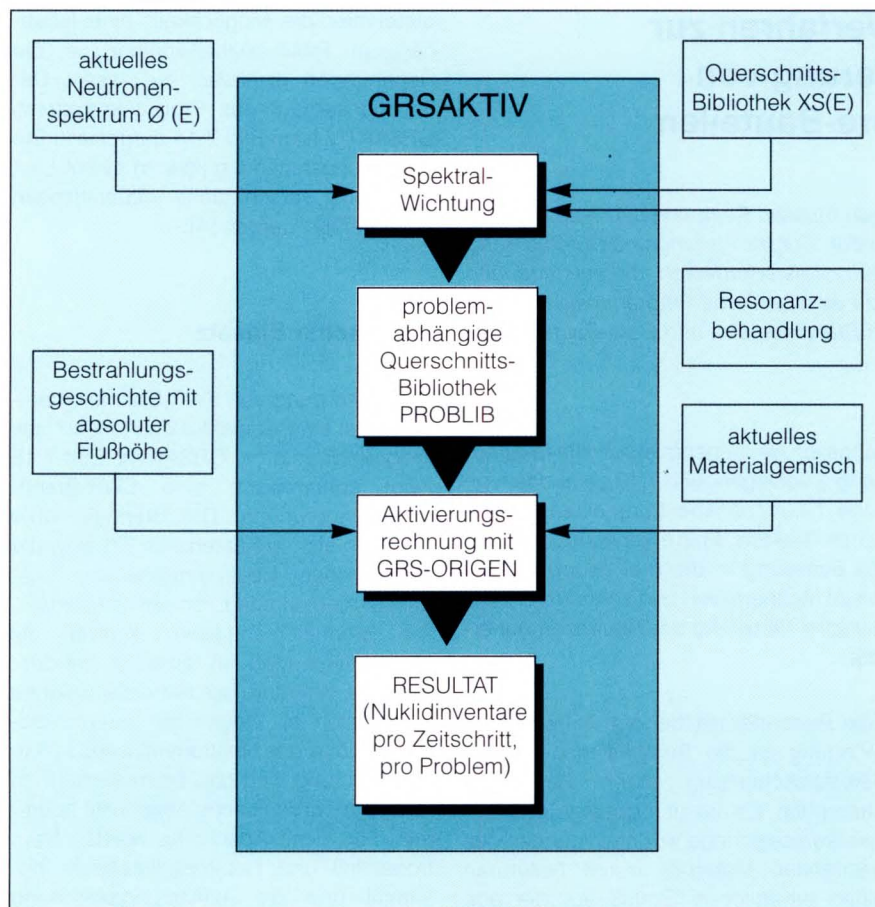


Bild 7.14: Funktionsablaufdiagramm des Systems GRSAKTIV

GRSAKTIV errechneten α -Aktivitäten zonenweise dargestellt. Zum Vergleich ist auch der mit ORIGEN2 bestimmte Mittelwert angegeben.

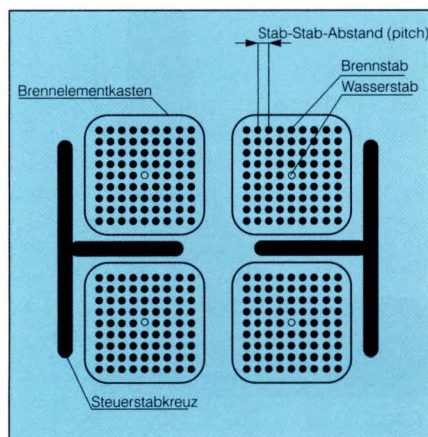


Bild 7.15: Schematischer Querschnitt einer SWR-Brennelementanordnung

Die Aktivierungsrechnung mit GRSAKTIV zeigt einen Unterschied von fast einem Faktor 10 gegenüber der Eingruppenrechnung mit ORIGEN2. Bemerkenswert sind auch die lokalen Schwankungen zwischen den sechs betrachteten Zonen.

Anwendungsbereich

Das Verfahren GRSAKTIV ist auch für die Aktivierungsrechnung von Komponenten geeignet, die weiter von der Brennstoffzone entfernt sind. Voraussetzung ist, daß das Neutronenenergiespektrum am Ort der Komponente nicht wesentlich vom Verlauf in Bild 7.13 abweicht: Maxwellverteilung der Neutronen im thermischen Energiebereich, $1/E$ -Flußverlauf im Resonanzbereich, Spaltspektrum im schnellen Flußbereich [4]. Mit dem Pro-

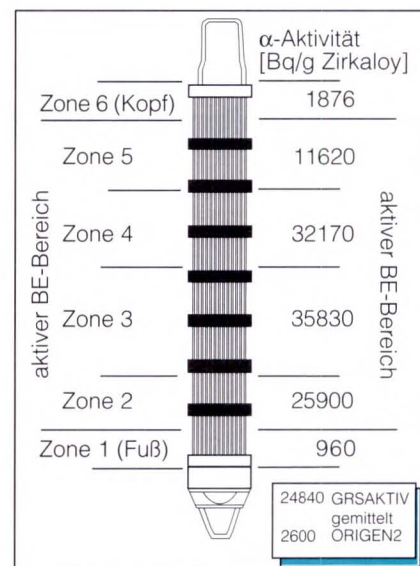


Bild 7.16: Mit GRSAKTIV berechnete α -Aktivität pro Gramm Zirkaloy und Axialabschnitt im SWR-Brennelementkasten

gramm sind weiterhin auch die einfachen üblichen Abbrandrechnungen für UO_2 - und MOX-Brennstoff sowie Abbrandberechnungen für den geplanten schwerwassermoderierten Forschungsreaktor FRM-II erfolgreich durchgeführt worden.

GRSAKTIV ist ein in sich geschlossenes, schnell ablaufendes Programmsystem. Für ein Schweizer Entsorgungsunternehmen wurde eine PC-Version entwickelt, die anwenderfreundlich und praxisgerecht für den routinemäßigen Einsatz zur Verfügung steht.

U. Hesse, K. Gewehr

[1] M. J. Bell: ORIGEN - The ORNL-Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628, UC-32-Mathematics and Computers, May 1973

[2] A. G. Croff et al.: Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer-Code, ORNL, TM-6051, September 1978

[3] U. Hesse, K. Gewehr: GRSAKTIV: Ein Programmsystem zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen, GRS, Juli 1995

[4] U. Hesse, K. Hummelshaim: Aktivierungsrechnungen für SWR-Brennelementkästen, GRS, März 1993

7.5 KENOEST, die GRS-Entwicklung zur detaillierten Abbrandrechnung von Hochflußreaktorkernen

Die Kopplung KENOEST des dreidimensionalen Monte-Carlo-Codes KENO [1] mit dem eindimensionalen Abbrandprogrammsystem OREST [2] erlaubt detaillierte Abbrandrechnungen von kompliziert aufgebauten Reaktorkernen. Das Verfahren und sein Einsatz beim geplanten Hochflußreaktor FRM-II werden hier vorgestellt.

KENOEST führt für die verschiedenen Zonen des Kerns separate Abbrandrechnungen durch, deren Ergebnisse abschließend zusammengefaßt werden. Das Verfahren berücksichtigt mit fast 1000 Spaltprodukt- und Aktinidenisotopen und deren relevanten Zerfallseigenschaften eine sehr hohe Anzahl von Nukliden. Neben den Abbranddaten ermittelt das Verfahren auch die integralen neutronenphysikalischen Kenngrößen eines Kerns, die von guter Genauigkeit und in sich konsistent sind.

Abbrandprogramme werden für die Vorhersage wichtiger Daten verbrauchter Brennelemente, wie Nachzerfallsleistung, Gammastrahlungsemission oder Nuklidinventare, eingesetzt.

Die Kerne moderner Forschungsreaktoren sind als Folge des Bestrebens, hohe Flüsse zu erzielen, kompliziert aufgebaut. Wichtige Rechenannahmen gängiger Abbrandprogramme sind daher bei derartigen Kernen nicht mehr gegeben. Ein Beispiel ist der Kern des geplanten Hochflußreaktors FRM-II (Forschungsreaktor München), der von einem D_2O -Reflektor umgeben ist, um einen hohen thermischen Neutronenfluß in einem möglichst großen Volumenbereich zu erzielen.

So dürfen die vorgewichteten Wirkungsquerschnitte bekannter Verfahren wie ORIGEN (1973), ORIGEN2 (1978) [3], KORIGEN (1983) usw. nur für die großen, niedrig angereicherten Leichtwasserreaktor-Brennstoffe eingesetzt werden, da die Daten für ausgedehnte LWR- Stabgitter vorberechnet wurden.

Problemstellung

Ähnliche Einschränkungen gelten auch für das flexiblere GRS-Abbrandprogrammsystem OREST (1986), das zwar die hohe Anreicherung des FRM-II-Kerns berück-

sichtigen würde, aber für regelmäßige Stabgitter von Leichtwasserreaktoren konzipiert ist. Wie ein Blick auf den Querschnitt des FRM-II-Brennelements (Bild 7.17) zeigt, ist die in OREST unterstellte Geometrie hier nicht gegeben. Vielmehr wechseln bei diesem Brennelement evolutionenförmig gekrümmte Brennstoffplatten einer Dispersionslegierung von Uransilizid (U_3Si_2) in Aluminium mit Zwischenschichten des Kühlmittels Wasser ab. Erforderlich wäre also eine Brennstoffplatten-Zelle, in der Spaltmaterialplatten und Kühlwasserschichten sandwichartig alternieren.

Das Brennelement ist von einem Schwerwasser-Reflektor umgeben, der gleichzeitig als Moderator dient. Schwerwasser (D_2O) steht standardmäßig in OREST nicht zur Verfügung. Eine in sich konsistente Nuklidinventarberechnung für den Hochflußreaktor ist damit zunächst auch mit OREST nicht ohne weiteres möglich.

Erweiterung des OREST-Verfahrens

Um den lokalen Schichtaufbau der Brennstoffplatten zu modellieren, wurden in OREST bzw. dort im Spektralcode HAMMER [4] die vorhandenen Geometrie- und Materialoptionen zur Schichtgeometrie, zum Strukturmaterial Aluminium und für den Moderator Schwerwasser zusätzlich aktiviert. Die von LWR-Brennstoff erheblich abweichende hohe Anreicherung von $U-235$ konnte bereits bisher gerechnet werden. Allerdings bleibt auch künftig dieses erweiterte Rechenverfahren eindimensional, während der vorliegende Spezialkern, wie bei Hochflußreaktoren, ausgesprochen heterogene Eigenschaften besitzt, die nur über dreidimensionale Verfahren erfaßbar sind. Das betrifft zum Beispiel

- den zentralen, stark absorbierenden Steuerstab aus Hafnium,

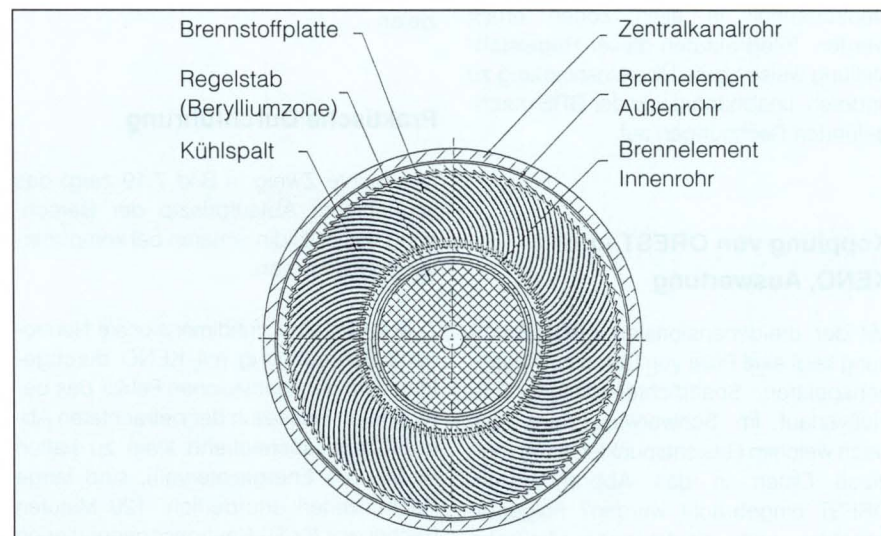


Bild 7.17: Schnitt durch das Brennelement des Hochflußreaktors FRM-II [6]

- die starke Neutronenleckage in den D₂O-Reflektortank infolge des kompakten Kernaufbaus,
- die starke Rückströmung der im Tank abgebremsten Neutronen in den Kern.

Aufbau eines dreidimensionalen Modells für das Spektralprogramm KENO

Der Einsatz dreidimensionaler Monte-Carlo-Codes zur Berechnung derartiger Systeme ist seit langem Stand der Technik. Allerdings werden sie nicht für den dynamischen Auf- und Abbau von Nukliden (Aktiniden, Spaltprodukte), sondern nur für die Kritikalitätsberechnung, d.h. für stationäre Reaktorzustände, verwendet.

Üblicherweise bestimmen derartige Codes wie der Monte-Carlo-Code KENO nur eine Zahl, den Multiplikationsfaktor des Gesamtsystems. Grundsätzlich jedoch kann auch die Neutronenflußverteilung im System ermittelt werden, was allerdings hohe Rechenzeiten erfordern kann.

Für den FRM-II wird daher ein dreidimensionales Rechenmodell erstellt, das in Bild 7.18 skizziert ist. Der Steuerstab kann in diesem Modell rechnerisch ein- und ausgefahren und die Rückwirkung auf den Neutronenfluß in allen Zonen erfaßt werden. Integraldaten dieser Regelstabstellung weisen gute Übereinstimmung zu anderen, unabhängig von der GRS durchgeführten Rechnungen auf.

Kopplung von OREST und KENO, Auswertung

Mit der dreidimensionalen KENO-Rechnung liegt eine Fülle von Daten zu Neutronenspektren, Spaltdichteverteilung und Flußverlauf im Schwerwassertank vor. Nach welchen Gesichtspunkten sollen nun diese Daten in das Abbrandsystem OREST eingebracht werden? Folgende Aspekte und neutronenphysikalische Forderungen sind zu erfüllen:

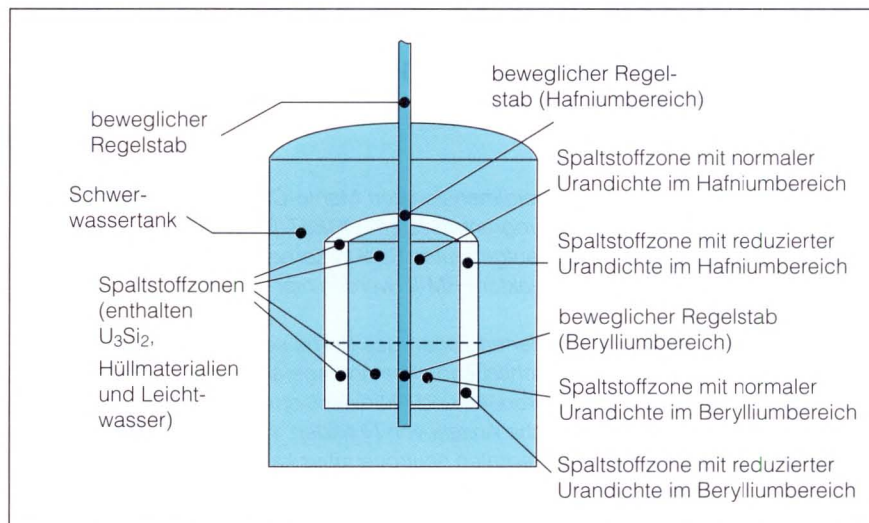


Bild 7.18: Schematischer Aufbau des dreidimensionalen Geometriemodells für die Monte-Carlo-Rechnung

- die von KENO berechnete Spaltdichteverteilung in KENO bestimmt die Abbrandverteilung in OREST,
- die spektrale Neutronenflußverteilung in KENO muß den lokalen Neutronenflußverteilungen in den OREST-Zellrechnungen entsprechen.

Letzterer Gesichtspunkt, die Forderung nach der „flux equivalent cell“, muß erfüllt werden, um die äquivalente Wichtung der Neutroneneinfang- und Spaltquerschnitte und damit gleiche Reaktionsraten zu erzielen.

Praktische Durchführung

Der rechte Zweig in Bild 7.19 zeigt das vereinfachte Ablaufprinzip der Berechnung von Nuklidinventaren bei komplizierten Spezialkernen.

Zuerst wird eine dreidimensionale Neutronenflußberechnung mit KENO durchgeführt. Um den statistischen Fehler des berechneten Flusses in der betrachteten Abbrandzone ausreichend klein zu halten (< 5% pro Energieintervall), sind lange Rechenzeiten erforderlich. 120 Minuten Rechenzeit für 50 Neutronengenerationen mit jeweils 5000 Neutronen werden auf der

IBM-Rechenanlage der GRS benötigt. Als nächstes folgt die Auswertung von KENO zur Bestimmung von Abbrandverteilung und lokalen Zellgittern. Dann folgen die eigentlichen Abbrandrechnungen mit OREST.

Im folgenden wird der Moderatoranteil der Brennstoff-Moderator-Zelle, also die Dicke der Kühlwasserschicht so geändert, daß gleiche spektrale Neutronenflußverteilungen für KENO und OREST erzielt werden. Das Verfahren zur automatisierten Bestimmung der „flux equivalent cell“ ist bereits konzipiert.

In der Anwendung beim FRM-II mußte die ursprüngliche Zelle der Brennstoff-Moderator-Schichtung nur marginal um wohlberechnete Moderationsanteile (im Millimeterbereich) geändert werden, um alle Informationen, auch zum Hafnium/Beryllium-Steuerstababstand, zum Einfluß des Schwerwassertanks usw., neutronenphysikalisch zufriedenstellend zu erfassen.

Im Prinzip können nun punktweise Abbrandrechnungen im Spezialkern durchgeführt werden, wobei man sich aus Gründen der praktischen Durchführbarkeit auf maximal zehn Bereiche des Kerns beschränkt. Ausgehend vom detaillierten KENO-Modell wurde als axiale Unterteilung der Bereich um den Hafnium-Steuerstab

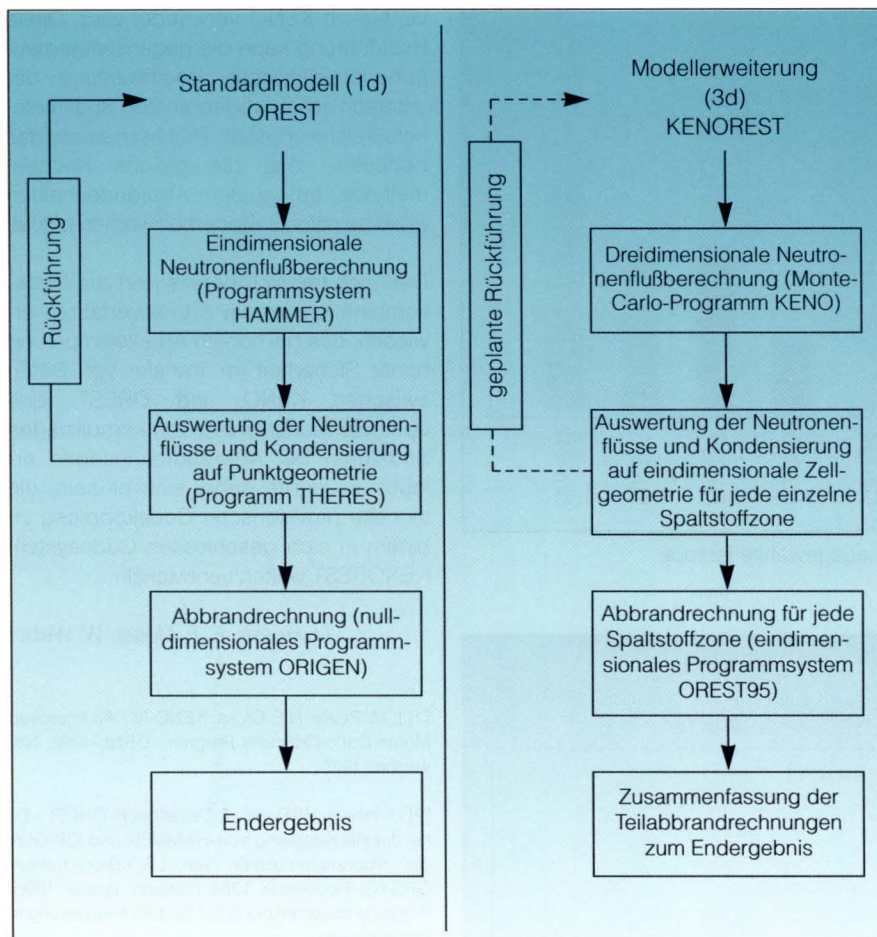


Bild 7.19: Ablaufdiagramm KENOREST zur Abbrandrechnung am Hochflußreaktor

Nuklid	Quotient Aktivität KENOREST zu ORIGEN2 [3]	Quotient Aktivität KENOREST zu GRSAKTIV [5]
Kr-85	1,16	0,98
Sr-90	1,05	0,97
Ru-106	1,05	0,97
J-131	1,03	1,06
Cs-134	2,00	0,76
Cs-137	1,03	0,98
Pu-238	5,13	0,59
Pu-239	12,5	0,65
Pu-240	12,3	0,91
Cm-242	126,1	0,76

Tabelle 7.2: Vergleich verschiedener Abbrandrechenprogramme am Beispiel radio-logisch relevanter Nuklide eines Reaktorkerns nach Sollnutzungsdauer. Die mit den Programmen ORIGEN2 und GRSAKTIV ermittelten Aktivitäten wurden in Relation zur jeweiligen KENOREST-Aktivität gesetzt.

und der Bereich um den Anteil des Steuerstabs, der Beryllium enthält, gewählt. Da der Urangehalt in den Platten abgestuft vorliegt, wurden diese Bereiche nochmals unterteilt, so daß vier unterschiedliche OREST-Abbrandrechnungen zu starten waren.

Ein Vergleich der Verfahrensabläufe von KENOREST in Bild 7.19 rechts mit den in OREST ablaufenden Programmen und Funktionsschleifen (links) zeigt eine verblüffende Übereinstimmung. Der wesentliche Unterschied ist die Skalierung auf die höhere geometrische Dimension.

Ergebnis

Als Ergebnis erhält man aus den OREST-Rechenläufen vier problemabhängig ermittelte Sätze von Spalt- und Einfangquerschnitten als Funktion des Abbrands und der lokalen Position, die Variation der Neutronenspektren und natürlich die Nuklidinventare in diesem Bereich mit allen angewählten Zerfallseigenschaften, wie

- Nachzerfallswärme,
- Aktivität,
- Gamma- und Neutronenstrahlung,

und dies für weitere, beliebig vorgegebene Abklingzeiten. Diese vier Sätze von Isotopenvektoren werden wieder zum Gesamtinventar des Brennelements gekoppelt mittels spezieller, vorhandener Hilfsprogramme.

In Verbindung mit dem dreidimensionalen Modell lassen sich aus KENOREST auch integrale Aussagen, wie Absolutwerte der Neutronenflüsse im Moderator, Spaltdichten und Regelstabwirksamkeiten, gewinnen, die gut mit Daten zum FRM-II übereinstimmen.

Der Sinn derartiger relativ aufwendiger Rechnungen wird im direkten Vergleich mit älteren Rechenverfahren, z.B. ORIGEN2 [3], sichtbar. Tabelle 7.2 und Bild 7.20 zeigen, daß Spaltprodukt-nuklide, die wie Cäsium-137 wenig oder kaum durch Neutroneneinfangsreaktionen beeinflusst werden, praktisch identisch ermittelt

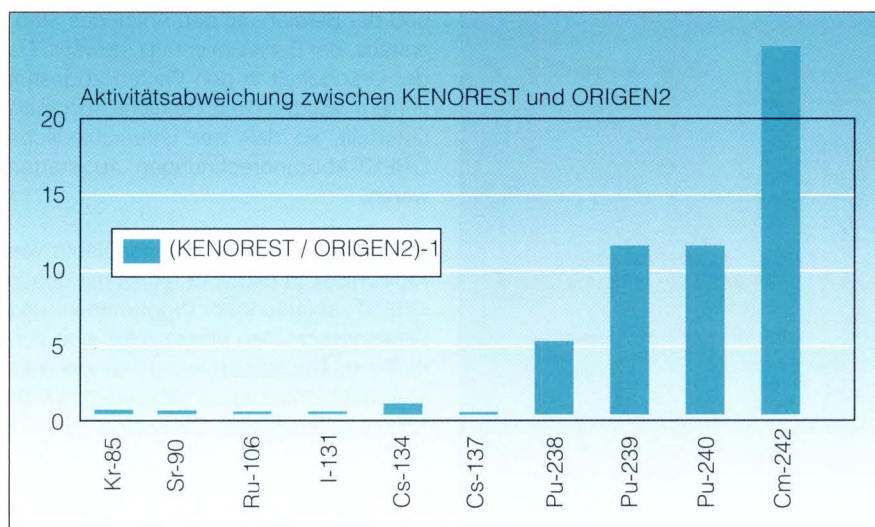


Bild 7.20: Vergleich KENOEST/ORIGEN2 für ausgewählte Isotope

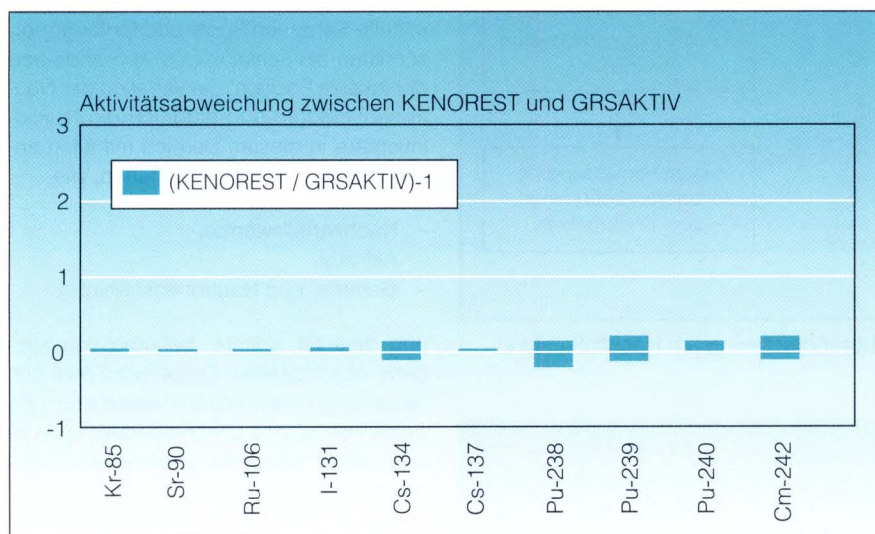


Bild 7.21: Vergleich KENOEST/GRSAKTIV für ausgewählte Isotope

werden. Dies gilt jedoch schon nicht mehr bei Cäsium-134, das erst über Aufbauaktionen gebildet werden muß, wobei hier lokale Neutronen-Querschnitte und Flüsse zählen. Eine sehr starke Unterschätzung wird jedoch für die wichtigen Plutoniumisotope und weitere, höhere Aktiniden errechnet. Dieses Problem von ORIGEN2 für Anwendungsbereiche außerhalb der Leichtwasserreaktoren beruht auf den vorgewichteten Bibliotheken. Werden die Rechenläufe mit einer neutra-

len, jedoch spektral sensitiven Bibliothek mit GRSAKTIV [5] wiederholt (dritte Spalte in Tabelle 7.2 und Bild 7.21), wird erheblich bessere Übereinstimmung erzielt.

Ausblick

Der Pfad „geplante Rückführung“ in Bild 7.19 deutet an, daß derzeit noch ein vereinfachtes Modell ohne Rückkopplung der während des Abbrands erzielten Nuklidin-

ventare in KENO verwendet wird. Diese Rückführung kann die gegenseitige neutronenphysikalische Beeinflussung der unterschiedlich abgebrannten Spaltmaterialbereiche erfassen. Praktisch würde das bedeuten, daß die gleiche Rechenmethode bei großen Abbrandschnitten dreidimensional wiederholt werden müßte.

Dennoch hat sich bereits jetzt die Codekombination als ein Arbeitsverfahren erwiesen, das bei hohem Arbeitstempo und hoher Sicherheit im Transfer von Daten zwischen KENO und OREST eine optimale Modellierung von komplizierten Strukturen bei Abbrandrechnungen erlaubt. Es dürfte daher sinnvoll sein, die aktuelle provisorische Codekopplung zu einem in sich geschlossen Codesystem KENOEST weiterzuentwickeln.

U. Hesse, E. F. Moser, W. Weber

[1] L.M. Petrie, N.F. Cross: KENO-IV - An Improved Monte-Carlo-Criticality Program, ORNL-4938, November 1975

[2] U. Hesse, W. Denk, H. Deitenbeck: OREST - Eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen, GRS-63, November 1986 (Version Januar 1995, Programmbeschreibung zur System-Erweiterung in Vorbereitung)

[3] A.G. Croff et al.: Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Models for the ORIGEN Computer Code, ORNL, TM-6051, September 1978

[4] J.E. Suich, H.C. Honeck: The HAMMER-System - Heterogeneous Analysis by Multigroup Methods of Exponentials and Reactors, TID-4500, January 1967

[5] U. Hesse, K. Gewehr: GRSAKTIV, ein Programmsystem zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen, GRS, Juni 1995 (s.a. Abschnitt 7.4 in diesem Jahresbericht)

[6] Die neue Neutronenquelle FRM-II, Informationsschrift der Fakultät für Physik E21, Projektgruppe Neuer Forschungsreaktor, Techn. Univ. München

Zusammenarbeit mit Osteuropa

8

8.1 Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit zur Reaktorsicherheit

In den vergangenen Jahren sind, inzwischen kaum mehr übersehbar, zahlreiche nationale und internationale Unterstützungsprogramme im Zusammenhang mit der Reaktorsicherheit in Osteuropa in die Wege geleitet worden. Dabei gab es zwar erste Resultate; umfassende durchgreifende Erfolge sind jedoch bisher ausgeblieben. Die Erfahrung zeigt, daß die Entwicklung erheblich langsamer verläuft und die Probleme vielschichtiger sind als ursprünglich angenommen.

Im folgenden werden zunächst allgemeine Aspekte der Zusammenarbeit angesprochen und anschließend zu zwei ausgewählten Themen – Sicherheitsverbesserungen für Reaktoren vom Typ WWER-440/W-230 und Störfallanalysen für die Reaktoren WWER-1000 – fachliche Fragen der Zusammenarbeit behandelt.

Allgemeine Situation

Auf dem Wirtschaftsgipfel im Juli 1992 in München wurde empfohlen, alte unsichere Anlagen, gemeint waren die RBMK-Reaktoren und die älteren Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440/W-230, sobald wie möglich abzuschalten und endgültig außer Betrieb zu nehmen. Die jüngeren Anlagen der Baulinien WWER-440/W-213 und WWER-1000 sollten als nachrüstfähige Anlagen auf ein akzeptables Sicherheitsniveau ertüchtigt werden.

Es gibt eine ganze Reihe von Gründen dafür, daß diese Empfehlungen in absehbarer Zeit nicht umgesetzt und verwirklicht werden können, von denen drei hier kurz genannt seien:

Fehlende finanzielle, technische und organisatorische Ressourcen

Auch in neueren Anlagen können Nachrüstmaßnahmen nicht sofort verwirklicht werden, insbesondere dann, wenn es sich um größere bautechnische Änderungen oder Systemverbesserungen handelt.

Große Abhängigkeiten einzelner Staaten oder Regionen von der Kernenergie

Es gibt kleine Länder, wie Litauen und Bulgarien, deren Stromversorgung auf einem hohen Anteil an Kernenergie basiert. Sie sind auf die Kernenergie angewiesen. Es ist deshalb nicht zu erwarten, daß diese Länder, z.B. Litauen die RBMK-Reaktoren in Ignalina und Bulgarien die Blöcke 1 - 4 des KKW Kozloduj mit

den W-230er Reaktoren, in nächster Zeit abschalten werden.

Nationale Eigenständigkeit

Den Wissenschaftlern und Ingenieuren, die die Reaktoren gebaut haben und betreiben, ist nur schwer verständlich zu machen, warum westliche Experten die Sicherheit ihrer Anlagen überprüfen wollen, um dann Empfehlungen abzugeben, welche Anlagen abzuschalten seien und welche Anlagen ertüchtigt werden können.

Heute ist klar, daß es nicht allein darauf ankommt, sicherheitstechnische Empfehlungen abzugeben. Die zu lösenden Aufgaben sind schwieriger. Sie können nur in einer partnerschaftlichen Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Ländern angegangen werden.

Dabei kommt der Zusammenarbeit mit Rußland, mit seinen wissenschaftlich-technischen Institutionen und seiner kerntechnischen Industrie eine entscheidende Bedeutung zu. Die Zusammenarbeit mit Rußland ist wichtig, einerseits um die akuten Sicherheitsprobleme in den Anlagen zu lösen, andererseits aber auch generell, um auf längere Sicht die Reaktorsicherheit in Osteuropa zu stärken. Nicht zuletzt geht es darum, die wissenschaftlich-technische Infrastruktur des Landes mit der hohen Qualifikation seiner Fachleute zu erhalten. Erfahrung und Kompetenz der russischen Wissenschaftler und Ingenieure sind für die Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa unerlässlich.

In Deutschland, ebenso auch in Frankreich, wurde bereits Ende der achtziger Jahre mit der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit begonnen. Dabei ging es zunächst um den Austausch von Forschungsergebnissen. Schon bald gab es aber auch eine Reihe gemeinsamer wissenschaftlich-technischer Arbeiten, hauptsächlich in der Reaktorsicherheitsforschung.

Anfang der neunziger Jahre ist die Zusammenarbeit erheblich ausgeweitet worden. Die Ministerien BMU und BMBF haben hierzu in den vergangenen Jahren erhebliche finanzielle Mittel bereitgestellt. Auch im internationalen Rahmen kam es, maßgeblich aufgrund deutscher und französischer Initiative zu einer breit angelegten Förderung. Zu nennen sind die Unterstützungsprogramme PHARE und TACIS der EU und das Extradudgetary Programme der IAEA.

In der Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Ländern ist die GRS im Auftrag von BMU und BMBF und im Rahmen von PHARE- und TACIS-Projekten der EU maßgeblich beteiligt. Dabei besteht eine enge Zusammenarbeit mit dem französischen Partner der GRS, dem IPSN in Paris. So sind wichtige PHARE- und TACIS-Projekte, wie die Arbeiten in Kozloduj, in Rovno und an die Sicherheitsbewertung zum KKW Mochovce, gemeinsam von GRS und IPSN durchgeführt worden [1] - [3].

Beide Institute, GRS und IPSN, werden ihre Zusammenarbeit weiter verstärken und ausbauen, um Grundverständnisse zur Reaktorsicherheit und zur Weiterentwicklung des Sicherheitskonzeptes auch international mit Nachdruck vertreten und praktisch vermitteln zu können.

Die Aufgaben, die gelöst werden müssen, sind vielfältig, Schwerpunkte sind:

- die Verbesserung der Infrastruktur,
- die Ausbildung des Fachpersonals,
- die Durchführung gemeinsamer wissenschaftlich-technischer Projekte,
- die fachliche Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und
- die Unterstützung bei technischen Investitionen und Ausrüstungen.

Infrastruktur und Ausbildung

Anfang 1993 hat die GRS gemeinsam mit dem IPSN ein Büro in Moskau eröffnet. Damit wurde ein entscheidender Schritt für eine intensive, auf Dauer angelegte Zusammenarbeit mit Rußland getan. Inzwischen wurde auch in der Ukraine in Kiew ein gemeinsames GRS/IPSN-Büro eröffnet.

Eine der ersten, ganz praktischen Aufgaben bestand darin, die Kommunikationstechnik zu verbessern und eine leistungsfähige DV-Ausstattung bereitzustellen. Hier wurde inzwischen durch den Aufbau eines Kommunikationsnetzes zur Sprach-, Fax- und Datenübertragung einiges erreicht. Neben der verbesserten Sprachübertragung wurde eine leistungsfähige Struktur zum wissenschaftlich-technischen Datentransfer und zur Datenverarbeitung geschaffen. Als Drehscheibe des Kommunikationsnetzes und der DV-Unterstützung boten sich das Kurchatov-Institut und das GRS/IPSN-Büro in Moskau an, da hier mit technischem Know-how und Infrastruktur die besten Voraussetzungen gegeben waren.

Ein weiterer Punkt der Arbeiten betrifft die Ausbildung. Im Auftrag des BMU werden von der GRS, deutschen Behörden und den TÜV gemeinsam mit den östlichen Partnern Seminare, Workshops und Hospitationen zur Schulung von Mitarbeitern der Sicherheitsbehörden, der wissenschaftlich-technischen Institutionen und zur Ausbildung des Personals der Betreiber durchgeführt. In diesen Seminaren werden grundlegende Sicherheitsanforderungen, atomrechtliche Grundlagen und Fragen des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens behandelt, aber auch betriebliche, organisatorische und technische Themen.

Seit 1992 wurden mehr als 40 Veranstaltungen dieser Art mit etwa 1000 Fachleuten in Rußland, in der Ukraine und in Deutschland durchgeführt. Des weiteren sind am Simulator in Greifswald bereits mehr als 200 Reaktoroperateure aus den WWER-440er-Anlagen geschult worden. Die große Resonanz bei den Teilnehmern

spricht für den Nutzen und Erfolg dieser Veranstaltungen.

Sicherheitserhöhung der Reaktoren vom Typ WWER-440/W-230

Die Sicherheitsstudie der GRS zum KKW Greifswald, Blöcke 1 - 4, war eine der ersten umfassenden Darstellungen zur Sicherheitsbewertung der Reaktoren vom Typ WWER-440/W-230 [4].

Weitere Untersuchungen sind gefolgt. Zu nennen sind z.B. die Arbeiten in Kozloduj. Hier unterstützt ein Konsortium westlicher Expertenorganisationen unter Führung von GRS und IPSN die bulgarische Aufsichtsbehörde bei der Bewertung der Ertüchtigungsmaßnahmen für die Blöcke 1 - 4 mit den W-230er-Reaktoren [1].

Zunächst mußten die beiden ältesten Blöcke des Kraftwerks, die Blöcke 1 und 2, wenigstens so weit ertüchtigt werden, daß sie noch für einige wenige Jahre weiter betrieben werden können. Dabei ging es hauptsächlich um Maßnahmen, mit denen die Betriebssicherheit erhöht, häufigere Betriebstransienten beherrscht und auslegungsüberschreitende Störfälle verhindert werden können.

Inzwischen werden in allen noch in Betrieb befindlichen W-230er-Anlagen die gravierendsten sicherheitstechnischen Mängel behoben [5].

Systemtechnische Ertüchtigungen können die Sicherheit der Anlagen jedoch nur verbessern, wenn die Integrität der druckführenden Umschließung, insbesondere die Integrität des Reaktorkühlkreises und seiner Komponenten gewährleistet ist.

Bild 8.1 zeigt den Reaktordruckbehälter eines WWER-440/W-230-Reaktors. Der Spalt zwischen dem Außenrand des Kerns und der RDB-Wand ist wesentlich enger als in vergleichbaren westlichen Behältern. Die Wand des Druckbehälters wird daher im Bereich des Reaktorkerns einer hohen Neutronenbestrahlung ausgesetzt.

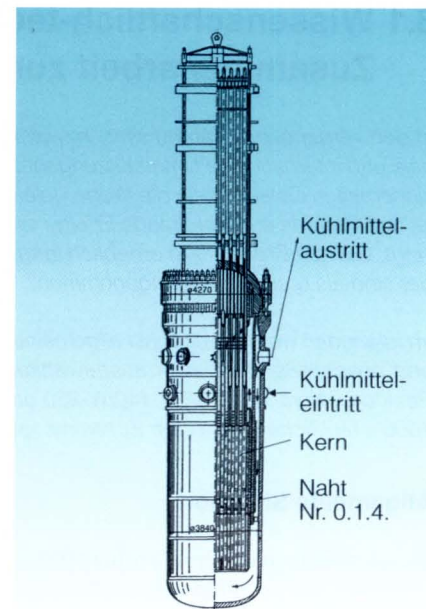


Bild 8.1: Reaktordruckbehälter (RDB) WWER-440/W-230

Die daraus verursachte Materialversprödung betrifft besonders die im unteren Bereich des Reaktorkerns liegende Schweißnaht Nr. 0.1.4., in speziellen Belastungsfällen aber auch die Schweißnaht (Nr. 0.1.5.) oberhalb des Reaktorkerns. Hohe Gehalte an Verunreinigungen im Schweißgut, insbesondere hohe Gehalte an Phosphor und Kupfer beschleunigen hier die Werkstoffversprödung.

Die erhöhte Empfindlichkeit der Schweißnähte gegen Neutronenbestrahlung führte dazu, daß für mehrere W-230er-Anlagen bereits nach einem Drittel der geplanten Betriebszeit die Sprödbruchsicherheit des RDB nach den Regeln für die Herstellung nicht mehr nachgewiesen werden konnte.

Die Integrität der Reaktordruckbehälter der WWER-440/W-230-Reaktoren kann längerfristig also nur sichergestellt werden (Bild 8.2), wenn

- einerseits die Zähigkeit der kernnahen Schweißnaht durch Glühen regeneriert wird und für den anschließenden Betrieb die Neutronenflußdichte auf die Wand, z.B. durch den Einsatz von Ab-

schirmkassetten auf Randpositionen des Kerns, reduziert wird und

- andererseits die Belastungen auf die RDB-Wand bei Abkühlungstransienten, z.B. durch Vorwärmen des Notkühlwassers oder Notkühleinspeisung in die heißen Stränge des Reaktorkühlkreises, niedrig gehalten werden.

Im Sinne präventiver Maßnahmen ist es am besten, wenn größere Lecks ausgeschlossen werden können, d.h. für große Rohrleitungen Bruchausschluß nachgewiesen werden kann, so daß Kalteinspeisungen vermieden werden.

Bislang gibt es jedoch keine Anlage, in der die Gesamtheit aller Maßnahmen realisiert worden ist. Tabelle 8.1 enthält eine Übersicht über den Stand der Maßnahmen an den einzelnen Standorten.

Während in allen Anlagen das Notkühlwasser auf 55 °C vorgewärmt wird, sind nur die Blöcke in Kola und Novovoronesh auf heißseitige Einspeisung umgerüstet worden. Ebenso sind auch nicht alle Anlagen mit schnell schließenden Armaturen in den Frischdampfleitungen ausgerüstet.

In fast allen Anlagen wird der Neutronenfluß auf die Druckbehälterwand durch den Einsatz von Abschirmkassetten, bzw. durch eine Low-Leakage-Beladung des Kerns reduziert.

Bruchsicherheit des RDB ist gegeben, solange der aktuelle Wert der Sprödbbruch-Übergangstemperatur für die kernnahe Schweißnaht geringer ist als der maximal zulässige Wert T_{KA} . Die hier einzuhaltenen Sicherheitsreserven sind jeweils anlagenspezifisch zu ermitteln.

Abhängig von der sicherheitstechnischen Auslegung jeder einzelnen Anlage ergibt sich die maximal zulässige Sprödbbruch-Übergangstemperatur aus den bei Störfällen möglichen Abkühltransienten und den damit verbundenen Belastungen auf die RDB-Wand. Dabei hat auch die Nachzerfallswärme des Kerns einen empfindlichen Einfluß. Bei geringer Nachzerfallswärme, z.B. beim Anfahren des Reaktors, liegen

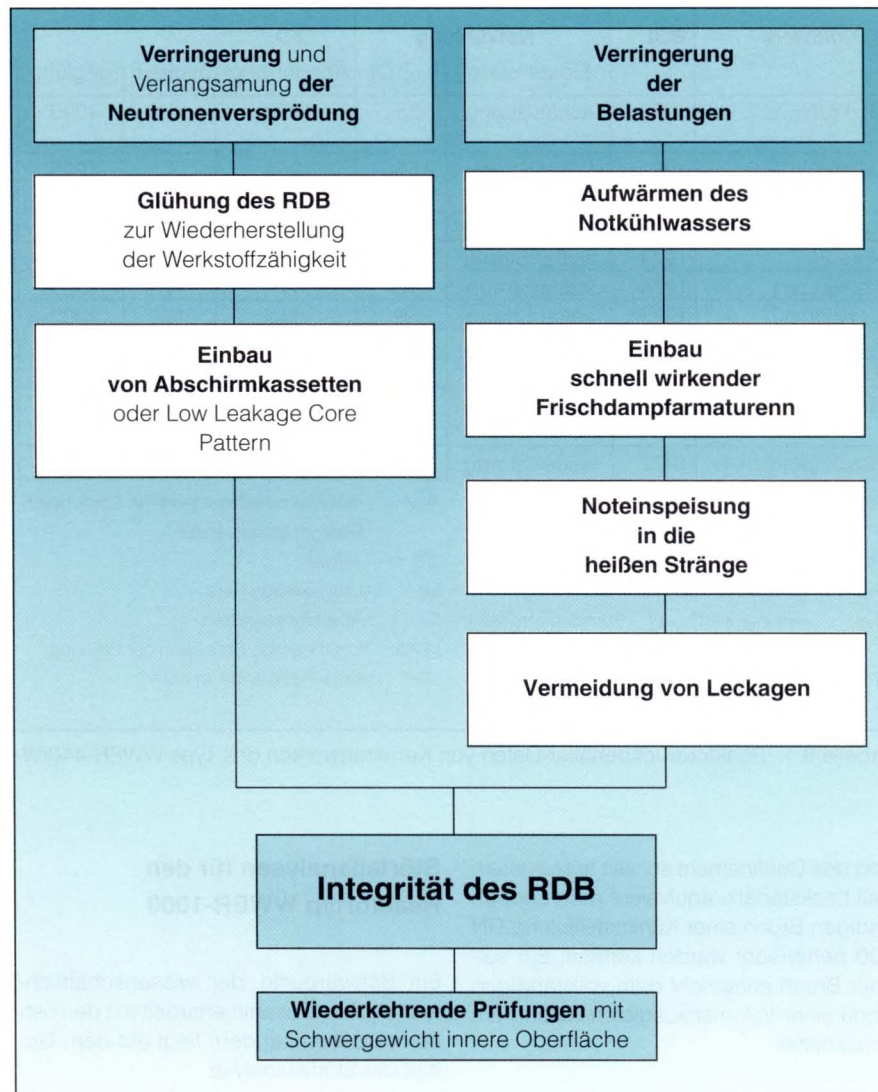


Bild 8.2: Maßnahmen zur Sicherstellung der Integrität des RDB

die maximal zulässigen Werte der Sprödbbruch-Übergangstemperatur - wegen des praktisch fehlenden Naturumlaufs - um etwa 15 °C niedriger als bei vollem Leistungsbetrieb.

Für die Berechnung der maximal zulässigen Sprödbbruch-Übergangstemperatur werden sowohl analytische als auch numerische Verfahren angewandt. Zur Qualitätssicherung dieser Berechnungsverfahren wurden von der GRS gemeinsam mit IVO in Finnland und dem Kurchatov-Institut Modellrechnungen durchgeführt. Diese Rechnungen haben ergeben, daß die

früher in der Sowjetunion für die Nachrechnungen verwendeten Verfahren im Vergleich zu den 3D-FE-Rechnungen konservativ sind.

Die Sprödbbruchproblematik hat eine außerordentlich hohe sicherheitstechnische Bedeutung. Zur Sprödbbruchanalyse sind daher in weiteren Untersuchungen gemeinsame Arbeiten mit unseren östlichen Partnerinstitutionen erforderlich.

Zur systemtechnischen Ertüchtigung der W-230er-Anlagen ist verschiedentlich vorgeschlagen worden, die Notkühlsysteme

Kraftwerk	BOL	Notkühlung		FD	RDB					
		Einspeisung	T _{IW} [°C]		plattiert	geglüht	Fluxred.	T _{KO} [°C]	T _{KEOL} [°C]	T _{KA} [°C]
BOHUNICE 1	1978	kalter Strang	55	1992	J	1993	LL 1983 D 1992	0 (MC)	198	152
BOHUNICE 2	1980	kalter Strang	55	1993	J	1993	LL 1984 D 1984	49 (MC)	200	152
Kola 1	1973	heißer Strang	55	1993	N	1989	D 1985	30 (C)	148	177
Kola 2	1974	heißer Strang	55	1993	N	1989	D 1985	60 (C)	186	177
Kozloduy 1	1974	kalter Strang	55	N	N	1989	D 1987	52 (MC)	>200	179 LDH
Kozloduy 2	1975	kalter Strang	55	N	N	1992	D 1988	50 (MT)	175	163 LDH
Kozloduy 3	1980	kalter Strang	55	N	J	1989	D 1987	50 (MC)	202	>179 LDH
Kozloduy 4	1982	kalter Strang	55	N	J	N	N/LL 1986	5 (C)	108	>179 LDH
Novovoronezh 3	1971	heißer Strang	55	N	N	1987 1991	N/LLAA	55 (MT)	194	175
Novovoronezh 4	1972	heißer Strang	55	N	N	1991	N/LLAA	15 (MT)	158	175
BOL	Inbetriebnahme		T _{KA}	maximal zulässiger Wert der Sprödbbruch-Übergangstemperatur			(MC)	berechnet aus der chemischen Zusammensetzung		
FD	Frischdampfleitung									
RDB	Reaktordruckbehälter		J/N	Ja/Nein			(C)	berechnet nach der Yermakow-Formel		
T _{IW}	Temperatur des Notkühlwassers		LL	Low Leakage Core			(MT)	an Probestücken aus der RDB-Wand gemessene Werte		
T _{KO}	Anfangswert der Sprödbbruch-Übergangstemperatur		D	Abschirmkassetten						
T _{KEOL}	erwarteter Endwert der Sprödbbruch-Übergangstemperatur		LLAA	Low Leakage Core nach der Glühung						
			LDH	keine Restwärme im Kern						

Tabelle 8.1: Reaktordruckbehälter-Daten von Kernkraftwerken des Typs WWER-440/W-230

und das Confinement so weit aufzurüsten, daß Leckstörfälle äquivalent dem doppelendigen Bruch einer Kühlmittelleitung DN 200 beherrscht werden können. Ein solcher Bruch entspricht dem vollständigen Abriß einer Volumenausgleichsleitung am Druckhalter.

Zwei Punkte sind dabei besonders zu beachten:

- Maßnahmen zur anlagentechnischen Ertüchtigung, z.B. zur Aufrüstung der Notkühlsysteme, sind sorgfältig auf mögliche Rückwirkungen, zusätzliche Belastungen auf die Anlage und ihre Komponenten zu prüfen.
- Unter Umständen sind detaillierte wissenschaftlich-technische Analysen erforderlich, mit denen zu den beabsichtigten systemtechnischen Ertüchtigungen die jeweiligen Belastungen, bzw. Sicherheitsreserven genau quantifiziert werden.

Störfallanalysen für den Reaktortyp WWER-1000

Ein Schwerpunkt der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Ländern liegt auf dem Gebiet der Störfallanalyse.

Tabelle 8.2 gibt eine Übersicht über GRS-Rechenprogramme zur Störfallanalyse im Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitseinschluß. Alle hier aufgeführten Programme werden in der einen oder anderen Weise in gemeinsamen Arbeiten mit östlichen Partnern genutzt.

Zunächst ging es um die Anpassung und Qualifizierung der Codes für Untersuchungen an Reaktoren sowjetischer Bauart. Sowohl für RBMK- als auch für WWER-Anlagen mußten Rechenmodule und Basisdatensätze entwickelt werden, mit denen Auslegung und Charakteristika dieser Reaktoren erfaßt werden. Zudem war es not-

wendig, die angepaßten bzw. erweiterten Codes soweit möglich anhand von experimentellen Ergebnissen aus Versuchsanlagen sowie aus dem Anlagenbetrieb anhand aufgetretener Betriebstransienten zu verifizieren.

Das Programm ATHLET und andere Codes, z.B. die Containmentprogramme DRASYS und RALOC wurden an das Kurchatov-Institut und an weitere russische und ukrainische Institutionen übergeben. Dabei war es auch möglich, mit Unterstützung durch BMBF und BMU den russischen und ukrainischen Partnern die erforderliche Hardware bereitzustellen. Mit dem gleichzeitigen Transfer von Analysewerkzeugen und Hardware wurde langfristig eine breite Grundlage für gemeinsame Arbeiten gelegt.

Diese methodischen Arbeiten haben die Voraussetzungen geschaffen, um gemeinsame Störfallanalysen für RBMK- und WWER-Reaktoren durchzuführen. Im fol-

Programm	Anwendungsbereich	Reaktortyp
ATHLET	Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems für - Transienten - Auslegungsstörfälle - auslegungsüberschreitende Störfälle ohne schwere Kernschäden	DWR, SWR, WWER*, RBMK*
ATHLET-CD	Thermohydraulik, Kernaufheizung und Kernzerstörung, Spaltproduktfreisetzung, Spaltprodukttransport für - auslegungsüberschreitende Störfälle mit schweren Kernschäden - Kernschmelzunfälle	DWR, SWR, WWER*, RBMK*
QUABOX/ CUBBOX- HYCA	Neutronenkinetik und Leistungsverteilung im Kern für - statische nukleare Auslegung - Reaktivitätsstörungen - Transientenstörfälle	DWR, SWR, RBMK*
DRASYS	Thermohydraulik im Sicherheitseinschluß mit Naßkondensation - Auslegungsstörfälle	SWR, [DWR], WWER* (W-213), RBMK*
RALOC	Thermohydraulik im Sicherheitseinschluß mit Wasserstoffverteilung, -verbrennung, -rekombination - Auslegungsstörfälle - auslegungsüberschreitende Störfälle mit schweren Kernschäden (Brand, chemische Reaktionen)	SWR, [DWR], WWER* (W-213), RBMK*
* Reaktoren russischer Bauart		

Tabelle 8.2: GRS-Programme für Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitseinschluß

genden sollen beispielhaft einige Ergebnisse gemeinsamer Arbeiten zur Störfallanalyse für den WWER-1000 mit dem Rechenprogramm ATHLET aufgezeigt werden [6].

Die Rechnungen wurden gemeinsam von der GRS, dem Wissenschaftlich-Technischen Zentrum der russischen Aufsichtsbehörde und dem VNIIAES-Institut in Moskau mit Unterstützung durch das KKW Balakowo durchgeführt.

Die Rechnungen mit ATHLET sollen genutzt werden zur

- Bewertung der Störfallanalysen im Sicherheitsbericht,
- Überarbeitung von Störfallvorschriften und
- Ermittlung von Mindestanforderungen zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme.

Als erstes war der anfänglich verfügbare Datensatz an die Referenzanlage KKW Balakowo, Block 3, anzupassen. Dabei mußten eine ganze Reihe von Modellen für die Hauptregelkreise der Anlage und die Charakteristika der Betriebs- und Sicherheitssysteme neu erstellt bzw. vervollständigt werden (Bild 8.3).

Im nächsten Schritt wurden Rechnungen durchgeführt, mit denen die Modelle am Beispiel von Betriebstransienten, die in WWER-Anlagen aufgetreten waren, überprüft werden konnten.

Die beiden Diagramme in Bild 8.4 zeigen hierzu für die Transiente „Abschaltung einer von vier Hauptkühlmittelpumpen“ einige Anlagenparameter im Vergleich von Messung und Rechnung. Bei Abschaltung einer von vier Pumpen wird die Reaktorleistung durch den Leistungsbegrenzungs-

● Systeme zur Druckbeeinflussung im Primärkreislauf: - Druckhalter-Sicherheitsventile - Druckhalter-Einsprühung - Druckhalter-Heizer ● Systeme zur Druckbeeinflussung im Sekundärkreislauf: - Dampferzeuger-Sicherheitsventile - Dampfumleitstation (BRU-K) - Abblaserregelventil (BRU-A) ● Turbinenregler ● Speisewasserregler ● Schnellschließende Frischdampf-Abschlußarmatur ● Reaktorschutzsystem - Reaktorschnellabschaltung (HS 1) - schnelle Leistungsabsenkung ● Reaktorleistungs-Begrenzungsregler (ROM) ● Reaktorleistungsregler (ARM) ● Not- und Nachkühlsystem: - Hochdruck-Einspeisepumpen - Niederdruck-Nachkühlpumpen

Bild 8.3: Neue Modelle für den ATHLET-Eingabedatensatz für das Kernkraftwerk Balakowo, Block 3

regler auf 63 % der Nennleistung reduziert und im weiteren auf diesem Niveau durch den Leistungsregler stabilisiert. Während der Absenkung der elektrischen Generatorleistung auf 50 % der Nennleistung stabilisieren Turbinen- und Speisewasserregler den Druck in den Frischdampfleitungen und die Höhenstände in den Dampferzeugern. Die unteren beiden Kurven im oberen Diagramm von Bild 8.4 zeigen hierzu im Vergleich von Rechnung und Messung den Dampfdurchsatz zur Turbine.

Das untere Diagramm von Bild 8.4 zeigt die Reaktoreintritts- und die Reaktoraustrittstemperatur im defekten Kreislauf. Während der Transiente bildet sich im Kreislauf mit der abgeschalteten Hauptkühlmittelpumpe eine Rückströmung aus,

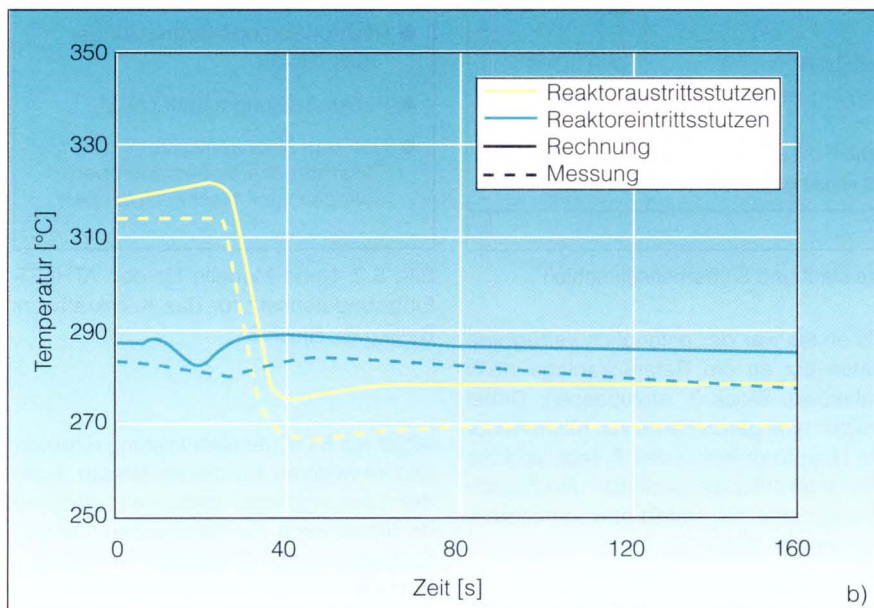
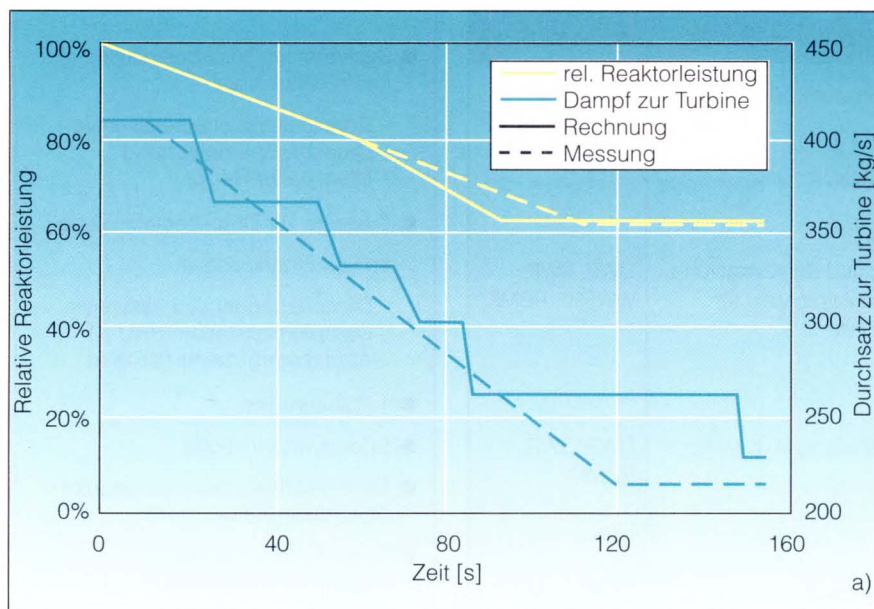


Bild 8.4: Abschaltung einer von vier Hauptkühlmittelpumpen a) Reaktorleistung und Dampfdurchsatz zur Turbine, b) Temperaturen im defekten Kreislauf

die zu einer Abkühlung im heißen Strang führt.

Nachrechnungen, auch zu anderen Transienten, führten zu einer befriedigenden Übereinstimmung zwischen gemessenen und berechneten Daten.

Von den russischen Fachleuten sind eine Reihe von Rechnungen für kleine Lecks im

Primärkreislauf durchgeführt worden. Die Ergebnisse dieser Rechnungen können mit entsprechenden Ergebnissen aus russischen Analysen zum Sicherheitsbericht verglichen werden. Sie lassen sich dazu nutzen, um die in den Anlagen vorhandenen Störfallprozeduren für Leckstörfälle zu überarbeiten.

Bild 8.5 zeigt Ergebnisse zu diesen Rechnungen anhand von Druckverläufen im Primär- und Sekundärkreis für verschiedenen Leckgrößen.

Entsprechend den Forderungen des russischen Regelwerks wurden dabei für die Rechnungen zusätzlich der Notstromfall und der Ausfall eines der drei Stränge des Not- und Nachkühlsystems (Druckspeicher, Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisung) unterstellt.

Zu allen drei Lecks erfolgt langfristig eine Abkühlung der Sekundärseite über den kälteren Primärkreislauf aufgrund der Zuspiesung von kaltem Notkühlwasser.

Beim Leck DN 80 ist der Druck im Primärkreis erheblich niedriger als auf der Sekundärseite, beim Leck DN 25 ist es umgekehrt, beim Leck DN 50 sind beide Drücke etwa gleich.

Die Rechnungen zeigen, wie schwierig es ist, je nach Verlauf der einzelnen Anlagenparameter - hier der unterschiedlichen Druckverläufe im Primär- und Sekundärkreis - eindeutige Handlungsanweisungen für die Betriebsmannschaft auszuarbeiten.

Die zu den verschiedenen Leckgrößen unterschiedlichen Druckverläufe sind bislang in den Störfallanweisungen nur unzureichend berücksichtigt. Mit dem gleichzeitig zum Leck angenommenen Notstromfall sind für die Rechnungen eine Reihe ungünstiger Annahmen getroffen worden, z.B. sofortige Reaktorschnellabschaltung, Turbinenschnellschluß, Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen und der Speisewasserpumpen. Diese zusätzlich zum Leck unterstellten Bedingungen haben einen großen Einfluß auf den Störfallverlauf. Rechnungen ohne Annahme des gleichzeitigen Notstromfalls führen denn auch zu einem wesentlich günstigeren Ablauf:

- Reaktorschnellabschaltung und Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen erfolgen erst wesentlich später,
- die Speisewasserpumpen bleiben weiter in Betrieb,

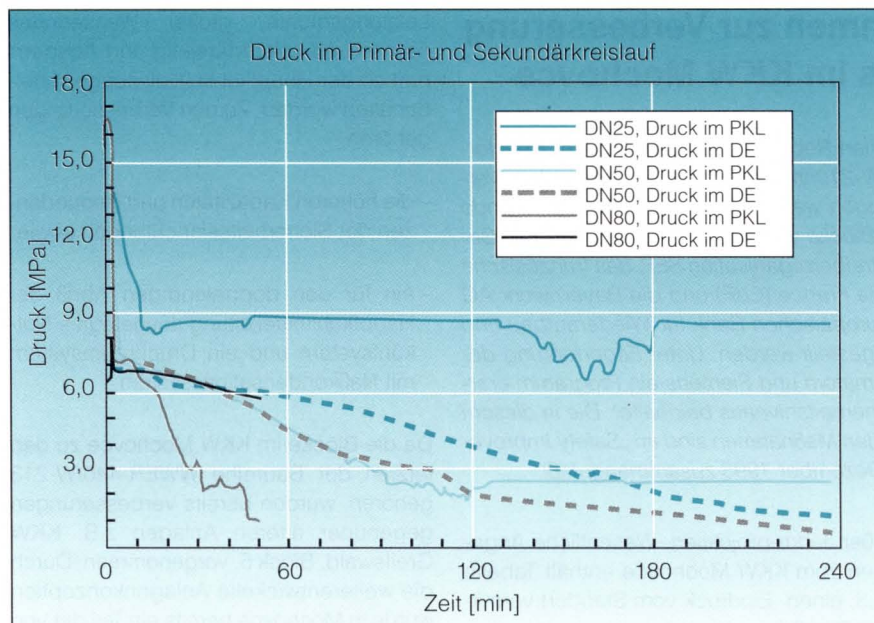


Bild 8.5: Druckverlauf bei Lecks DN80, DN50 und DN25 mit Notstromfall

– der spätere Turbinenschnellschluß vermeidet ein Ansprechen der sekundärseitigen Entlastungsventile,

– primärseitig wird der Übergang zu einer stabilen Nachkühlung, d.h. der Übergang auf die Niederdruck-Einspeisung, deutlich früher erreicht.

Die nach dem russischen Regelwerk zusätzlich zum Leck unterstellte Annahme des Notstromfalls ist konservativ. Für die Überarbeitung der Störfallvorschriften sollte aber auch der günstigere und für ein kleines Leck eher zutreffende Störfallverlauf ohne Annahme des Notstromfalls berücksichtigt werden.

Ausblick

Der Aufbau einer leistungsfähigen Kommunikationsstruktur, die Ausbildung und der Transfer von methodischem Know-how sind eine unerläßliche Voraussetzung für die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Osteuropa.

Um die Sicherheit der Kernkraftwerke in Osteuropa zu verbessern, reicht es nicht

aus, allein sicherheitstechnische Empfehlungen abzugeben oder Nachrüstmaßnahmen vorzuschlagen.

Die diskutierten Beispiele - Sicherheitsverbesserungen für die WWER-440/W-230-Reaktoren und Störfallanalysen für die WWER-1000-Reaktoren - weisen auf Zusammenhänge zwischen Arbeiten zu fachlichen Grundlagen und konkreten, technischen und betrieblichen Maßnahmen in den Anlagen: Anlagentechnische Maßnahmen sind sorgfältig auf mögliche Rückwirkungen, bzw. zusätzliche Belastungen für die Anlage und ihre Komponenten zu überprüfen. Zur Überarbeitung und Vervollständigung der Betriebs- und Störfallvorschriften sind mitunter aufwendige Störfallanalysen erforderlich.

Die hier notwendigen Basisarbeiten können nur gemeinsam mit wissenschaftlich-technischen Partnerinstitutionen in den osteuropäischen Ländern durchgeführt werden.

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit ist kein Selbstzweck. Zum einen schafft sie die Voraussetzungen und

Grundlagen für die Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen. Zum anderen ist sie - aufbauend auf dem Sachverstand und den Erfahrungen beider Seiten - langfristig darauf angelegt, ein gemeinsames Sicherheitsverständnis zu fördern und die östlichen Partner voll in die internationalen Arbeiten zur Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit einzubeziehen.

F. W. Heuser, H. Teske (GRS),
J. L. Milhem (IPSN)

[1] F.W. Heuser, P. Kelm, J.M. Mattei, J.L. Milhem: „Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Kozloduj“
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6./7. Oktober 1993

[2] G. Farber, R. Janke, J.L. Milhem, N.A. Friedman:
„Situation und Maßnahmen für Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Rovno/Ukraine“
18. GRS-Fachgespräch, München, 23./24. November 1994
Fachseminar Reaktorsicherheit in Osteuropa
Bericht GRS-117, Februar 1995

[3] „Evaluation of Safety Improvements, Mochovce NPP“, Executive Summary
RISKAUDIT-Report No. 17, February 1995

[4] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
„Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1-4“
Bericht GRS-77, Juni 1995

[5] P. Kelm, A.M. Kiritschenko, W. Wenk:
„Sicherheitsverbesserungen für Kernkraftwerke mit WWER-440/W-230“
18. GRS-Fachgespräch, München, 23./24. November 1994
Fachseminar Reaktorsicherheit in Osteuropa
Bericht GRS-117, Februar 1995

[6] R.L. Fuks, W. Richter, H. Wolff, O.M. Kowalewitsch:
„Störfallanalysen von WWER-Anlagen mit ATHLET und DRASYS“
18. GRS-Fachgespräch, München, 23./24. November 1994
Fachseminar Reaktorsicherheit in Osteuropa
Bericht GRS-117, Februar 1995

8.2 Bewertung der Maßnahmen zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus im KKW Mochovce

Im Kernkraftwerk Mochovce in der Slowakischen Republik befinden sich vier Reaktor-anlagen der russischen Baulinie WWER-440/W-213 im Bau. Nach den politischen Ver-änderungen in der Slowakei konnten die Anlagen wegen Geldmangels nicht zu Ende gebaut werden. Nun sollen die ersten beiden Blöcke von einem 1991 gegründeten Be-treiberkonsortium, zu dem die slowakische Betreiberorganisation SEP, das französische Energieversorgungsunternehmen Electricité de France (EdF) und die Bayernwerk AG gehören, mit finanzieller Unterstützung der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und EIB (Euratom) fertiggestellt werden. Unter Federführung der EdF wurde hierzu unter Einbeziehung von Framatom und Siemens ein Programm erar-beitet, das zudem eine Verbesserung des Sicherheitsniveaus beinhaltet. Die in diesem Programm enthaltenen sicherheitsverbessernden Maßnahmen sind im „Safety Improve-ment Report“ des Betreiberkonsortiums vom Dezember 1993 zusammengefaßt.

Anfang 1994 erhielt die GRS und ihr fran-zösischer Partner IPSN vom Kreditgeber EBRD/EU über RISKAUDIT den Auftrag, die von der Industrie vorgesehenen si-cherheitstechnischen Nachrüstungen zu bewerten. Dabei sollte insbesondere die Vollständigkeit der vorgeschlagenen Maß-nahmen untersucht und das durch die Nachrüstungen erreichte sicherheitstech-nische Niveau eingeschätzt werden. Eine weitere Aufgabe war die Unterstützung der slowakischen Aufsichtsbehörde NRA bei der Bewertung des Vorhabens.

Die Bearbeitung des Projektes wurde zwi-schen GRS und IPSN gleichermaßen auf-geteilt. Die von jeder Seite zu untersu-chenden Fachgebiete wurden nach Vorla-ge der Zwischenergebnisse in gemeinsa-men Arbeitsgruppen diskutiert. Im De-zember 1994 erarbeiteten GRS/IPSN den Abschlußbericht „Evaluation of Safety Im-provements“. Die Ergebnisse wurden in mehreren Veranstaltungen, u.a. in Public Hearings zusammen mit der EBRD vorge-stellt. Wie die Fertigstellung des KKW Mochovce finanziert und durchgeführt werden soll, ist gegenwärtig noch nicht entschieden.

Kurzcharakteristik des KKW Mochovce

Das KKW Mochovce wurde nach dem gül-tigen russischen Regelwerk der 70er bzw.

80er Jahre projektiert. Wesentliche Anga-ben zum KKW Mochovce enthält Tabelle 8.3; einen Eindruck vom Standort vermit-telt Bild 8.6.

Die Anlagen der Baulinie WWER-440/W-213 haben erhebliche sicherheitstech-nische Verbesserungen gegenüber den äl-teren WWER-Baulinien, wobei die prinzi-piellen Vorzüge der WWER-440 (geringe

Leistungsdichte, großer Wasserinhalt primär- und sekundärseitig und Absperr-barkeit der Hauptkühlmittleitungen) bei-behalten wurden. Zu den Verbesserungen gehören

- die höheren Kapazitäten und Redundan-zen der Sicherheitseinrichtungen sowie
- ein für den doppelendigen Abriß der Hauptkühlmittleitung ausgelegtes Not-kühlsystem und ein Druckraumsystem mit Naßkondensationssystem.

Da die Blöcke im KKW Mochovce zu den letzten der Baureihe WWER-440/W-213 gehören, wurden bereits Verbesserungen gegenüber älteren Anlagen z.B. KKW Greifswald, Block 5, vorgenommen. Durch die weiterentwickelte Anlagenkonzeption wurde in Mochovce bereits ein Teil der von der GRS geforderten Nachrüstmaßnah-men für KKW Greifswald, Block 5, erfüllt.

Wesentliche Unterschiede gegenüber KKW Greifswald, Block 5, die teilweise aus den spezifischen Standortbedingungen resultieren, sind:

Standort:	Südwestliche Slowakei, ca. 17 km bis Levice (27 000 Einwohner)
Baubeginn:	1985
Baustopp:	1991
Generalprojektant:	Energoprojekt Praha
Hersteller:	SKODA (verfahrenstechnische Ausrüstung)
Reaktortyp:	Druckwasserreaktor WWER-440/W-213
Blockanzahl:	4 (baugleich)
Angaben zum Bauzustand:	Block 1 zu 90% fertiggestellt Block 2 zu 75% fertiggestellt Block 3 zu 40% fertiggestellt Block 4 zu 30% fertiggestellt
Containment:	Druckraumsystem mit Naßkondensations-system (Druckabbausystem)
Thermische Reaktorleistung:	1375 MW
Nettoleistung:	391,7 MW
Kondensatorkühlung:	2 Naßkühltürme je Block
Auslegungsbeben am	
Aufstellungsort:	5 MSK-64 Skala

Tabelle 8.3: Wesentliche Angaben zum KKW Mochovce



Bild 8.6: Ansicht des KKW Mochovce (Foto: J. Kubiček)



Bild 8.7: Neue Ausrüstung der Blockwarte (Foto: J. Kubiček)

- Die betriebliche Leittechnik und große Teile der Blockwarte wurden von Siemens/KWU neu installiert (Bild 8.7)
- Das Haupt- und Nebenkühlwasser wird in Kühltürmen gekühlt.
- Es gibt zusätzliche Anschlüsse von sicherheitsrelevanten Verbrauchern an die Notstromversorgung, und größere Notstrom-Diesलगeneratoren wurden installiert.
- Sicherheitsrelevante verfahrenstechnische Einrichtungen (z.B. Notspeisewassersystem, Nebenkühlwassersystem) wurden verändert.
- Die erdbebensichere Auslegung wurde verbessert.

Vorschläge des Betreiberkonsortiums

Vom Betreiberkonsortium wird für das KKW Mochovce ein Sicherheitsniveau angestrebt, das bei den etwa zehn Jahre alten französischen 900-MW-Druckwasserreaktoren realisiert wurde. Dabei werden insbesondere die französischen Betriebserfahrungen und die Nachrüstmaßnahmen berücksichtigt. Zusätzlich wird das slowakische Regelwerk sowie internationale Betriebserfahrungen, Regeln und Empfehlungen (IAEA Safety Guides, GRS-Forderungen zum KKW Greifswald, Block 5) beachtet. Tabelle 8.4 enthält die sicherheitstechnischen Probleme bzw. Systeme des KKW Mochovce, für die sicherheitsverbessernde Maßnahmen vorgesehen sind.

Ein Beispiel für beseitigbare Defizite ist die gemeinsame Kabelführung von Kabeln redundanter Sicherheitseinrichtungen an mehreren Stellen im Reaktorgebäude. Bei einem Brand würden bei dieser Anordnung mehrere Sicherheitseinrichtungen ausfallen. Dieser Mangel kann durch andere technische Lösungen (z.B. Veränderung der Kabelführung) beseitigt werden. Bei einigen technischen Besonderheiten wird gegenwärtig noch untersucht, ob bzw. welche Maßnahmen erforderlich sind. Dazu gehört u.a. die Frage, ob ein ausreichender Schutz gegen Auswirkungen von Leitungsbrüchen im Sekundärkreis vorhanden ist.

Die im Jahre 1994 erstellte Dokumentation der Nachrüstmaßnahmen beschreibt prinzipielle Lösungsansätze und geplante weiterführende Untersuchungen, die zur endgültigen Entscheidungsfindung benötigt werden.

Vorschläge von GRS/IPSN

GRS/IPSN bewertete die Vorschläge des Betreiberkonsortiums und untersuchte die Vollständigkeit der sicherheitsverbessernden Maßnahmen auf der Grundlage des „Safety Improvement Report“ sowie anhand von Anlagenbegehungen und ergänzenden Diskussionen mit dem Betre-

Nr.	Gebiete für Sicherheitsverbesserungen
1	Brandschutz
2	Erdbebensicherheit
3	Frischdampfsystem
4	Notspeisewassersystem
5	Integrität der Sumpfleitungen
6	Zuverlässiger Betrieb des Containmentsumpfes
7	Extraboriesystem und Druckhalter-Hilfssprühsystem
8	Austausch der motorbetriebenen Ventile gegen Rückschlagklappen
9	Beherrschung von Lecks an den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpe
10	RDB-Versprödung
11	Lecks im ECC-Wärmetauscher
12	Druckhalter-Sicherheitsventile
13	Überdruck
14	Innere Überflutung
15	Extrem kaltes Wetter
16	Einwirkungen von der Industrie in der Umgebung
17	Flugzeugabsturz
18	Drop load effect
19	Turbinen
20	Reaktorschutzsystem
21	Zusätzlicher Reserve-Transformator
22	Battery capacity
23	Filtrierung der Luft für die Blockwarte
24	Trennung der Blockwarten
25	Störfall-Monitoring-System
26	Station blackout
27	Containment
28	Störfallanalyse
29	Störfall-Handbücher
30	Schutz gegen Borsäureverdünnung
31	ECCS heat exchangers fouling
32	Abfallbehandlung

Tabelle 8.4: Probleme bzw. Systeme für Maßnahmen des Betreiberkonsortiums

berpersonal und der slowakischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde NRA. Neben der Sicherheitsbewertung wurden auch Fragen der Qualitätssicherung, der Abfallbeseitigung, des Brennstoffmanagements und -transportes und der Stilllegung des Kernkraftwerks behandelt.

Für die sicherheitstechnische Bewertung gibt es kein international verbindliches Regelwerk. Aufgrund der spezifischen Besonderheiten ist das Regelwerk westlicher Länder und die westliche Praxis nicht durchgängig auf WWER-Anlagen anwendbar. Bei Abweichungen war deshalb im Einzelfall von GRS/IPSN zu prüfen, ob das

deutsche bzw. französische Regelwerk im KKW Mochovce sinngemäß eingehalten wird. Dabei wurden in Übereinstimmung mit den IAEA-Richtlinien auch angemessene kompensierende oder administrative Maßnahmen akzeptiert. Dazu wurden ingenieurtechnische Abschätzungen und in Einzelfällen Berechnungen durchgeführt. Eine Übersicht über die von GRS/IPSN bewerteten Fachgebiete und über wesentliche Empfehlungen enthält Tabelle 8.5. Von GRS/IPSN wurden über 200 zusätzliche Empfehlungen gegeben, von denen ein großer Teil vertiefende Nachweise betrifft. Im folgenden wird auf einige ausgewählte Beispiele eingegangen.

Störfallanalyse

Die für den Sicherheitsnachweis zu analysierenden Auslegungsstörfälle sind durch zusätzliche Fälle zu ergänzen. Dazu gehören z.B. Dampferzeuger-Heizrohrbrüche mit und ohne Notstromfall sowie ihr gleichzeitiges Auftreten mit Brüchen im Frischdampfsystem. Es ist nachzuweisen, daß die Häufigkeit für Dampferzeuger-Kollektorschäden so gering ist, daß sie als auslegungsüberschreitende Störfälle behandelt werden können.

Weiterhin sind auslösende Ereignisse zu berücksichtigen, die bei abgeschalteter Reaktoranlage auftreten können. Auch sind zusätzliche Analysen erforderlich, um den Nutzen von veränderten Ansprechkriterien der Reaktorschnellabschaltung (RE-SA) zu demonstrieren.

Druckführende Umschließung

Aufgrund des langen Baustopps ist der Anlagenzustand vor der Inbetriebnahme im Rahmen eines erweiterten Pre-service-Programms und von Inbetriebnahmetests zu überprüfen.

Thermohydraulik und Strukturfestigkeit des Naßkondensators

Das Containment besteht aus einem Druckraumsystem, das mit einem Naßkondensator verbunden ist. Der Naßkondensator wirkt bei Kühlmittelverluststörfällen als Druckabbausystem. Die thermohydraulischen Prozesse in der Naßkondensationsanlage wurden vom Hersteller mit Hilfe von Einzeleffektversuche experimentell untersucht, aber dynamische Effekte der Naßkondensationsanlage bei Störfällen wurden nicht analysiert. Die dynamischen Belastungen resultieren im wesentlichen aus Kondensationspulsationen und aus dem Wasseraufwurf in den Wannen des Naßkondensators. Deshalb fordern GRS/IPSN Nachweise zur Beherrschbarkeit dieser dynamischer Belastungen. Im Falle unzureichender Strukturfestigkeit sind dann konstruktive Veränderungen erforderlich.

Auf Wunsch des Auftraggebers wurde überprüft, ob die für das KKW Greifswald,

Nr.	Fachgebiet	Empfehlung GRS/IPSN
1	Störfallanalyse	Ergänzung Störfallliste Veränderte Klassifizierung (Beachtung Häufigkeit) Empfehlung zu Modellen, Kriterien Wiederholung einiger Rechnungen
2	Kernauslegung	Bewertung von Veränderungen (z. B. low-leakage Anordnung)
3	Druckführende Komponenten	Ergänzende Nachweise zu RDB-Integrität, Folgen von Rohrleitungsbrüchen und Belastungstabellen Betriebliche Überwachung von druckführenden Komponenten und Rohrleitungen Durchführung Pre-service und In-service Inspektionsprogramm
4	Brandschutz	Ergänzende Nachweise in Brandgefährdungsanalyse (insbesondere Detektion, Qualifikation der Brandschutzkomponenten, Feuerbarriere zum Turbinensaal, Redundanztrennung)
5	Andere Einwirkungen	Weitere Nachweise Erdbebbensicherheit: Endgültige Nachweise für erhöhtes Erdbebenniveau
6	Systemanalyse	Verhinderung Wassereintrag in ECC-Wärmetauscher Verbesserter Durchdringungsabschluß Qualifizierung DH-Ventile (Wasserbeaufschlagung) Veränderte RESA-Signale Verhinderung von Containment-Bypass Vermeidung von Überdruck im Primärkreis bei niedrigen Temperaturen
7	Elektrische Systeme	Verbesserung der Reserve-Einspeisung
8	Leittechnik	Analyse des gesamten Reaktorschutzsystems, insbesondere Interface Ost-West- Lieferumfang und Unabhängigkeit der Kanäle Berücksichtigung EMI (Electromagn. Interference)
9	Naßkondensator	Nachweise dynamische Belastung Großskalierte Experimente
10	Bautechnik	Nachweis für Lastenabtrag im Naßkondensator
11	Betrieb	Nachweise und Ergänzungen
12	Strahlenschutz	Hardware für Erweiterung Störfallmessung
13	Brennstoff- und Abfallbehandlung	Vorbereitung einer Lösung für die Langzeitlagerung
14	Stillegung	Vertiefung des vorgesehenen Konzeptes
15	Qualitätssicherung	Erweiterte Pre-service- und Inbetriebnahmetests

Tabelle 8.5: Zusammenstellung der GRS/IPSN-Empfehlungen

Block 5, von GRS/IPSN gegebenen Empfehlungen beachtet wurden. An einigen Stellen schlägt das Konsortium andere Lösungen vor als GRS/IPSN. Anstelle der Installation eines nuklearen Zwischenkühlkreises z.B. wird mit Hilfe von Aktivitäts- bzw. Borsäuremessungen bei Auftreten von Lecks die Leckstelle schnell isoliert.

Die veränderten technischen Lösungen werden begründet und sind akzeptabel. In ihrer Bewertung kommen GRS/IPSN zu dem Ergebnis, daß nach dem Stand der bisherigen Untersuchungen bei Einführung der vom Betreiberkonsortium vorgeschlagenen Maßnahmen und korrekter Verarbeitung der GRS/IPSN-Empfehlun-

gen keine unzulässigen Schwachstellen offen bleiben und Konstruktion, Management und Betrieb der Anlage den internationalen Sicherheitsprinzipien für Kernkraftwerke entsprechen.

H. Zabka

8.3 Einschätzung der Integrität von Reaktordruckbehältern in Anlagen mit WWER-440/W-230-Reaktoren

Ein Schwerpunkt der Arbeiten mit den Genehmigungsbehörden in Rußland und anderen osteuropäischen Staaten, die noch Kernkraftwerke mit WWER-440/W-230-Reaktoren betreiben, war die Bewertung der Integrität der druckführenden Umschließung. Im Mittelpunkt der gemeinsamen Arbeiten standen die Reaktordruckbehälter (RDB) dieser Baulinie, bei denen während des Betriebes die Sprödbbruch-Übergangstemperatur der kernnahen Rundsweißnaht stärker ansteigt, als es bei der Auslegung vorausgesagt wurde.

Als Ursache dafür sind die hohe Neutronenflußdichte in der RDB-Wand als Folge des vergleichsweise geringen Wasserspaltes zwischen Kern und RDB sowie die nach heutigem Wissen in der kernnahen Schweißnaht unzureichend begrenzten Gehalte an Phosphor und Kupfer bekannt. Wegen des Anstiegs der Sprödbbruch-Übergangstemperatur nimmt die Belastbarkeit dieser Rundsweißnaht mit zunehmender Betriebsdauer ab. Dies hat insbesondere bei Abkühlungstransienten einen deutlichen Einfluß auf die Integrität der RDB, wird jedoch nur wirksam, wenn unzulässige Fehler an der Innenoberfläche dieses Schweißnahtbereiches vorhanden sind. Diese kurze Darstellung des Sachverhaltes nennt gleichzeitig die Einzelaspekte der Integrität der RDB, die immer in ihrem Zusammenwirken zu bewerten sind.

Bei den osteuropäischen Partnern war dafür zunächst kein zufriedenstellendes Problembewußtsein vorhanden, so daß die Einzelaspekte der Integritätsbewertung – Werkstoffeigenschaften, Belastungen und Fehlerzustand – vertiefend mit den Behörden diskutiert wurden. Auffallend war die Unterbewertung von Maßnahmen der Schadensvorsorge – zum Beispiel gegen große Leckagen im Primär- und Sekundärkreis, wie sie das deutsche Bruchausschlußkonzept vorsieht – gegenüber Maßnahmen der Schadensbekämpfung. Die Ursache für das nicht zufriedenstellend entwickelte Problembewußtsein wird in der bisher unzureichenden interdisziplinären Zusammenarbeit von Systemtechnikern, Thermohydraulikern, Strukturmechanikern und Werkstoffprüfern bei der Bearbeitung von Aufgaben zur Sicherstellung der Integrität von Komponenten gesehen. Vertieftes Verständnis der Zusammenhänge kann aber nur durch interdisziplinäre Arbeit erreicht werden und ist eine unverzichtbare Voraussetzung für das Erkennen von Schwachstellen.

So wird auch verständlich, weshalb veräußert wurde, ein Mitte der achtziger Jahre vom sowjetischen Verfahrensträger den Betreibern vorgeschlagenes Paket von

Verbesserungen mit Nachdruck nachrüsten zu lassen. Diese Verbesserungen hatten zum Ziel, durch spezielle Kernbelastungen den Anstieg der Sprödbbruch-Übergangstemperatur zu verlangsamen und durch eine Reihe von systemtechnischen Veränderungen die Belastungen in der RDB-Wand bei Abkühlungstransienten zu verringern. Hier sind zu nennen: Aufwärmen des Notkühlwassers, Umbinden der Kalteinspeisung in die heißen Stränge sowie der Einbau schnellschließender Armaturen in die Frischdampfleitungen und der Einbau zusätzlicher Verriegelungen, die im Fall eines Sekundärlecks die Speisewasserzuführung in den gestörten Dampferzeuger absperren und die zugeordnete Hauptkühlmittelpumpe abschalten. Das Umbinden der Kalteinspeisung in die heißen Stränge ist nach heutigem Wissen über die Mischvorgänge im Wasserspalt der RDB nicht mehr zwingend notwendig. Die vorgeschlagenen Veränderungen sind bis heute in den betroffenen Anlagen unterschiedlich eingeführt, da offensichtlich nicht erkannt wurde, daß der günstige Einfluß auf die Integrität der RDB nur erreicht werden kann, wenn sämtliche Einzelmaßnahmen realisiert werden.

Deshalb mußte in gemeinsamer Arbeit zunächst an Beispielen eine Basis für

quantitative Einschätzungen der Komponentenintegrität mit dem Ziel geschaffen werden, das Problembewußtsein zu wecken und zu stärken.

Chemische Analysen der kernnahen Schweißnaht hatten eine erhebliche örtliche Streuung der Gehalte an Phosphor und Kupfer ergeben. Es wurde Übereinstimmung erzielt, daß die Untersuchungen durch begleitende Qualitätssicherungsprogramme sowie durch Qualifizierung der eingesetzten Analysemethoden abgesichert werden müssen, damit die Streuung der Sprödbbruch-Übergangstemperatur eingegrenzt werden kann. Der empfindliche Einfluß der Gehalte an Phosphor und Kupfer auf den Anstieg der Sprödbbruch-Übergangstemperatur in der kernnahen Schweißnaht ist in Bild 8.8 beispielhaft veranschaulicht.

Zur Wiederherstellung der erforderlichen Zähigkeit wurde die kernnahe Rundsweißnaht und der beidseitig angrenzende Grundwerkstoff mehrerer RDB nach einer in der früheren Sowjetunion entwickelten und inzwischen mehrfach bewährten Technologie geglüht. Die Verschiebung der Sprödbbruch-Übergangstemperatur wird dadurch abhängig vom Phosphorgehalt des Schweißgutes bis auf 20 °C, bei Phosphorgehalten oberhalb 0,04 % bis auf 40 °C zurückgebildet.

Für die Versprödung nach dem Glühen wurde zunächst angenommen, daß sie dem gleichen Gesetz folgt, wie es für die Zeitspanne vor der Glühung experimentell abgesichert war. Obwohl auch andere theoretische Ansätze vorhanden waren, wurden Wiederbestrahlungsprogramme so verzögert begonnen, daß in einigen Anlagen bei Anwendung des konservativen Modells die Sicherheitsabstände nach dem Glühen bereits wieder erschöpft sind. Für die Wiederbestrahlungsprogramme wurden in einigen Anlagen Schiffchenproben aus der unplattierten Innenoberfläche der RDB-Wand erodiert und nach erneuter Bestrahlung zerstörend geprüft. Bisher liegen noch keine gesicherten Ergebnisse vor. Teilergebnisse lassen erwarten, daß bei mittleren Gehalten von Verunreinigungen (Phosphor, Kupfer) ein laterales Verschiebungsgesetz den Wiederanstieg der

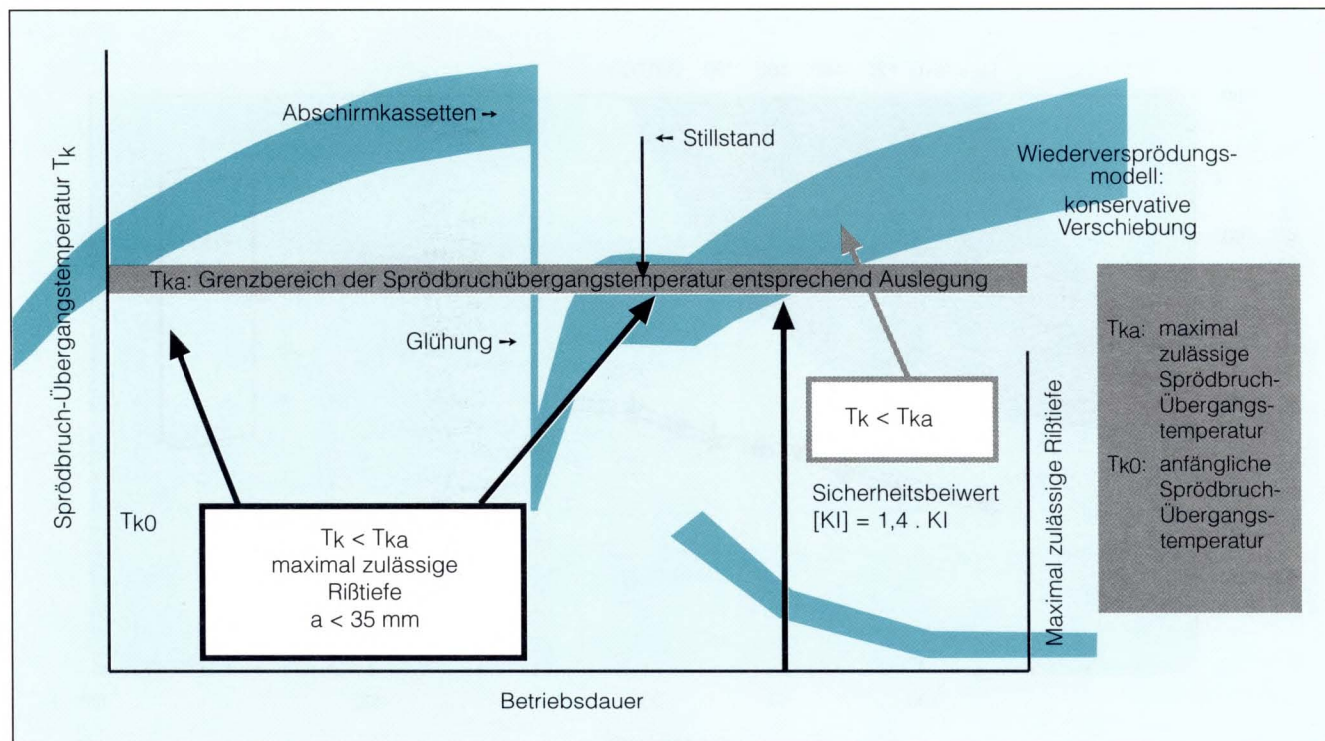


Bild 8.8: Sprödbbruchfestigkeit der kernnahen Schweißnaht eines Reaktordruckbehälters

Sprödbbruch-Übergangstemperatur konservativ beschreibt.

Thermohydraulische Analysen von Abkühlungstransienten müssen auf der vorhandenen Systemausführung und den maßgeblichen Verriegelungen basieren. Systemausführung und Verriegelungen sind jedoch in den einzelnen Anlagen dieser Baulinie, wie bereits erwähnt, unterschiedlich, so daß die Übereinstimmung zwischen Anlagenkonfiguration und Eingangsdatensatz für die thermohydraulischen Berechnungen insbesondere dann zu überprüfen ist, wenn die Analysen als Fremdauftrag durchgeführt wurden. In den Diskussionen wurde darauf hingewiesen, daß Abweichungen das Ergebnis empfindlich verfälschen können. Die Analysen wurden bisher nur für Transienten des Auslegungsspektrums durchgeführt. Auslegungsüberschreitende Transienten und Fehlverhalten von aktiven Komponenten wurden bisher nicht betrachtet. Hier besteht Nachholbedarf.

Die Integrität der RDB dieser Baulinie wurde in der Vergangenheit dadurch nachge-

wiesen, daß die Qualitätsmerkmale während des Betriebes die Anforderungen für die Auslegung erfüllen mußten. Da diese Verfahrensweise sehr konservativ und international nicht üblich ist, waren vor Ablauf der geplanten technischen Nutzungsdauer Abweichungen von diesen geltenden Regelanforderungen zu erwarten. Diese Abweichungen hatten formal zur Folge, daß für Belastungen bei Abkühlungstransienten die Integrität der RDB nicht mehr auf der Grundlage der Anforderungen für die Auslegung nachgewiesen werden konnte. Trotzdem wurde zunächst an diesem Bewertungskonzept festgehalten.

Abweichend von den Anforderungen für die Auslegung wird der Integritätsnachweis inzwischen nicht mehr für angenommene Risse bis zu einer Tiefe von einem Viertel der Wanddicke durchgeführt, sondern es wird eine maximal zulässige Fehlerkonfiguration berechnet. Rißgrößen oberhalb der maximal zulässigen müssen dann durch zerstörungsfreie Prüfungen ausgeschlossen werden. Für das Ende der technischen Nutzungsdauer können

diese Fehlergrößen, je nach Grad der Versprödung, eine Fläche von etwa 20 – 50 mm² bei ca. 3 – 6 mm Tiefe haben (s.a. Bild 8.8).

Die Anwendbarkeit dieses Bewertungskonzeptes wird folgendermaßen eingeschätzt:

Entscheidende Voraussetzungen für diese Vorgehensweise sind das Vorhandensein von zuverlässigen Werkstoffkennwerten, eine ausreichend konservative Beschreibung der kritischen Lastpfade sowie die Anwendung qualifizierter und erprobter Prüfverfahren bei der wiederkehrenden Prüfung. Es gab Übereinstimmung darüber, daß jede dieser Voraussetzungen eingehend zu prüfen ist. Insbesondere wurde auf die enge Verknüpfung hingewiesen zwischen Werkstoffdatenbasis, Belastungen bei Abkühlungstransienten und daraus berechneten maximal zulässigen Fehlern mit der Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüfverfahren.

Die vorhandene Werkstoff-Datenbasis war bereits oben diskutiert worden.

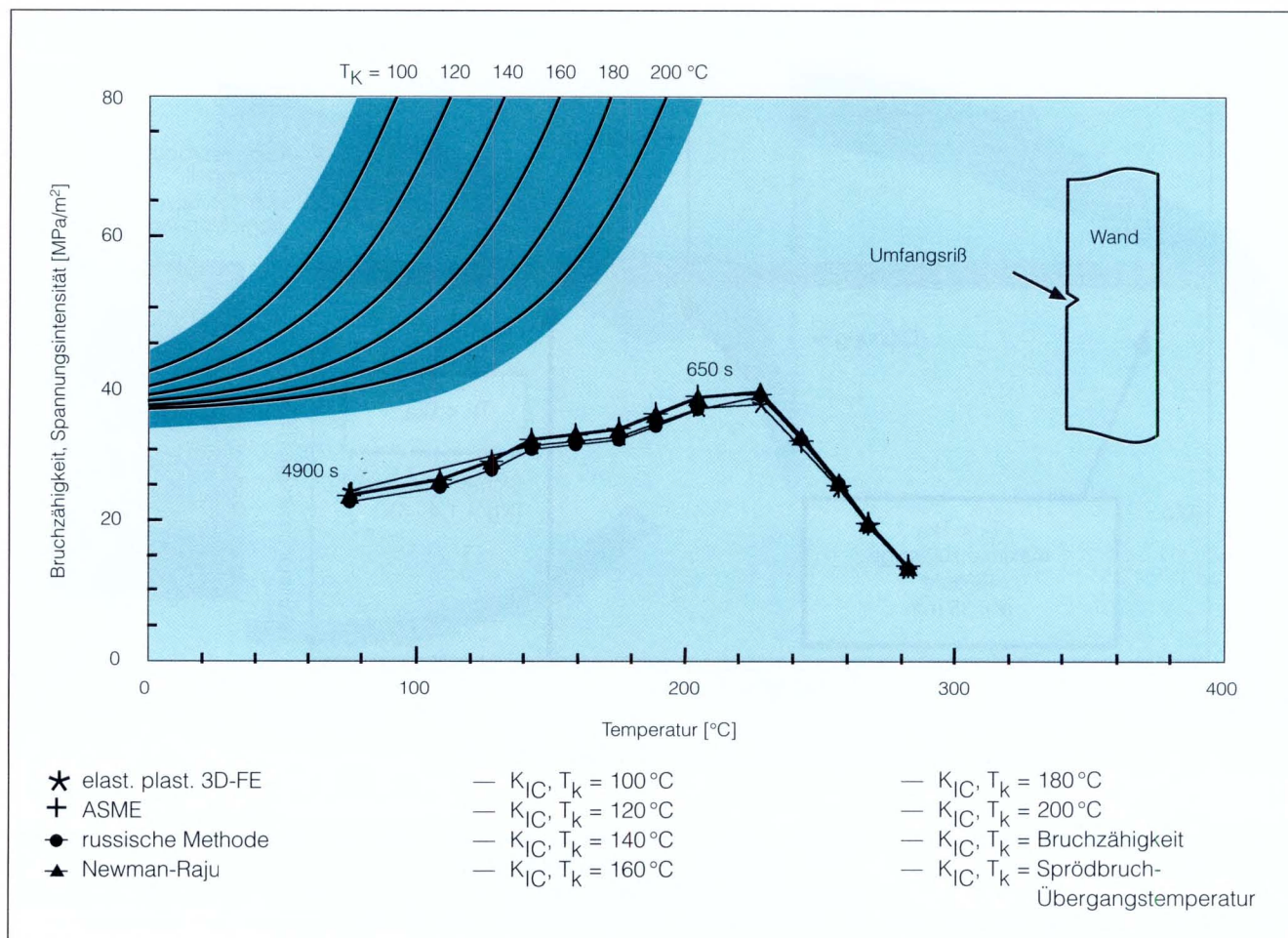


Bild 8.9: RDB-5, Typ WWER-440/W-230: Primäres Leck DN20, ohne Restwärme, halbelliptischer Teilumfangsriß 10x50 mm in kernnaher Schweißnaht, tiefster Rißfrontpunkt, Vergleich verschiedener Analysemethoden

Die vom Verfahrensträger angewandte bruchmechanische Analyseverfahren, die teilweise vereinfachte Schritte enthält, wurde in der GRS mit elastisch-plastischen 3D-Finite-Elemente-Berechnungen verglichen. Ergebnisse mit gleichen, gegenseitig vereinbarten Eingabedaten haben gezeigt, daß die Lastpfade ausreichend genau berechnet wurden. Ergebnisse sind auszugsweise in Bild 8.9 für ein angenommenes kleines Leck im Primärkreis zusammengefaßt.

Bei der vorgeschlagenen Herangehensweise sind durch wiederkehrende Prüfungen

Defekte auszuschließen, die bestimmte Abmessungen übersteigen. Damit kommt der wiederkehrenden Prüfung eine sicherheitstechnisch sehr hohe Bedeutung zu, die durch entsprechende Qualifizierung von Prüfpersonal, Prüfvorschriften und Prüftechnik für diese Akzeptanzwerte und durch Anwendung diversitärer Verfahren sichergestellt werden muß. Hier besteht im Augenblick noch erheblicher Nachholbedarf.

Die wissenschaftlich-technischen Arbeiten zur Sicherstellung der Integrität von Reaktordruckbehältern in Kernkraftwerken mit

WWER-440/W-230-Reaktoren werden von der GRS auch weiterhin sowohl in bilateraler Zusammenarbeit als auch im Rahmen internationaler Konsortien für erforderlich gehalten, da der Integrität des Reaktordruckbehälters im Rahmen des Sicherheitskonzepts eine zentrale Bedeutung zukommt.

H. Schulz, W. Wenk

8.4 Seminare und Workshops zum Know-how-Transfer

Die Nachfolgestaaten der ehemaligen Sowjetunion, d.h. die neuen unabhängigen Staaten (NUS) und die Staaten Mittel- und Osteuropas (MOES) befinden sich gegenwärtig in einem umfassenden Erneuerungsprozeß von Staat und Wirtschaft. Beim Aufbau neuer Organisationen, Verantwortlichkeiten und Verfahren soll von den Erfahrungen in den Westlichen Staaten gelernt werden. Zur Erleichterung des Know-how-Transfers führt die Bundesregierung seit 1992 umfassende Unterstützungsprogramme durch. Ein Themenschwerpunkt ist der Know-how-Transfer auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit. Auf diesem Gebiet bestehen auch seitens der Verantwortlichen Organisationen in den NUS und MOES Wünsche nach enger Zusammenarbeit. Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat die GRS seit 1992 damit beauftragt, Seminare, Workshops, Konferenzen, Praktika und Hospitationen zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen für die entsprechenden Fachleute aus den NUS und MOES durchzuführen.

Die Veranstaltungen richten sich vorrangig an Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden für kerntechnische Anlagen, an Forschungszentren und -institutionen, an Betreiber, Betreiberkonzerne und die ihnen zugeordneten Institutionen sowie an Errichter und Projektanten.

Aufgaben und Ziele der Seminare, Workshops und Arbeitstreffen sind [1]:

- Schaffen von Gesprächsrunden zum Erfahrungsaustausch zwischen westlichen und östlichen Sicherheitsexperten und zwischen den Expertengruppen innerhalb der östlichen Länder
- Beratung beim Aufbau technischer, administrativer und organisatorischer Strukturen zur Genehmigung, Aufsicht und zum sicheren Betrieb kerntechnischer Anlagen
- Gedanken- und Erfahrungsaustausch über Sicherheitsanforderungen und -grundsätze und deren Umsetzung in technische und regulatorische Vorgaben
- Einführung in westliche Analysemethoden für Sicherheitsanalysen sowie in Maßnahmen zur Qualitätssicherung und Betriebsüberwachung.
- Exemplarische Durchführung von Sicherheitsbewertungen mit dem Ziel, Schwachstellen oder Sicherheitsdefiziten zu ermitteln und zu beseitigen.

Seit 1992 haben fast 40 Veranstaltungen stattgefunden. Etwa 1000 Fachleute aus

den NUS und den MOES nahmen daran teil. Tabelle 8.6 auf Seite 98 gibt eine Übersicht über die 1994/95 durchgeführten Veranstaltungen.

Unter fachlichen Gesichtspunkten konzentriert sich das Interesse der Partner aus dem Osten auf folgende Themenfelder:

Sicherheitskonzept und -anforderungen als Überbau zu bestehenden technischen Regeln (Ausführungsanleitungen)

- Sicherheitskonzept einschließlich der Sicherung bei Entsorgung und Stilllegung
- Sicherheitsanforderungen und Sicherheitsspezifikationen
- Bedeutung und Zusammenwirken verschiedener rechtlicher Grundlagen, wie Atomgesetz, Verordnungen, Richtlinien sowie Haftung und Verantwortungsregelung

Verwaltungsstruktur für eine differenzierte Verantwortung bei der Sicherheit

- Verfahren bei der Genehmigung und Aufsicht kerntechnischer Anlagen
- Rollenverteilung von Genehmigungs-/ Aufsichtsbehörde und Sachverständigenorganisationen sowie den Betreibern, Herstellern bzw. Ausrüstern
- Aufgaben und Verantwortung unabhängiger Sachverständigenorganisationen und von denjenigen Personen, die bei Planung, Errichtung, Betrieb, Stilllegung und Beseitigung einer kerntechnischen Anlage involviert sind
- Wirtschaftliche Strukturen zur Finanzierung der Genehmigung und Aufsichtsaufgaben



Bild 8.10: Besuch im KKW Gundremmingen während des Seminars „Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren bei der Stilllegung von Kernkraftwerken“ im November 1994 in Garching

Typ	Kurztitel	Ort	Dauer	Teilnehmerzahl
W	Behördliche/gutachterliche Prüfungen während des Betriebs von KKW	St. Petersburg Kiew	1 w 1 w	20 23
W	Maßnahmen und Handhabung des Brandschutzes in KKW	Kiew	1 w	30
S	Handhabung von Kernmaterial, Reststoffen und Abfällen in kerntechnischen Anlagen außerhalb von WAA und Endlagern	Köln	1 w	25
A	Erörterung einer Genehmigung	St. Petersburg	1 w	30
W	Erfassung und Überwachung sonstiger radioaktiver Stoffe	Berlin	1 w	18
W	Sicherheitskonzept für KKW der neuen Generation	Berlin	1 w	21
S	Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren bei der Stilllegung von KKW	Garching	1 w	29
A	Ökonomische Beziehung zwischen Antragsteller, Genehmigungsinhaber, Betreiberorganisation. Betreiber, Aufsichtsorganen und Sachverständigen in Deutschland	Berlin	1 w	20
A	Notfallschutz	Karlsruhe	1 w	8
W	Technische Regeln zur Anlagensicherung	Köln/Moskau	2 x 1 w	11
A	Ausbildungsplan Bulgarien zur Festigkeit von Reaktordruckbehältern	Köln	3 d	3
H	Anlagenbewertungen in Deutschland	TÜV Nord e.V. Stangenberg, Schnellenbach und Partner, Bochum	3 w	6
H	Praktische Arbeit der Aufsichtsorgane und Sachverständigen bei der Aufsicht	Umweltministerium Baden- Württemberg, KKP, GKN	3 w	4
H	Anlagendokumentation	GRS Köln	3 w	4
K	Sicherung von kerntechnischen Einrichtungen und Kernmaterial	St. Petersburg	1 w	110
W	Genehmigung von Anlagen des Brennstoffkreislaufs	Berlin	1 w	24
S	Haftung und Versicherung in der Kerntechnik	Garching	1 w	26
A = Arbeitstreffen, H = Hospitation, K = Konferenz, S = Seminar, W = Workshop; d = Tag, w = Woche				

Tabelle 8.6: Seminare, Workshops, Arbeitstreffen und Hospitationen in 1994/1995



Bild 8.11: Internationale Konferenz in St. Petersburg im April 1995 zum Thema
„Sicherung von kerntechnischen Einrichtungen und Kernmaterial“
Am Mikrofon: J. Subkov (stellv. Vorsitzender der Behörde GAN RF)

Qualitätsverbesserung im Betrieb

- Qualitätssicherung im Betrieb, Anlagen-dokumentation
- Fachkunde und Personalqualifizierung
- Umsetzung von Betriebserfahrungen
- Entsorgung, Konditionierung und Abfallverfolgung

Methoden zur Erstellung von Sicherheits- und Sicherheitsanalysen

- Bereitstellung von Methoden zur Sicherheitsbewertung
- Systematisches Aufzeigen von Vorgehensweisen zur Sicherheitsbewertung und Genehmigung
- Exemplarische Durchführung von Einzelanalysen als methodische Bausteine für Nachrüstkonzepte

Die Seminare und Workshops haben geholfen, sich gegenseitig kennenzulernen, Fachinformationen und Einschätzungen auszutauschen, gemeinsame Vorstellungen zu entwickeln und Brücken für eine längerfristige Arbeit zu bauen. Die Veranstaltungen tragen maßgeblich dazu bei, die für die kerntechnische Sicherheit Verantwortlichen bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben zu stärken.

A. Dabrowski

[1] L. Sütterlin: Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes – Seminare, Workshops und Arbeitstreffen zur Kerntechnik 1992 – 1993 für Behördenvertreter, Sachverständige und leitendes Betriebspersonal aus den Ländern der GUS und aus Mitteleuropa, Bisherige Erfahrungen der GRS (Februar 1994)

8.5 Gemeinsame Büros von GRS, IPSN und RISKAUDIT in Moskau und Kiew

Nachdem das gemeinsame RISKAUDIT/GRS/IPSN-Büro in Moskau im Februar 1993 seine Arbeit aufgenommen hatte, wurde ein entsprechendes Büro im ersten Halbjahr 1994 in Kiew aufgebaut, so daß alle drei Organisationen jetzt sowohl in der russischen als auch in der ukrainischen Hauptstadt präsent sind. Die Büros sind inzwischen zu einer wichtigen Stätte der Begegnung und Pflege der nicht unerheblichen zwischenmenschlichen Beziehungen geworden. Sie sollen es ermöglichen, die Partnerschaften mit Osteuropa weiter zu festigen und fortzuentwickeln. Dabei wird in Kenntnis der Realitäten nicht so sehr auf kurzzeitige Erfolge, sondern mehr auf langfristiges Vertrauen gesetzt.

Das Moskauer Büro ist bereits ein anerkannter Dreh- und Angelpunkt der engen Kooperationsbeziehungen zwischen BMU/BfS/GRS und den russischen Behörden und Institutionen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit.

Die Räume des Kiewer Büros wurden, wie auch die des Moskauer Büros, von der russisch-deutschen Firma Strojsservice renoviert. Hausherr in Kiew ist das zur Ukrainischen Akademie der Wissenschaften gehörende Kiewer Institut für Kernforschung (KINR). Seit Juni 1994 ist das Büro voll einsatzfähig.

Die Repräsentanzen sind die östlichen Außenstellen von IPSN, GRS und RISKAUDIT gleichermaßen. Verwaltungstech-

nisch werden die Büros in Moskau und Kiew durch die gemeinsame GRS- und IPSN-Tochter RISKAUDIT betrieben, wobei das Moskauer Büro erst 1994 von der GRS an RISKAUDIT übergang, während in Kiew bereits die Errichtung des Büros durch RISKAUDIT realisiert wurde.

Die Notwendigkeit, diese beiden Büros einzurichten, ergab sich insbesondere daraus, daß beim derzeitigen politischen Umbruch in Osteuropa westliche Hilfe und Unterstützung in verstärktem Maße gefragt ist und diese ohne Vororthilfe wenig effizient ist. Gleichzeitig hatte sich die wirtschaftliche Lage der wissenschaftlich-technischen Kooperationspartner in Rußland und der Ukraine in einem Maße verschlechtert, daß ohne eine eigenständige

Präsenz mit der erforderlichen Infrastruktur eine länger angelegte effiziente internationale und bilaterale Zusammenarbeit mit dem Ziel, die kerntechnische Sicherheit in diesen Ländern zu verbessern, nicht möglich ist.

Die wichtigsten Gründe für die beiden Standortvertretung waren:

- Wachsender Aufgabenumfang und Aufgabenvielfalt,
- steigende Zahl von Kooperationspartnern (Expertenorganisationen, Behörden, Hersteller, Betreiber, Forschungseinrichtungen),
- Wunsch der östlichen Partner nach direkter Unterstützung,
- völlig unzureichende Infrastruktur, die nur durch eigene Anstrengungen kompensiert werden kann,
- schnelle Reaktionsmöglichkeiten bei sich verändernden Bedingungen,
- Anlaufstelle für osteuropäische Partner bei jeglichen Problemen,
- bessere Gesprächs- und Verhandlungsmöglichkeiten, um auch mit zum Teil rivalisierenden Institutionen zusammenzuarbeiten,
- positives Signal für russische und ukrainische Institutionen, d.h. Bekenntnis zu einer langfristigen Zusammenarbeit,
- mehr Möglichkeiten für informelle Kontakte und Gespräche,
- schnellere Informationsweitergabe innerhalb der Vorhaben,
- verbesserte Möglichkeiten zur technischen Unterstützung und Schulung sowie
- Aufbau einer langfristig wirkenden Vertrauensbasis.

Die vorrangige Aufgabe der Büros mit ihrer dazugehörigen Infrastruktur ist es, In-



Bild 8.12: Die Belegschaft von Büro Moskau

formations-, Organisations-, Anlauf- und Koordinierungsstelle zu sein für GRS, IPSN, RISKAUDIT und ISTec und ihre jeweiligen Auftraggeber, speziell BMU, BMBF und die EU-Kommission. Dies betrifft

- die Zusammenarbeit zu Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen mit russischen bzw. ukrainischen Behörden und Institutionen,
- die Unterstützung beim Aufbau und der Festigung fachlich kompetenter, selbständiger und unabhängiger Sicherheitsstrukturen im Auftrag von Behörden und Organisationen aus Frankreich, Deutschland und der EU,
- den Know-how-Transfer, die Anpassung und Verifikation von Sicherheitsanalysemethoden mit Sachverständigen- und Forschungsinstitutionen und
- den fachlichen Austausch mit osteuropäischen Betreiber- und Herstellerorganisationen.

Aus den Erfahrungen mit dem Kiewer und vor allem mit dem schon länger bestehenden Moskauer Büro ist zu erwarten, daß sich die Zusammenarbeit mit den Behörden und wissenschaftlichen Einrichtungen Rußlands und der Ukraine mit dem Ziel der Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes mit Hilfe der Standortbüros erfolgreich gestaltet. Als besonders wichtig erwies sich dabei in der Praxis die Verfügbarkeit der entsprechenden Infrastruktur und der Kommunikationsmöglichkeiten der Büros sowie das Vorhandensein einer "neutralen" Begegnungsstätte für die verschiedenen, teilweise miteinander konkurrierenden, Organisationen und Einrichtungen im Lande.

In den Räumlichkeiten der Büros werden regelmäßig Beratungen, Arbeitstreffen und Schulungen durchgeführt. Darüber hinaus wurden zahlreiche Seminare und Workshops in Rußland und der Ukraine, aber auch in Deutschland und in Frankreich organisiert und die wissenschaftliche Arbeit an den verschiedensten Projekten mit den russischen und ukrainischen Partnern koordiniert.

Die Kooperationspartner in den Behörden und wissenschaftlichen Organisationen in Rußland, der Ukraine, Deutschland, Frankreich und den anderen EU-Staaten, die an internationalen Projekten beteiligt sind, haben sich an die Existenz der Standortbüros mit der vorhandenen Infrastruktur gewöhnt. Eine große Rolle kommt dabei dem Austausch von Informationen, aber auch den Übersetzerleistungen oder der Unterstützung beim Beschaffen von Einladungen, Visa und Tickets für Dienstreisende und natürlich deren Unterbringung in den zu den Büros gehörenden Appartements bzw. in Hotels dazu.

Die Büros in Moskau und Kiew bieten insgesamt folgende Dienstleistungen und Unterstützungen:

- Räume für Beratungen, Seminare, Besprechungen und Schulungen,
- leistungsfähige Kommunikationsdienste für Daten/FAX, Sprache,
- technisch-organisatorische Projektbegleitung,
- Dolmetscher- und Übersetzerleistungen,
- Sekretariatsarbeiten (Englisch, Russisch, Deutsch, Fran-

zösisch, Ukrainisch) einschließlich der Unterstützung beim Beschaffen von Einladungen, Visa und Tickets,

- Fahrdienste und Vervielfältigungsarbeiten,
- Übernachtungsmöglichkeiten (Appartements) und
- Möglichkeiten für Informationsgespräche.

Im Moskauer Büro erwies sich die dort vorhandene Workstation für die Tätigkeit der russischen Fachleute von großem Nutzen.

Perspektiven für die weitere Entwicklung der Standortbüros ergeben sich aus folgenden Punkten:

- Die Vorortmöglichkeiten lassen sich zur verstärkten Akquisition und Hilfestellung bei Anbahnung russisch-deutscher Kooperationsbeziehungen nutzen, d.h. beim Aufbau solcher Beziehungen, die zukünftige gemeinsame Vorhaben mit Finanzierung aus dem Osten ermöglichen.
- Es gibt ein koordiniertes, gemeinsames Wirken der Büros in Moskau und Kiew.



Bild 8.13: Seit Juni 1994 ist das Büro Kiew einsatzbereit.

- Die stärkere Anbindung der Büros Moskau und Kiew an die GRS- und IPSN-Standorte ermöglichen eine effizientere Umsetzung der aktuellen Ostaktivitäten von GRS und IPSN einerseits durch engeres fachliches Zusammenwirken der französischen und deutschen Standorte mit Moskau und Kiew und andererseits durch die organisatorisch-administrative Unterstützung der Ost-Büros durch die GRS-Berlin.
- Das Aufgabenprofil der Büros ist erweiterbar z.B. im Bereich nichtnukleare Aufgaben, DV-Serviceleistungen, qualifiziertes Übersetzerbüro und durch zeitweilige Arbeitsgruppen wie ATHLET-Anwendung.

Insgesamt läßt sich über die Tätigkeit beider Standorte im Berichtszeitraum eine positive Bilanz ziehen. Beide Büros wurden intensiv genutzt zur effizienten Unterstützung der bilateralen und internationalen Zusammenarbeit zur Erhöhung der nuklearen und radiologischen Sicherheit in der russischen und ukrainischen kerntechnischen Industrie. Sie bieten somit eine gute Voraussetzung für die längerfristige Zusammenarbeit mit den russischen und ukrainischen Institutionen, die zur Erzielung wirkungsvoller Ergebnisse ist, und tragen auch bei zu der dafür notwendigen gegenseitigen Vertrauensbasis.

H. Teske

Bilaterale Aktivitäten des BMU mit Rußland und der Ukraine im Rahmen der Projektträgerschaft

Während die Zusammenarbeit der Bundesrepublik Deutschland im Bereich der nuklearen Sicherheit von Kernenergieanlagen von Beginn an sowohl mit den westlichen Staaten als auch im Rahmen internationaler Organisationen umfassend praktiziert wurde, ergaben sich mit den östlichen Staaten erst nach dem Unfall von Tschernobyl derartige Möglichkeiten. Der Durchbruch zu einer offenen Kooperation war erst Ende 1989 bzw. 1990 nach Überwindung der Teilung Deutschlands zu verzeichnen.

Die Öffnung der Mittel- und Osteuropäischen Länder (MOE) und der Neuen Unabhängigen Staaten (NUS) gab Deutschland die Chance, in der Übergangsphase dieser Länder zu einem neuen politischen und wirtschaftlichen System auch die Sicherheit in den Kernkraftwerken sowjetischer Bauart zu verbessern. Die sicherheitstechnischen Unzulänglichkeiten dieser Reaktoren wurden in ihrem ganzen Ausmaß erst nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl bekannt.

Kernkraftwerke sind in den ehemaligen RGW-Staaten seit 1950 errichtet worden. Dabei lassen sich grob drei Generationen von Kernkraftwerken unterscheiden, die bisher zum Einsatz gelangten.

Die bis etwa 1974 gebaute, erste Generation umfaßt die Anlagen vom Typ RBMK-1000 (alt) und WWER-440/W-230. Der RBMK ist der durch Tschernobyl bekannt gewordene Typ des Druckröhrenreaktors, der auch zur Produktion von Waffenplutonium eingesetzt werden kann. Bei den WWER-440/W-230-Reaktoren handelt es sich um die älteste Baulinie sowjetischer Druckwasserreaktoren. Aus westlicher Sicht haben die Anlagen der ersten Generation erhebliche, praktisch nicht behebbare Sicherheitsdefizite.

Ab etwa 1974 wurde eine zweite Generation von Kernkraftwerken gebaut, die trotz verbesserter Auslegung immer noch deutliche Sicherheitsdefizite aufweisen. Zur

zweiten Generation gehören Anlagen vom Typ RBMK-1000 (neu), RBMK-1500 und WWER-440/W-213.

Seit etwa 1980 werden die Anlagen der dritten Generation gebaut, die eine ähnliche Auslegung wie im Westen haben, aber immer noch Sicherheitsdefizite besitzen. Es handelt sich um die Druckwasserreaktoren vom Typ WWER-1000.

Das ursprüngliche Sicherheitskonzept sowjetischer Kernkraftwerke beruhte ganz wesentlich auf der robusten Auslegung der Anlagen und dem Ausbildungsniveau des Bedienpersonals. Dies führte zu einer Entwicklung, die die Vorsorge zur Beherrschung von Störfällen - was im Westen von Beginn an erforderlich war - vernachlässigte.

In der Annahme, daß bei robuster Bauweise der Anlagen und guter Ausbildung des Personals schwerwiegende Schäden nicht auftreten würden, wurde nicht nur weitgehend auf besondere Einrichtungen zur Beherrschung von Störfällen verzichtet, sondern auch auf die detaillierte Analyse von Störfällen und das Training zu ihrer Beherrschung.

Analytische Vorhaben

Das Unterstützungsprogramm des BMU für die MOE- und NUS-Staaten besteht aus den einzelnen Programmteilen

- Analytische Vorhaben im Rahmen der Projektträgerschaft
- Investitionsprogramm zur Verbesserung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- Sicherheitsbewertungen kerntechnischer Anlagen sowjetischer Bauart (SR 2075)
- Ausbildung von KKW-Personal
- Ausbildungs- und Aufbauhilfen für die Genehmigungsbehörden.

Die Arbeiten zu den ersten beiden Programmteilen werden im Rahmen der Pro-

jektträgerschaft von der GRS betreut. Grundlage für diese bilaterale Zusammenarbeit ist ein Regierungsabkommen zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der früheren Sowjetunion vom 12. Juli 1986 und hierzu die im weiteren mit Rußland und der Ukraine getroffenen Vereinbarungen, wie die „Joint Declaration“ vom 28. November 1991 mit Rußland und das „Regierungsabkommen“ vom 10. Juni 1993 mit der Ukraine.

BMU und GRS haben im Juni und August 1993 ausführliche Gespräche mit den für den Betrieb und die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zuständigen Behörden und Institutionen in Rußland und der Ukraine geführt, um das Unterstützungsprogramm des BMU zu erläutern und den Ausbau der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit voranzutreiben.

Da Neubauten wegen fehlender Investitionsmittel und der im Umbau begriffenen Wirtschaft zu schwierig zu realisieren sind, konzentrierte man sich zunächst auf die Rekonstruktion der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Die Rekonstruktion und Modernisierung der Kernkraftwerke ist notwendig, um die Sicherheit auf ein international akzeptables Niveau zu bringen.

Die Fördermaßnahmen im Rahmen des BMU-Unterstützungsprogrammes verfolgen das Ziel, Grundlagen für eine effektive Verbesserung der betrieblichen und anlagentechnischen Sicherheit zu schaffen. Sie sind gezielt auf die Ertüchtigung und Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit von in Betrieb befindlichen WWER-Kernkraftwerken ausgerichtet. Dabei konzentrieren sich die Untersuchungen und daraus abzuleitende Maßnahmen auf ausgewählte Themen und Problembereiche, in denen die Sicherheit der Anlagen kurzfristig wirksam erhöht werden kann.

Die Arbeiten erfolgen in enger Zusammenarbeit mit den für die Sicherheit zuständigen Stellen, insbesondere den Aufsichtsbehörden. Sie sollen als Hilfe zur Selbsthilfe verstanden werden und dazu dienen, die Aufsichtsbehörden in ihrer

fachlichen Kompetenz zu unterstützen und zu fördern.

Die analytischen Vorhaben im Rahmen der Projektträgerschaft sind:

Analyse der Organisation des Kernkraftwerkbetriebes Balakovo

Es wurde die Dokumentation zu den Bereichen personelle Betriebsorganisation, Betrieb der Anlage, Instandhaltung und Wartung sowie Wiederkehrende Prüfungen (WKP) bewertet. Erweitert wurden die Arbeiten durch ein Konzept für die „Beschaffung von Ersatzteilen und Lagerwesen“.

Aufbau und ablauforganisatorische Strukturen des KKW Rovno

Die Bereiche personelle Betriebsorganisation, Betrieb der Anlage, Warten- und Schichtbetrieb, Instandhaltung/Warten sowie WKP wurden analysiert und Verbesserungsmaßnahmen empfohlen.

Prüfkonzept Wiederkehrende Prüfungen

Die deutschen und russischen Anforderungen zur Durchführung der Ultraschall-(US-)Prüfung von Primärkreis Komponenten wurden verglichen und die Grundlagen für ein WKP-Konzept für WWER-Anlagen erarbeitet.

Analyse und Bewertung des Brandschutzes im KKW Rovno

Die Untersuchung erstreckte sich sowohl auf die grundlegende Brandschutzkonzeption als auch auf die Bereiche baulicher Brandschutz, anlagentechnischer Brandschutz, Brandschutzsysteme und abwehrender Brandschutz.

Einsatz von Überwachungsverfahren im KKW Rovno

Die vorhandenen Überwachungssysteme wurden untersucht und bewertet und daraus Empfehlungen für Nachrüstungen geleitet.

Konzepterstellung zum präventiven Einsatz von Monitoring- und Diagnoseverfahren für das KKW Balakovo

Für die Schwingungs-, Schall- (Lose Teile, Leckage) und Elektroarmaturenüberwachung wurden Anforderungen erarbeitet und Vorschläge zur Installation und zum Betrieb der Diagnosesysteme gemacht.

Spezifikation eines technischen Systems zur Verbesserung der betrieblichen Überwachung des KKW Saporoshje durch die staatlichen Aufsichtsbehörden

Das spezifizierte System sieht die automatische Überwachung hinsichtlich der Einhaltung von Grenzwerten von 49 technologischen, 18 radiologischen und 6 meteorologischen Parametern vor. Es versetzt die Aufsichtsbehörde in die Lage, frühzeitige Informationen über Störungen und eventuelle Aktivitätsfreisetzungen zu erhalten, den Sicherheitszustand der Anlage zu beurteilen und so die Öffentlichkeit in Gefahrensituationen rechtzeitig zu warnen.

Investitionsprogramm

Die Ergebnisse dieser analytischen Vorhaben gaben Hinweise auf Sicherheitsdefizite in den WWER-Anlagen, die bei realistischer Betrachtung nur durch Investitions-hilfen der westlichen Länder behoben werden können. Die Untersuchungen waren daher eine wichtige Voraussetzung und Grundlage für die im Rahmen des BMU-Investitionsprogramms vorgesehenen praktisch-technischen Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit der in Betrieb befindlichen WWER-1000-Reaktoren.

Im Investitionsprogramm werden vom BMU für die Jahre 1994 bis 1996 insgesamt 42 Mio. DM zur Verfügung gestellt. Als Referenzanlagen wurden in Abstimmung mit den zuständigen Stellen das Kernkraftwerk Balakovo in Rußland sowie die Kernkraftwerke Rovno und Saporoshje in der Ukraine ausgewählt.

Mit den vorgesehenen technischen Ausrüstungen soll demonstriert werden, daß

durch gezielt eingesetzte Mittel durchaus effektive Sicherheitsverbesserungen erreichbar sind. Es wird erwartet, daß hiervon eine Signalwirkung auch auf die anderen Kernkraftwerke in diesen Ländern ausgeht.

Das Investitionsprogramm umfaßt Ausrüstungen für

- Diagnose- und Überwachungssysteme,
- Wiederkehrende Prüfungen,
- Brandschutz und
- Telekommunikation.

KKW Balakovo

Der Lieferumfang für das KKW Balakovo (Rußland) enthält

- Wiederkehrende Prüfsysteme (automatisierte und Handprüfgeräte) und Überwachungssysteme (KÜS, SÜS und Armaturendiagnose),
- Brandschutzmaßnahmen und
- Telekommunikation.

Bild 9.1 zeigt, daß die Hauptkomponenten des Primärkreislaufs mit diesem Lieferumfang nahezu parallel geprüft werden können.

Jeder Manipulator für Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger und Rohrleitungen (RDB, DE und RL) hat eine eigene Steuerung. Es gibt ein großes US-Prüfsystem für den RDB und den Dampferzeuger (Kollektor) und ein kleineres für die Rohrleitungsprüfung, jeweils mit zugehöriger Datenerfassungs- und Auswerteeinheit. Dieses US-Prüfsystem entspricht dem neuesten deutschen Standard und ist auch für zukünftige Gruppenstrahlerprüfsysteme geeignet. Ein Wirbelstromsystem (WS-System) erlaubt die Oberflächenprüfung im RDB wie auch die Nadelrohrprüfung im Dampferzeuger.

Die genannten analytischen Untersuchungen zum Brandschutz haben gezeigt, daß größere Sicherheitsdefizite bei den Schott-

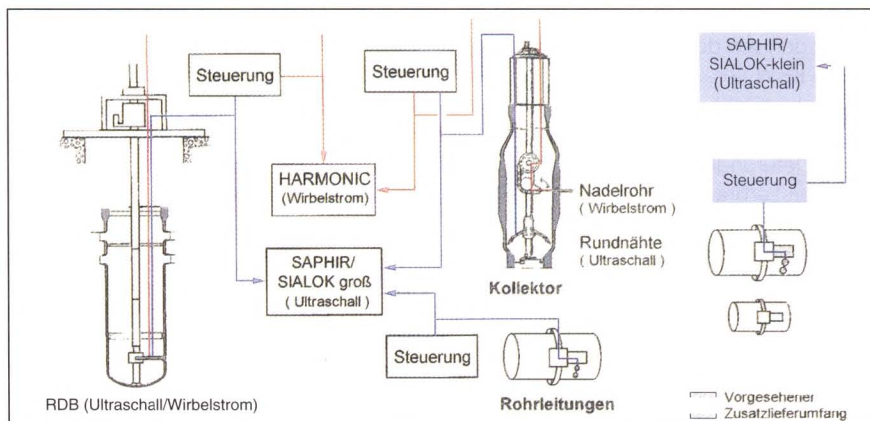


Bild 9.1: BMU-Investitionsprogramm für das KKW Balakovo – vorgesehener Lieferumfang der Fa. Siemens für das Paket Wiederkehrende Prüfungen (WKP)

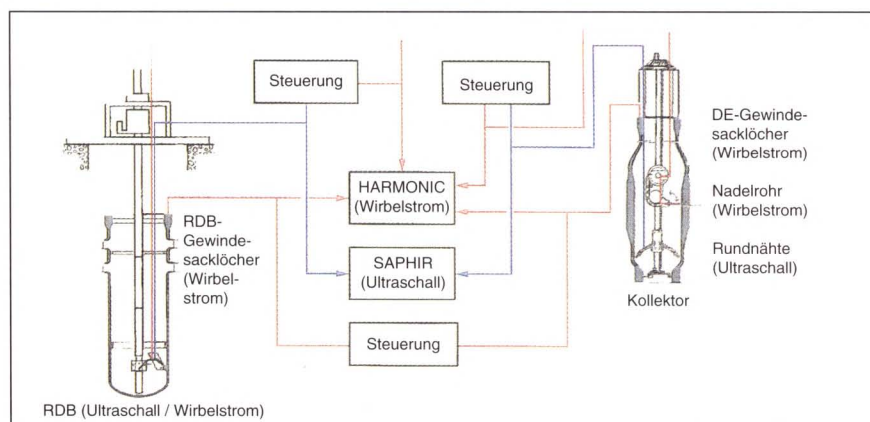


Bild 9.2: Modularität der WKP-Geräteleistung für das KKW Rovno

systemen und in den Brandabschnittsgrenzen liegen.

Für das KKW Balakovo wurde daher Material zur Brandschutzbeschichtung für sicherheitstechnisch relevante Kabeltrassen sowie Kabelschottsysteme für Kabeldurchführungen in Brandabschnittsgrenzen geliefert.

Zum Paket Telekommunikation werden von der GRS geliefert:

1 Funkalarmierungssystem

Die Funkversorgung schließt den Bereich Kernkraftwerk bis zum Stadtbereich Balakovo ein, dessen Zentrum etwa 25 km vom KKW entfernt liegt. Das Funkrufsystem wird neben der Funkalarmierung

auch für Sprechfunk mit Handfunkgeräten bzw. Fahrzeugfunkanlagen genutzt werden. Es wird je eine Sende-/Empfangsstation im KKW und der Stadt errichtet, so daß ein organisatorisch geschlossenes Versorgungsnetz entsteht.

Aufbau eines Informationsverarbeitungs- und Kommunikationssystems für das KKW Balakovo und Rosenergoatom

Hiermit wird eine wirkungsvolle Informationsvermittlung und eine übergreifende nationale und internationale Erfahrungswertweitergabe ermöglicht.

Anlagendokumentation

Die Bereitstellung und Installation einer rechnergestützten Dokumentations- und

Kommunikationstechnik verfolgt das Ziel, den Anlagenbetreiber sowie die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden beim Erstellen, Ergänzen und Überprüfen der Anlagen- und Betriebsdokumentation zu unterstützen.

Mobile Telekommunikation

Das satellitengestützte Mobilfunknetz, das bereits für die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zur Übermittlung von aktuellen Informationen zu Störfällen und Risikobewertungen errichtet wurde, soll erweitert werden, damit es auch vom KKW Balakovo und von Rosenergoatom genutzt werden kann.

Alle aufgeführten Einzelmaßnahmen vom Zentralmastmanipulator bis hin zur Telekommunikation werden durch eingehende Schulungen und Einweisungen begleitet, so daß das Know-how zur Benutzung dieser Geräte vorhanden ist.

KKW Rovno

Der Lieferumfang für das KKW Rovno (Ukraine) unterscheidet sich in einigen Punkten von dem für das KKW Balakovo (Rußland).

Das automatisierte US-Prüfsystem (Bild 9.2) beschränkt sich auf die Prüfung des RDB und des Dampferzeugers. Der Prüfumfang wird jedoch erweitert um die Gewindegewindeprüfung am RDB und DE. Gleichzeitig hat das KKW großen Wert darauf gelegt, ein DE-Heizrohrstopfensystem zu erhalten, mit dem defekte Heizrohre zugeschweißt werden können.

Als Überwachungssystem wird im Gegensatz zu Balakovo ein Lecküberwachungssystem als sehr wichtig angesehen.

Im Bereich Brandschutz werden – ähnlich wie in Balakovo – alle Kabelschottungen (Wanddurchführungen und Sperren) und Kabelbahnen in sicherheitstechnisch wichtigen Räumen mit feuerfestem Material versehen.

Ebenfalls ähnlich wie in Balakovo werden im Paket „Telekommunikation“ Informa-

tions- und Kommunikationssysteme aufgebaut bzw. verbessert. Zu nennen sind:

- Funkalarmierungssystem im KKW Rovno,
- Kommunikations- und Informationssystem zwischen KKW, Dershkomatom und den angegliederten wissenschaftlich-technischen Zentren und
- die Erweiterung der lokalen Netze im KKW Rovno sowie Anbindung an Dershkomatom und das RISKAUDIT/ IPSN/GRS-Büro in Kiew.

KKW Saporoshje

Im KKW Saporoshje in der Ukraine wird vom TÜV Rheinland und vom Forschungszentrum Rossendorf in Zusammenarbeit mit dem KKW und der Behörde ein technisches System zur Verbesserung der betrieblichen Überwachung der Kernkraftwerke durch die staatlichen Aufsichtsbehörden konzipiert. Im Investitionsprogramm werden hierfür Hard- und Software geliefert. Das System wird dann vom KKW mit beratender deutscher Unterstützung errichtet.

Dieses System sieht die automatische Überwachung hinsichtlich der Einhaltung von Grenzwerten von 49 technologischen, 18 radiologischen und 6 meteorologischen Parametern vor. Es ermöglicht der Aufsichtsbehörde,

- frühzeitige Informationen über Störungen und eventuelle Aktivitätsfreisetzungen zu erhalten,
- den Sicherheitszustand des Kernkraftwerkes zu beurteilen und durch Auflagen zu beeinflussen sowie
- eine Frühwarnung der Öffentlichkeit in Gefahrensituationen einzuleiten.

Probleme und Schwierigkeiten

In Absichtserklärungen mit russischen und ukrainischen Aufsichtsbehörden, Betreiberorganisationen und Kernkraftwerken wurden folgende Punkte festgelegt:

- Die Leistungen werden nach den in Deutschland anerkannten Regeln der

Technik, der Leistungsbeschreibung und den von den deutschen Firmen mit den KKW vereinbarten Spezifikationen (Pflichtenheft) erbracht.

- Die Lieferungen oder Leistungen werden erst erbracht, wenn die Freistellung der deutschen Seite einschließlich der deutschen Firmen von Drittansprüchen bei nuklearen Ereignissen durch völkerrechtliche Vereinbarung oder in sonstiger Weise sichergestellt ist.
- Die russische und ukrainische Seite gewährleistet die Vorbereitung der notwendigen Dokumentationen und führt die Anpassung, die Montage und die zugehörige Nutzung durch und sorgt für die erforderlichen Genehmigungen.
- Die deutsche Seite einschließlich der deutschen Firmen erbringt die Lieferungen und Leistungen unter der Bedingung, daß sie nicht mit etwaigen Steuern, Abgaben und Gebühren belastet wird.

Trotz dieser eindeutigen Festlegungen gibt es in Rußland Probleme in Bezug auf Betriebsgenehmigungen für die zu liefernden Geräte und Techniken nach russischen Regeln, Zoll und Sicherheitszertifikat.

Gosatomnadsor verlangt vom KKW Balakovo, eine russische Betriebsgenehmigung für alle Diagnose- und WKP-Ausrüstungen einzuholen. Rosenergoatom und KKW Balakovo geben die Forderung an die deutsche Lieferfirma Siemens weiter. Da dies vom Zeit- und Kostenaufwand nicht zu überschauen ist, kann es von deutscher Seite nicht akzeptiert werden. Eine Einigung in diesem Punkt ist in der Weise absehbar, daß Siemens das KKW Balakovo beim Erlangen dieser Betriebsgenehmigung unterstützt.

Im Problembereich „Zoll“ kümmert sich der russische Zoll nicht um die genannten Absprachen. Zollbefreiung könne es nur geben, wenn es sich um humanitäre technische Hilfeleistungen handelt. Hier reicht aber eine entsprechende Erklärung von deutscher Seite nicht aus. Die Entschei-

dung liegt bei einer Kommission in Rußland, die nur in größeren Abständen tagt. Aus diesem Grunde lag das gesamte Brandschutzmaterial im Zollbereich Balakovo für längere Zeit fest.

Hinzu kommt ein weiteres Problem: Seit dem 1. Oktober 1994 gilt eine Anweisung des russischen Zolls zur Einfuhr zertifizierungspflichtiger Waren in die russische Föderation. Damit ist „... der Hersteller oder Verkäufer/Importeur bestimmter Erzeugnisse verpflichtet, die Verantwortung dafür zu übernehmen, daß die Ware für Menschen und Umwelt unbedenklich ist und den diesbezüglichen russischen Normen und Standards entspricht“. Diese Zertifikate werden von drei Stellen in Deutschland ausgestellt; eine davon ist DIN-GOST / TÜV Brandenburg.

In der Ukraine gab es bisher diese Probleme nicht. Schwierigkeiten sind in Zukunft jedoch auch hier nicht auszuschließen. Dies zeigt sich am Beispiel Brandschutzmaterial. Die Verantwortlichkeiten haben sich mit der Umorganisation von GANU verändert, wobei es sofort zu neuen Forderungen kam. Nun soll unter anderem nachgewiesen werden, daß z.B. die Dämmschichtbildner (Brandschutz) strahlenbeständig sind und keine Gesundheitsgefährdung sowohl bei der Verarbeitung als auch bei Feuer gegeben ist. Diese Anforderungen werden ohne Zusatzkosten von der Lieferfirma SVT-Brandschutz nachgewiesen, so daß dieses Problem im Augenblick als gelöst anzusehen ist.

M. Banaschik, W. Schmülling

10.1 Geschäftsstelle TAA/SFK

Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA)

Im Berichtsjahr 1994 hat der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit nach § 31 a BImSchG zweimal getagt und mit der Unterstützung von insgesamt neun Arbeitskreisen die in 1992/93 aufgenommene Bearbeitung an sieben Themenstellungen mit der Herausgabe von sechs Sachstandsberichten in gedruckter Form und einem Sachstandsbericht als internes Papier abschließen können. Es sind dies:

- Abschlußbericht
AK „Novellierung der 2. StörfallVwV“
(TAA-GS-03)
- Abschlußbericht AK
„Lagerung brennbarer
Flüssigkeiten“
(TAA-GS-04)
- Leitfaden „Erkennen und Beherrschen
exothermer chemischer Reaktionen“
(TAA-GS-05)
- Leitfaden
„Rückhaltung von gefährlichen Stoffen
aus Druckentlastungs-einrichtungen“
(TAA-GS-06)
- Leitfaden „Explosionsfähige Staub/Luft-
Gemische und Störfall-Verordnung,
Teil 1: Anwendungsbereich“
(TAA-GS-07)
- Abschlußbericht
AK „Lagerung gemäß
Nr. 9.34 und 9.35 des
Anhangs zur 4. BImSchV,
Teil 1: Sehr giftige/giftige
Stoffe und Zubereitungen“
(TAA-GS-08)
- Abschlußbericht
AK „Lagerung Flüssiggas“
(internes Papier)

Die Berichte (TAA-GS-03 bis 08), wie auch der Jahresbericht 1994 (TAA-GS-09) können von der Geschäftsstelle auf Anforderung kostenlos bezogen werden.

Die Abschlußberichte und Leitfäden haben großes Interesse und eine weite Verbreitung, teilweise ins Englische und Französische übersetzt, auch im europäischen Raum gefunden und stellen als Ermittlung des Standes der Sicherheitstechnik eine wichtige Entscheidungshilfe für Betreiber und Behörden dar. Der Bericht TAA-GS-03 und das interne Papier sind auf Wunsch des BMU als Arbeitsgrundlage für geplante Verordnungen konzipiert.

Zwei Berichte wurden auf der 8. TAA-Sitzung am 4. Mai 1995 im Plenum verabschiedet. Es sind dies:

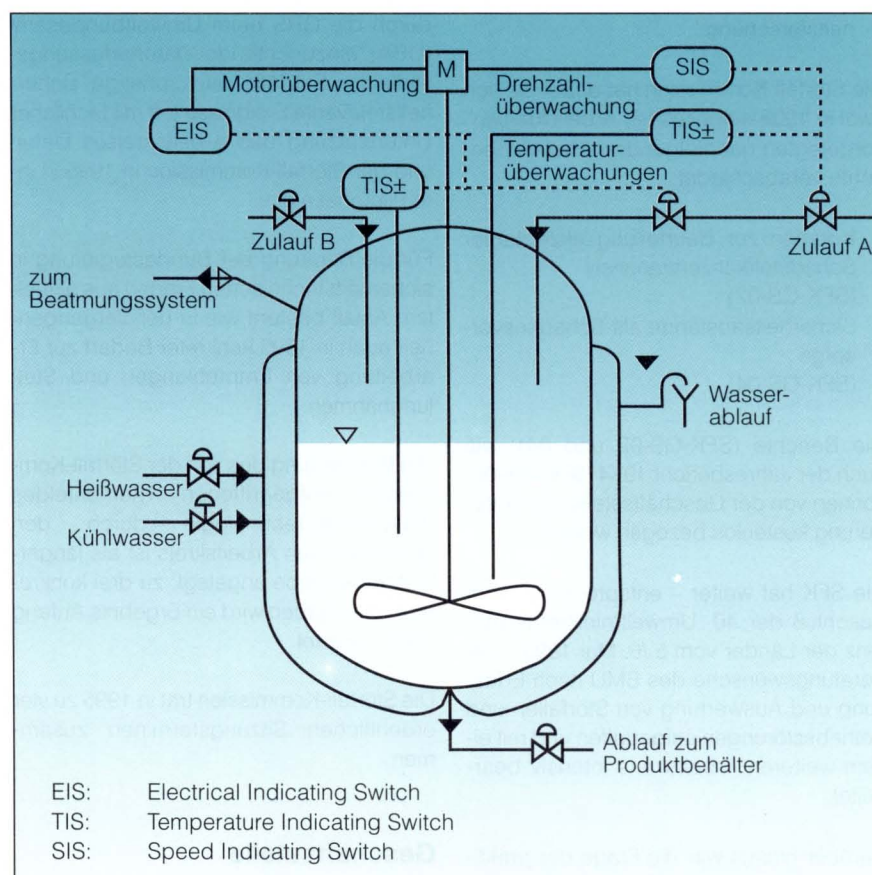
- Leitfaden
„Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische
und Störfall-Verordnung, Teil 2: Störfall-
vorsorge“
- Abschlußbericht
AK „Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35

des Anhangs zur 4. BImSchV, Teil 2: brandfördernde und explosionsgefährliche Stoffe und Zubereitungen“

Zwei Berichte stehen noch aus, sie werden voraussichtlich auf der 9. TAA-Sitzung am 25. Oktober 1995 im Plenum verabschiedet werden können. Es sind dies:

- Abschlußbericht
AK „Anlagenüberwachung“
- Leitfaden
„Sicherheitstechnische Anforderungen
an Ammoniak-Kälteanlagen“

Darüber hinaus hat der TAA aufmerksam die sicherheitstechnische Entwicklung in Deutschland und in Europa verfolgt und dazu in 1994, z.B. zum Entwurf der Europäischen Kommission zur Novellierung der Seveso-Richtlinie und zum Entwurf der



Beispiel der sicherheitstechnischen Ausrüstung eines Reaktionskessels
(aus TAA-Leitfaden „Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen“)

neuen Sachverständigen-Merkmale-Verordnung, Einzel- bzw. Ausschlußstellungen abgeben.

Störfall-Kommission (SFK)

Im dritten Jahr ihres Bestehens hat die Störfall-Kommission nach § 51a BImSchG viermal getagt und im Plenum intensiv über folgende Schwerpunktthemen beraten:

- Kriterien zur Beurteilung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen,
- Sicherheitsabstände als Schadensvorsorge,
- Auswertung von Störfällen und Betriebsstörungen,
- Containment-Technologie für besonders risikobehaftete Anlagenteile in der chemischen Industrie,
- Umsetzung der Ergebnisse der Sicherheitsforschung.

Die Störfall-Kommission hat dabei die von zwei in 1993 eingesetzten Arbeitskreisen vorgelegten nachfolgenden Abschlußberichte verabschiedet:

- Kriterien zur Beurteilung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen (SFK-GS-02)
- Sicherheitsabstände als Schadensvorsorge (SFK-GS-04)

Die Berichte (SFK-GS-02 und 04), wie auch der Jahresbericht 1994 (SFK-GS-05) können von der Geschäftsstelle auf Anforderung kostenlos bezogen werden.

Die SFK hat weiter – entsprechend dem Beschluß der 40. Umweltminister-Konferenz der Länder vom 5./6. Mai 1993 – die Beratungswünsche des BMU nach Erfassung und Auswertung von Störfällen und Betriebsstörungen aufgegriffen und mit einem weiteren Arbeitskreis intensiv bearbeitet.

Darüber hinaus war die Frage der praktischen Umsetzung von Ergebnissen der Sicherheitsforschung konkretes Beratungsthema auf zwei Sitzungen in 1994.

Die Störfall-Kommission hat insbesondere regelmäßig in ihren Sitzungsprotokollen Stellungnahmen zur Verbesserungsmöglichkeit der Anlagensicherheit aufgrund der Beratung von Störfällen und Betriebsstörungen gegeben.

Zum Entwurf der Europäischen Kommission zur Novellierung der Seveso-Richtlinie hat die SFK zweimal von ihren Mitgliedern Einzelstellungnahmen erstellen lassen und den Arbeitskreis „Seveso-Richtlinie“ eingesetzt, in dem eine SFK-Stellungnahme erarbeitet werden soll, die die Beratungswünsche des BMU berücksichtigt.

Auf der 15. SFK-Sitzung am 9. Mai 1995 konnte darüber hinaus der Bericht „Anwendung der Containment-Technologie“ der Störfall-Kommission vorgelegt und von ihr verabschiedet werden.

Die im Rahmen eines UBA-Auftrages durch die GRS beim Umweltbundesamt (UBA) einzurichtende Datenerfassungsstelle für Störfälle und sonstige sicherheitsrelevante Ereignisse tritt mit fachlicher Unterstützung des Arbeitskreises Daten und der Störfall-Kommission in 1995 in ihre Pilotphase ein.

Für die Beratung der Bundesregierung in sicherheitstechnischen Fragen aus aktuellem Anlaß besteht wie in der Vergangenheit auch in 1995 konkreter Bedarf zur Erarbeitung von Empfehlungen und Stellungnahmen.

Die Bearbeitung des von der Störfall-Kommission aufgegriffenen Themenfeldes Wasserstoff-Technologie durch den gleichnamigen Arbeitskreis ist als längerfristige Aufgabe angelegt; zu drei konkreten Teilaufgaben wird ein Ergebnis Anfang 1996 erwartet.

Die Störfall-Kommission trat in 1995 zu vier ordentlichen Sitzungsterminen zusammen.

Geschäftsstelle

Die bei der GRS in Köln im Rahmen des zwischen dem Umweltbundesamt und der

GRS abgeschlossenen Vertrages angesiedelte Geschäftsstelle nimmt seit Februar 1992 die Führung der Geschäfte von TAA und SFK wahr. Sie unterstützt diese beiden Gremien sowie deren insgesamt fünfzehn Unterausschüsse und Arbeitskreise erfolgreich im Rahmen festgelegter Beratungsaufgaben fachlich und administrativ.

Zum Mitarbeiterstab der Geschäftsstelle gehören neben dem Leiter zwei wissenschaftlich-technische Mitarbeiter und eine Sekretärin.

Zum 23. April 1996 wird die erste - auf drei Kalenderjahre begrenzte - Berufungsperiode des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit und der Störfall-Kommission auslaufen.

10.2 Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltschadengesetz beim BMU

Die Bundesrepublik Deutschland verfügt heute über ein durchaus anspruchsvolles und dichtgestricktes Netz von Umweltschutzgesetzen. Die historisch begründete Zersplitterung des Umweltrechts stellt allerdings die Behörden und die betroffenen Bürger immer wieder vor Schwierigkeiten. In Anbetracht der Fülle von Gesetzen, Verordnungen und ausfüllenden Verwaltungsvorschriften ist die einschlägige Rechtslage auch für Experten schwer überschaubar geworden. Ein weiteres Problem liegt darin, daß die einzelnen Umweltgesetze kaum bzw. unzureichend aufeinander abgestimmt sind. So gelten beispielsweise für die Genehmigung eines Atomreaktors andere gesetzliche Grundlagen und andere Verfahrensbestimmungen als für große Chemieanlagen, die aus ökologischer Sicht ebenfalls ein beträchtliches Schadenspotential haben.

Dies hat schon seit Ende der siebziger Jahre die Forderung nach einer grundlegenden Überarbeitung und Vereinfachung



Der Vorsitzende der Unabhängigen Sachverständigenkommission, Prof. Dr. Sendler (5. v. r.), mit den Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern der Geschäftsstelle

des Umweltrechts laut werden lassen. Insbesondere ein einheitliches Umweltgesetzbuch wird von vielen als wichtiges Mittel angesehen, um ein einfacheres und leichter handhabbareres Umweltrecht zu schaffen. Nachdem eine Gruppe von Professoren im Auftrage des Umweltbundesamtes einen ersten Gesetzentwurf für ein Umweltgesetzbuch ausgearbeitet und somit den Nachweis der grundsätzlichen Machbarkeit eines derartigen Vorhabens erbracht hatte, wurde vom damaligen Bundesumweltminister Prof. Dr. Töpfer am 2. Juli 1992 die Unabhängige Sachverständigenkommission ins Leben gerufen. Die mit hochrangigen Experten aus den unterschiedlichen Bereichen der umweltrechtlichen Praxis besetzte Kommission soll unter Einbeziehung praktischer Erfahrungen bis zum Sommer 1997 einen eigenen Gesetzentwurf erarbeiten, der die wesentlichen gesetzlichen Regelungen zum Schutze der Umwelt in einem umfassenden Gesetzbuch vereinigt.

Die GRS hat in diesem Zusammenhang vom BMU den Auftrag erhalten, die Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission einzurichten. Der unter dem Vorsitz von Prof. Dr. Sendler (ehemaliger Präsident des Bundesverwaltungsgerichts) arbeitenden Kommission gehören Prof. Dr. Kloepfer (Humboldt-Universität Berlin) als stellvertretender Vorsitzender sowie Prof. Dr. Bulling (Rechtsanwalt, Stuttgart), Dr. Gaentzsch (Vorsitzender Richter am Bundesverwaltungsgericht, Berlin), Prof. Dr. Johann (Umweltschutzbeauftragter des Mannesmann-Konzerns, Düsseldorf), Dr. Sellner (Rechtsanwalt, Bonn), Dr. Schweikl (Rechtsanwalt, München) sowie Prof. Dr. Winter (Universität Bremen) als weitere Mitglieder an. Die Geschäftsstelle der Sachverständigenkommission wurde in der GRS am Standort Berlin angesiedelt. Ihre Aufgabe besteht darin, die organisatorischen und personellen Voraussetzungen für das Gelingen der Kommissionsar-

beit zu schaffen. Neben dem Leiter der Geschäftsstelle sind dort fünf wissenschaftliche Assistenten, eine Sachbearbeiterin sowie eine Sekretärin zur Unterstützung der Kommissionsmitglieder tätig. Zwei wissenschaftliche Assistenten sind direkt im Bundesumweltministerium in Bonn untergebracht, ein weiterer in der Universität Bremen. Den Kommissionsmitarbeitern kommt im wesentlichen die Aufgabe zu, Regelungsvorschläge einschließlich Begründungen zu den unterschiedlichen Fragestellungen des vom Projekt umfaßten Rechtsstoffes zu erstellen. Nach Abstimmung mit den jeweils zuständigen Kommissionsmitgliedern werden diese Vorschläge dann auf den im Abstand von jeweils etwa zwei Monaten meist in Berlin stattfindenden Sitzungen erörtert.

In der ersten Phase ihrer Arbeit hat sich die Sachverständigenkommission vorrangig mit den Fragen des Besonderen Umweltrechts, d.h. den Regelungen in den Bereichen Naturschutz, Gewässerschutz, Bodenschutz, Immissionsschutz, Strahlenschutz, Gefährliche Stoffe, Pflanzenschutz, Abfallbeseitigung und -vermeidung sowie der Gentechnik beschäftigt. Darüber hinaus wurden auch umweltschutzbezogene Aspekte des Bergrechts erörtert. In nunmehr 17 mehrtägigen Sitzungen wurden zu diesen weitgesteckten Themenkomplexen ausformulierte Regelungsvorschläge beraten und in einer ersten, noch verbesserungsfähigen Fassung verabschiedet.

In nächster Zeit wird es neben der Überarbeitung der bislang beratenen Teile darum gehen, diejenigen Regelungen aus den "Besonderen Teilen", die sich verallgemeinern lassen, in einen zusätzlichen, separaten "Allgemeinen Teil" zu überführen und durch weitere übergreifende Regelungselemente – etwa über die Begriffsbestimmungen, die Umweltverträglichkeitsprüfung, die Umwelthaftung sowie die Recht- und Regelsetzung – zu ergänzen.

11 RISKAUDIT

RISKAUDIT wurde im August 1992 von GRS und IPSN als gemeinsame Struktur in der Form einer Europäischen Wirtschaftlichen Interessenvereinigung (EWIV) gegründet. Aufgabenschwerpunkt von RISKAUDIT sind derzeit die Sicherheitsbewertung der Nuklear-Anlagen in Mittel- und Osteuropa mit den dortigen Partnern sowie die Unterstützung der örtlichen Sicherheitsbehörden und ihrer technischen Sicherheitsorganisationen (TSO). Diese Zielrichtung bedeutet eine verstärkte Verbindung zwischen GRS und IPSN, die mit der Vereinbarung vom Juli 1989 geschaffen wurde, um eine Konvergenz der deutschen und französischen technischen Nuklear-Sicherheitsanforderungen zu erzielen, was sich auch vorteilhaft auf die gemeinsame Entwicklung neuer Reaktorkonzepte auswirken wird. Auf lange Sicht gesehen wird diese Konvergenz die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen in Europa positiv beeinflussen.

Als Tätigkeitsschwerpunkte im Jahr 1994 sind zu nennen:

- Weiterentwicklung der Zusammenarbeit zwischen IPSN und GRS
- Implementierung der Strategien der Mitglieder im Rahmen der „Technical Safety Organizations Group“ (TSOG) und bei der Akquisition von Verträgen
- Management von Projekten und Verträgen
- Betrieb der gemeinsamen Büros in Moskau und Kiew
- Beratung der Europäischen Kommission

Weiterentwicklung der Zusammenarbeit zwischen IPSN und GRS

Die Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN konnte wesentlich verstärkt werden. Auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung wurde die Arbeit von gemeinsamen Teams durchgeführt oder konnte, falls das gegenseitige Verständnis der beiden Teams bereits tief genug war, zwischen ihnen aufgeteilt werden. Bei Unterstützungsvorhaben versuchte RISKAUDIT, Motor für die Zusammenarbeit zu sein. Im Bereich von

Forschung und Entwicklung geht die Arbeitsteilung zwischen den beiden Organisationen weiter voran. Aufgrund fehlender Kapazitäten konnte RISKAUDIT an diesen Aktivitäten allerdings nur zu einem geringen Teil mitarbeiten.

Strategie der TSOG-Mitglieder und Akquisition von Verträgen

Die „Gruppe der technischen Sicherheitsorganisationen“ (Technical Safety Organizations Group, TSOG), die auf Initiative der Europäischen Kommission gebildet wurde, hat folgende Mitglieder: IPSN (Frankreich), GRS (Deutschland), AEA-Technology (Großbritannien), AVN (Belgien), CIEMAT (Spanien) und ANPA (Italien).

Die Arbeit der TSOG und ihrer Mitglieds-Institutionen ist ein wichtiger Beitrag zur technischen Unterstützung im Bereich der nuklearen Sicherheit, die im Rahmen der PHARE- und TACIS- Programme der Europäischen Kommission durchgeführt werden.

U.a. unterstützt die TSOG die Europäische Kommission als unabhängiger Berater beim Erstellen einer umfassenden Strategie zur Verbesserung der Sicherheit. Ein Bericht mit dem Titel: „Strategie der TSOG-Unterstützung an die östlichen Genehmigungsbehörden“, zu dem RISKAUDIT erheblich beigetragen hat, wurde 1994 fertiggestellt und 1995 veröffentlicht. Da die Hauptbeteiligten - Betreiber, Industrie, Behörden, Technische Sicherheitsorganisationen (TSO) – an den wissenschaftlich-technischen Arbeiten der Unterstützungsprogramme der Europäischen Kommission unterschiedliche formale Standpunkte und Verantwortungsbereiche haben, ist eine enge Koordination zwischen ihnen notwendig.

In seiner Funktion als Repräsentant der TSOG engagierte RISKAUDIT sich in starkem Maße bei dieser Koordination mit dem Ziel, sowohl die Strategie ihrer Mitglieder (d.h. IPSN und GRS) als auch die der anderen TSOG-Teilnehmer einzubringen.

Um die Genehmigungsbehörden wirkungsvoll in technischen Sicherheitsfragen zu unterstützen, ist es aus Sicht der TSOG im allgemeinen notwendig, daß Sicherheitsanalysen und Empfehlungen zur Verbesserung der Sicherheit, die von der Industrie durchgeführt und bewertet wurden, von der TSO-Seite überprüft werden. RISKAUDIT war hierbei intensiv beteiligt.

Zusätzlich gab es seitens des RISKAUDIT-Personals erhebliche Anstrengungen bei der Akquisition von PHARE/TACIS/EBRD-Vorhaben für die Mitglieder, die seit der Gründung von RISKAUDIT keine ähnlichen Aktivitäten mehr durchgeführt haben. Dies beinhaltete neben der Vorbereitung von Projektbeschreibungen und Vertragsverhandlungen den Informationsaustausch mit potentiellen Auftraggebern und Begünstigten über Rolle und Fähigkeiten von RISKAUDIT, GRS und IPSN.

Projekt- und Vorhabensmanagement

Die Hauptarbeit im Jahr 1994 war die Koordination für GRS, IPSN und andere Partner, besonders im Bereich

- der Ost-Unterstützungs-Programme TACIS und PHARE der Europäischen Kommission,
- von Programmen der Europäischen Kommission zur Kooperation Europäische Union/Russische Föderation (EU/RF),
- von "Nuclear Safety Account"-Programmen der EBRD und
- von Studien-Projekten der Europäischen Kommission.

RISKAUDIT hat sich gut im Markt eingeführt und ist als Repräsentant für IPSN und GRS anerkannt. Bis April 1995 hat RISKAUDIT Aufträge für 32 Projekte erhalten.

Im Jahr 1994 wurde eine Reihe von Vorhaben abgeschlossen, bei denen RISKAUDIT die Koordination der Berichte übernommen hatte. Die Ergebnisse der wichtigsten Vorhaben sind anschließend kurz beschrieben, ebenso der Stand von noch laufenden Vorhaben.

Gemeinsame EU/RF-Analyse für Europäische Herausforderungen und Lösungen auf dem Gebiet der Nuklear-Sicherheit (Phase 1 und 2)

Die Europäische Kommission förderte eine gemeinsame Analyse von Institutionen der Europäischen Union (EU) und der Russischen Föderation (RF) zur Sicherheit zukünftiger Kernkraftwerke und deren Auswirkungen auf die Entwicklung der Kernkraft. Den Hauptauftrag hat die Europäische Kommission an RISKAUDIT und die Electricité de France (EDF) vergeben, wobei RISKAUDIT Hauptkoordinator ist mit MINATOM als Partner für die Koordination der russischen Aktivitäten.

Die Analyse, für die die Europäische Kommission eine breite Beteiligung forderte, betrifft Reaktortypen allgemein und nicht individuelle Kraftwerke. Sie beschränkt sich auf eine neuere Generation von WWER-Typen, große DWR-Typen, RBMK-Typen und LMFBR-Typen.

Die Arbeiten zu Phase 1, die 1994 mit der Analyse durch eine EU/RF „Senior-Expert-Review“ Gruppe beendet wurden, waren nach Ansicht der Europäischen Kommission und der Teilnehmern ein voller Erfolg. Phase 2 der Analyse begann im Frühjahr 1994 und wird 1995 beendet sein, wobei noch mehr Institutionen als in Phase 1 involviert sind.

Sicherheitsbewertung der Reaktoren im KKW Rovno

Das Vorhaben, an dem alle TSO-G-Mitglieder beteiligt waren, begann im März 1993. Die Arbeiten endeten mit der Herausgabe des Endberichtes im Juli 1994, nach Abschluß einer Reihe von Überprüfungen durch eine Kommission von „Senior-Experten“, sowohl aus westlichen wie aus östlichen (russischen und ukrainischen) Organisationen.

Diese Arbeiten, die sowohl die Blöcke 1 und 2 (WWER-440/W-213) und Block 3 (WWER-1000) umfassen, wurden auf Anforderung der Generaldirektion I (DG I der Europäischen Kommission) der PHARE/TACIS-Expertengruppe zusammen mit den Arbeiten über Kozloduy (s.u.) mit dem

Ziel vorgestellt, die wichtigsten Lehren aus diesen Erfahrungen aufzuzeigen.

Der Bericht bildete die Referenz für das MOHT-EDF-Sicherheits-Verbesserungs-Programm, das als Basis für spezifische Programme in Bulgarien und der Ukraine dient.

Die Definition der Folge-Phase wurde um Monate verzögert und erst Ende 1994 fertiggestellt. Die Gründe waren Schwierigkeiten mit der Genehmigungsbehörde über die Zielfestlegung und später dann die Umorganisation der Genehmigungsbehörde selbst.

Sicherheitsbeurteilung Kozloduy, Block 2

Von Februar bis August 1994 führte ein Konsortium - das gleiche, wie das im September 1991 gegründete - die Sicherheitsbewertung des zweiten Stillstands-Revisionsprogramms von Block 2 im bulgarischen KKW Kozloduy durch und beriet die Genehmigungsbehörde in Bezug auf Maßnahmen, die zum Wiederaufstart des Blocks durchzuführen waren.

Wie bereits im Zusammenhang mit dem KKW Rovno erwähnt, wurden die Erfahrungen aus fünf aufeinanderfolgenden Verträgen zur Unterstützung der Genehmigungsbehörde hinsichtlich der Verbesserung der Sicherheit von Kozloduy 1 und 2 einer PHARE/TACIS-Expertengruppe vorgetragen.

Parallel zu den laufenden Arbeiten wurden Verhandlungen über ein Programm für Kozloduy, Blöcke 3 und 4 geführt: Man verständigte sich auf seine endgültige Fassung im September 1994 nach einer Anpassung aufgrund von Haushaltsbegrenzungen. Der entsprechende Auftrag wurde RISKAUDIT im Dezember 1994 erteilt.

Überprüfung des Berichts zur Verbesserung der Sicherheit im KKW Mochovce

Das Mochovce-Projekt war eine größere Investition von RISKAUDIT und der Muttergesellschaften GRS und IPSN während des gesamten Jahres 1994. Die technischen Arbeiten zur Überprüfung des Be-

richtes zur Verbesserung der Sicherheit des slowakischen KKW Mochovce konnte fast ohne Verzögerung gegenüber den Erwartungen der EBRD und MAI durchgeführt werden. Anders war es jedoch beim Vertrag.

Über die technische Beschreibung („Terms of Reference“) und die Kostenvorschläge konnte im Januar mit der EBRD Einigung erzielt werden. Der Vertrag, der innerhalb von drei Wochen von der EBRD fertiggestellt werden sollte, wurde schließlich RISKAUDIT von der Europäischen Kommission nach PHARE-Bedingungen am 14. September vorgelegt und am 10. Oktober unterschrieben.

Die technischen Arbeiten, die zu keiner Zeit verzögert waren, endeten mit der Herausgabe des Schlußberichtes am 20. Dezember 1994.

Zusätzlich führte RISKAUDIT IPSN/GRS International ein Programm zur Öffentlichkeitsarbeit durch, das im Dezember 1994 begann.

TSO-Studie „Projekt über die Sicherheit von großen evolutionären DWR“

In Weiterverfolgung der Nuklear-Sicherheitsziele der „Council's Resolution“ von 1975 und 1992 hat die Europäische Kommission eine tiefgreifende Studie über mögliche wichtige Aspekte der Sicherheit zukünftiger Kernkraftwerke vorangetrieben. Die Europäische Kommission beschloß, eine dreijährige Studie der TSO-G finanziell zu fördern. Der Vertrag für das erste Jahr (Phase 1) wurde von RISKAUDIT im Dezember 1993 unterzeichnet. Generelles Ziel ist es, durch eine Zusammenarbeit innerhalb der TSO-G eine gemeinsame Sicht für die Sicherheitsaspekte von großen evolutionären DWR in Europa zu finden. Die Arbeiten zu Phase 1 wurden 1994 abgeschlossen; die Ergebnisse wurden der Europäischen Kommission Anfang 1995 vorgestellt und fanden weitreichende Resonanz. Die Arbeiten für Phase 2 sind im Gange und werden bis Mitte 1996 dauern.

Übertragung von Störfall-Codes zu GAN-RF

Ziel dieses dreijährigen TACIS-Vorhabens ist es, die Übertragung, die Anwendung und die Überprüfung von westlichen Rechenprogrammen zur russischen Genehmigungsbehörde GAN-RF und den TSO zu unterstützen und Hilfe bei der Überprüfung und Validierung von russischen Programmen zu geben, die für Sicherheitsanalysen von russischen Druckwasser-Reaktoren (WWER-Reaktoren) benutzt werden.

Im ersten Jahr waren mehrere russische Fachleute jeweils für drei Monate in Frankreich und Deutschland zu Gast, um sich in die französischen und deutschen Rechenprogramme einzuarbeiten.

Überprüfung des Sicherheitsberichtes Ignalina

Im Februar 1994 wurde ein Kreditbewilligungsabkommen zwischen der EBRD, dem KKW Ignalina (RBMK-Reaktoren) und der litauischen Regierung über 33 Mio. ECU abgeschlossen, um Ausrüstung zur Verbesserung der Sicherheit in betrieblicher und technischer Hinsicht zu beschaffen, die das Sicherheitsniveau der beiden Blöcke in kurzer Zeit erhöht. Diese Verbesserungen schließen z.B. Prüfausrüstung, zusätzliche Reaktorabschaltssysteme, Brandschutzeinrichtungen und Studien für zusätzliche Sicherheitseinrichtungen ein.

Eine Bedingung für die Kreditbewilligung an das Kraftwerk Ignalina ist, daß eine tiefgreifende Sicherheitsbeurteilung des Kraftwerkes bis Anfang 1996 abgeschlossen sein muß. Diese tiefgreifende Sicherheitsbeurteilung wird unter Führung des KKW Ignalina mit der Unterstützung eines westlichen Konsortiums unter Führung des schwedischen Energieversorgers Vattenfall durchgeführt. Der entsprechende Sicherheitsbericht wird durch eine Gruppe westlicher TSO unter Führung von RISK-AUDIT/GRS überprüft. Die Analyse und ihre Überprüfung werden ebenso wie die Ausrüstung von der EBRD finanziert. Die

Überprüfung begann im August 1994 und wird im Juli 1996 abgeschlossen sein.

Unterstützung von GAN-RF bei der Genehmigung der Modernisierung von Kernkraftwerken

Über Kreditbewilligungen des „Nuclear Safety Account“ (NSA) wird die EBRD Vorhaben finanzieren, die hauptsächlich die Lieferung von Ausrüstung und kurzfristig durchführbare technische Maßnahmen beinhalten und die unmittelbar in Angriff genommen werden können.

Diese Vorhaben betreffen die Kernkraftwerke Novovoronesh, Blöcke 3 und 4, Kola, Blöcke 1 und 2 sowie Leningrad, Blöcke 1 bis 4.

Um eine spätere Einführung von Genehmigungsmethodik und -verfahren in Rußland zu fördern, werden die TSO die Behörde Gosatomnadzor in technischer Hinsicht unterstützen. Für diese Aufgabe wird ein Konsortium aus EU und russischen TSO gegründet werden mit dem Ziel, ein Genehmigungsverfahren für die durch den NSA finanzierten Änderungen durchzuführen.

Gosatomnadzor ist an RISKAUDIT herangetreten, um Mithilfe beim Management des Vorhabens zu erhalten, und hat GRS und IPSN sowie – in etwas geringerem Umfang – auch AEA-Technology um technische Unterstützung gebeten.

Übertragung von Genehmigungsmethoden nach Rußland und der Ukraine

Die Europäische Kommission schloß im Dezember 1993 mit RISKAUDIT im Namen des Konsortiums der westlichen Genehmigungsbehörden („Consortium of Western Regulators“, CWR) einen Vertrag über zwei dreijährige Vorhaben.

Das allgemeine Ziel dieser Vorhaben ist eine Unterstützung der Nuklear-Sicherheitsbehörden in Rußland und der Ukraine, um ein starkes Genehmigungs-System zu errichten, indem einerseits ein Verwaltungs- und technisches Regelwerk erstellt und

andererseits unabhängige Experten-Organisationen aufgebaut werden.

Zwar kann ein eindeutiges und ideales Modell für die Genehmigungspraxis nicht entwickelt werden. Die Genehmigungspraxis kann unterschiedlich sein, abhängig vom nationalen kulturellen Umfeld. Letzten Endes ist jedes Land verantwortlich für die Sicherheit seiner eigenen Nuklear-Anlagen und muß seinen eigenen Weg finden, dieser Verantwortung gerecht zu werden.

Unabhängig davon gibt es jedoch einen internationalen Konsens über eine Reihe bewährte Praktiken. Diese Praktiken wurden vom CWR vorgestellt und mit den Verantwortlichen der Nuklear-Sicherheitsbehörden Rußlands und der Ukraine diskutiert.

Das Vorhaben für Rußland wird vom BMU geführt mit technischer Unterstützung durch die GRS, das Vorhaben für die Ukraine vom DSIN mit technischer Unterstützung durch IPSN. RISKAUDIT obliegt für beide Verträge das Vertragsmanagement. Die Verträge für das 2. und 3. Jahr wurden für beide Länder Ende 1994 von RISKAUDIT unterschrieben.

Beratung für die Europäische Kommission

Nach einer Diskussion, die zunächst zwischen RISKAUDIT und dem Generaldirektorat XI (DG XI) der Europäischen Kommission stattfand, hat letzteres die TSOG aufgefordert, ein Angebot für Beratung über Kooperationsprogramme mit den Nuklear-Genehmigungs-Behörden in Mittel- und Osteuropa sowie in der Gemeinschaft unabhängiger Staaten (GUS) und deren TSO und auch zu Unterstützungsprogrammen für diese abzugeben. RISKAUDIT bereitete einen Vorschlag vor, der im Technischen Ausschuß der TSOG diskutiert und dann der Europäischen Kommission (DG XI) vorgelegt wurde. Dieser Vorschlag führte im Dezember 1994 zu einem Vertrag mit RISKAUDIT als Hauptauftragnehmer.



Das Büro in Moskau



In diesem Gebäude befinden sich die Räume des Kiewer Büros

Büros in Moskau und Kiew

Das von GRS und IPSN eingerichtete Büro in Moskau ist nun rechtswirksam an RISKAUDIT übertragen worden; in Kiew wurde das Büro von Anfang an direkt von RISKAUDIT verwaltet.

Im Jahr 1994 wurde das Moskauer Büro ohne Unterbrechung betrieben und stellte logistische und technische Unterstützung für die verschiedenen Beteiligten im Rahmen der von der GRS verwalteten BMU- und BMFT-Verträge, ebenso wie für die von RISKAUDIT verwalteten TACIS-Verträge.

ge. Auch internationale Organisationen wie EBRD (NSA) und OECD (RASPLAV) konnten im Rahmen spezieller Verträge vom Moskauer Büro profitieren.

1994 hat das Büro in seinen Räumen durchschnittlich fünf Arbeitstreffen oder Seminare pro Monat durchgeführt und zur Organisation ebenso vieler externer Treffen beigetragen.

Weiterhin war es an der Einrichtung des Kiewer Büros beteiligt durch Abhalten von Computer-Trainings-Kursen und Mithilfe

bei der Weiterentwicklung des Fernmelde- und Rechnernetzes.

Nach zufriedenstellender und termingerechter Renovierung hat im Juli 1994 auch das Büro in Kiew seinen Betrieb aufgenommen. So hat es einige Arbeitstreffen und Seminare im Rahmen von TACIS-Verträgen organisiert und die Muttergesellschaften bei ihren bilateralen Hilfsprogrammen unterstützt. Der Beitrag zur Organisation von Informationstreffen für Mitglieder des ukrainischen Parlaments im Bereich der Nuklear-Energie und -Sicherheit wurde positiv gewürdigt.

12 Institut für Sicherheits- technologie (ISTec) GmbH

12.1 Entwicklung der Tätigkeitsfelder

Die mit der Gründung der GRS-Tochtergesellschaft ISTec aufgenommenen Aktivitäten in den Tätigkeitsfeldern Diagnosetechnik, Informationstechnologie, Leittechnik, Qualitätssicherung und Abfallwirtschaft haben sich weiterhin erfreulich entwickelt. Besonders hervorzuheben sind die Aufnahme des routinemäßigen Betriebs des Turbinendiagnosesystems VIBROCAM zusammen mit COMOS an einer Kernkraftwerks-Turbine, die Erarbeitung der Spezifikationen eines Überwachungssystems für Zwangsumlaufpumpen bei Siedewasserreaktoren, die Aufnahme des Probetriebs mit dem Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem ADAS sowie die Typprüfung für Softwarekomponenten der digitalen Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS, die unmittelbar vor dem Abschluß steht. Darüber hinaus wurden die Beratungstätigkeiten auf dem Gebiet der Qualitätssicherung, der Diagnose und der Leittechnik, vor allem auch für osteuropäische Genehmigungsbehörden und Betreiber, mit Erfolg fortgeführt.

Wie bisher bearbeitet ISTec zu ca. 60 % industrielle und zu ca. 40 % öffentliche Aufträge. Im folgenden werden die wesentlichen, in den einzelnen Tätigkeitsfeldern durchgeführten Arbeiten näher beschrieben und anschließend in vier Fachbeiträgen, den Abschnitten 12.2 bis 12.5, einige wichtige Ergebnisse dargestellt.

Diagnosetechnik

Zur Zeit ist in sieben Kernkraftwerken das bei ISTec/GRS entwickelte System COMOS zur Überwachung des Primärsystems und der Hauptkühlmittelpumpen eingesetzt. Neben der routinemäßigen Analyse der Systeminformationen auf Abweichungen des Schwingungsverhaltens

vom Normalzustand werden bei Bedarf spezielle Untersuchungen durchgeführt. In letzter Zeit war hier insbesondere das Kontaktieren von Rohrleitungen im Bereich der GAU-Abstützungen und Stoßbremsen sowie das Schwingungsverhalten von Brennelementen im Zusammenhang mit dem Einsatz von Neukonstruktionen (neue Materialien, höhere Brennstabzahlen je

Brennelement) von Interesse. Mit Hilfe von Korrelationsuntersuchungen der Kühlmitteldruckschwankungen und der Incore-Neutronenflußmeßsignale war es möglich, die Anregungsfunktionen sowie das Schwingungsverhalten der Brennelemente zu analysieren und hierdurch Hinweise auf mögliche Schadensentwicklungen zu erhalten.

Für Siedewasserreaktoren wurde das Schwingungsverhalten der umgerüsteten Zwangsumlaufpumpen im Kernkraftwerk Isar 1 mit Hilfe eines modifizierten COMOS-Systems über einen längeren Zeitraum kontinuierlich überwacht. In den Anlagen Philippsburg 1 und Brunsbüttel gab es Messungen im Rahmen der Inbetriebsetzung, wobei neben Schwingungsanalysen auch Körperschallmessungen durchgeführt wurden, um eventuell Anlaufen im Lager- oder Lauftradbereich oder lose Teile im Kühlmittel sicher feststellen zu können. Dabei wurde mit Erfolg das System RAMSES eingesetzt, mit dem parallel zu Magnetbandaufnahmen eine kontinuierliche Überwachung von Anschlaggeräuschen mit vier ausgewählten Meßkanälen möglich ist. Die Signale können dann über Modem abgefragt, in das ISTec-Labor übertragen und dort analysiert werden. Mittlerweile wurden die Spezifikationen für eine On-line-Überwachung der Zwangsumlaufpumpen erstellt und damit die Voraussetzungen geschaffen, ein entsprechendes System zu realisieren.

Im Kernkraftwerk Isar 1 wurde der kommerzielle Betrieb eines im Auftrag von der Badenwerk AG entwickelten Diagnosesystems für den Turbosatz aufgenommen. Dabei wurde das COMOS-Prinzip in ein herkömmliches, mit Analysen im Zeitbereich arbeitendes System integriert. Inzwischen wurden auch grundsätzliche Messungen und Analysen des Schwingungsverhaltens der Turbosätze im Kernkraftwerk Brunsbüttel und im Kohlekraftwerk Zolling durchgeführt, um das neuentwickelte System auch dort einsetzen zu können. In den ISTec-Labors stehen entsprechende Auswertestationen zur Verfügung, so daß die notwendigen Serviceleistungen im Zusammenhang mit der Turbi-



Bild 12.1: Versuchsaufbau und Datenarchiv zum Pumpendiagnosesystem COMOS

nendiagnose problemlos erbracht werden können.

Die von ISTec entwickelten Verfahren für die Zustandsdiagnose motorgetriebener Armaturen ermöglichen eine Bewertung des Laufzeitverhaltens. Darüber hinaus wurden Körperschallmessungen an eigenmediumgesteuerten Armaturen des Not-speisewassersystems einer DWR-Anlage durchgeführt. Die Untersuchungen konzentrierten sich auf Gängigkeit und interne Leckagen. Die Ergebnisse haben gezeigt, daß die akustische Ventilüberwachung zu einem wichtigen Baustein der Zustandsdiagnose entwickelt werden kann.

Informationstechnik

Hier konzentrieren sich die Arbeiten derzeit auf zwei Aufgaben: die Homogenisierung der Informationsverarbeitung und die Erstellung von Informationssystemen mit dem Ziel, komplexe Informationsgehalte zuverlässig und benutzergerecht darzustellen.

Kernkraftwerke sind seit langem mit einem Anlagenrechner ausgestattet, der on-line die Verarbeitung wichtiger Prozeßdaten durchführt. Parallel dazu entstanden mit dem Fortschritt der Rechnertechnologie in den verschiedenen Betriebsbereichen Einzellösungen zur Datenverarbeitung, meist auf Workstations, in letzter Zeit zunehmend auf PCs.

ISTec gibt Unterstützung beim Aufbau homogener Rechnerstrukturen und bietet Lösungen an, beim Vorhandensein einer inhomogenen Rechnerwelt die Daten zentral zu sammeln, zu homogenisieren, zu archivieren und die notwendigen Schnittstellen zwischen den verschiedenartigen Rechnern zu schaffen.

Unter der Bezeichnung Allgemeine Prozeßdatenschnittstelle (APS) wurde eine derartige Lösung für ein Kernkraftwerk erarbeitet. Die auf Magnetbändern abgelegten Prozeßdaten (Meßdaten in Analog- oder Binärform) werden von APS in einer SQL-Datenbank archiviert. Zur Bewältigung der großen Datenmenge (über 50 GB) bei gleichzeitig kurzen Zugriffs-



Bild 12.2: Auswertestation des Turbinendiagnosesystems VIBROCAM plus COMOS



Bild 12.3: Analyseeinrichtung MEDEA für Körperschalldiagnose

zeiten wird ein automatischer Wechsler mit 32 magnetooptischen Platten eingesetzt. Die Datenbank erlaubt über das vorhandene Netz die Abfrage und Auswertung der Prozeßdaten für alle dafür berechtigten PC-Nutzer. Die Daten lassen sich mit einer komfortablen SQL-Win-

dows-Anwendung nach vielfältigen Kriterien auswerten und verschiedenartig ausgeben.

Des weiteren hat das von ISTec entwickelte System ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem) seinen Pro-



Bild 12.4: Arbeitsplatz des Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem ADAS

bebetrieb aufgenommen. Es dient der Unterstützung des Strahlenschutzes im Kernkraftwerk und erlaubt die Erfassung der Meßdaten von bis zu 80 Aktivitätsmeßgeräten, die an 10 mobilen, frei konfigurierbaren Erfassungswagen angeschlossen sind. Daneben werden auch Daten von Meßstellen aus dem Prozeßrechner übernommen. Das System besteht aus insgesamt 20 PCs und ist redundant ausgelegt, um eine hohe Betriebssicherheit zu gewährleisten. Ein Archivierungsrechner speichert die Meßdaten in einer SQL-Datenbank und leitet sie an mehrere Arbeitsplatzrechner weiter. Neben übersichtlichen Bild- und Kurvendarstellungen werden bei Überschreitung einstellbarer Grenzwerte Alarmmeldungen generiert, wobei aus der Datenbank direkt die erforderlichen Maßnahmen abgerufen werden können.

Es ist offensichtlich, daß die mit den oben erläuterten Systemen erreichten Problemlösungen nicht auf die Kraftwerkstechnik beschränkt sind. Gegenwärtig wird untersucht, in welchen anderen Anwendungsbereichen – etwa in der Chemie oder im

Krankenhauswesen – mit diesen Systemen Lösungen der dort anstehenden Probleme in der Datenverarbeitung und in der Informationstechnik gelöst werden können.

Leittechnik in Kernkraftwerken

Im Zusammenhang mit der raschen Entwicklung der digitalen Leittechnik und Prozeßrechnertechnik sind in mehreren Kernkraftwerken Umrüstungen vorgenommen worden bzw. in der Planung. Einen besonderen Stellenwert nimmt die Sicherheitsleittechnik ein. Die Zuverlässigkeit dieser Systeme ist zwar nach wie vor sichergestellt, so daß ein Austausch nicht unmittelbar bevorsteht. Dennoch muß damit gerechnet werden, daß die Ersatzteillieferung in Zukunft Schwierigkeiten bereitet. Vor allem bei der Qualifizierung und Sicherheitsbeurteilung von hochzuverlässiger Hard- und Software sind noch Fragen zu lösen. U.a. ist es wegen der hohen Kosten der Nachweisführung für fehlerfreie Software notwendig, je nach Einsatzgebiet eine Abstufung der Qualifizierungsanforderungen vorzunehmen und die einzusetzenden Nachweisverfahren festzulegen. Hier hat ISTec bei der Anpassung der RSK-Leitlinien an die Erfordernisse rechnergestützter digitaler Leittechnik wesentliche Zuarbeit geleistet. Beim Erstellen internationaler Standards – vor allem bei der IEC und der IAEA – wurde intensiv mitgearbeitet.

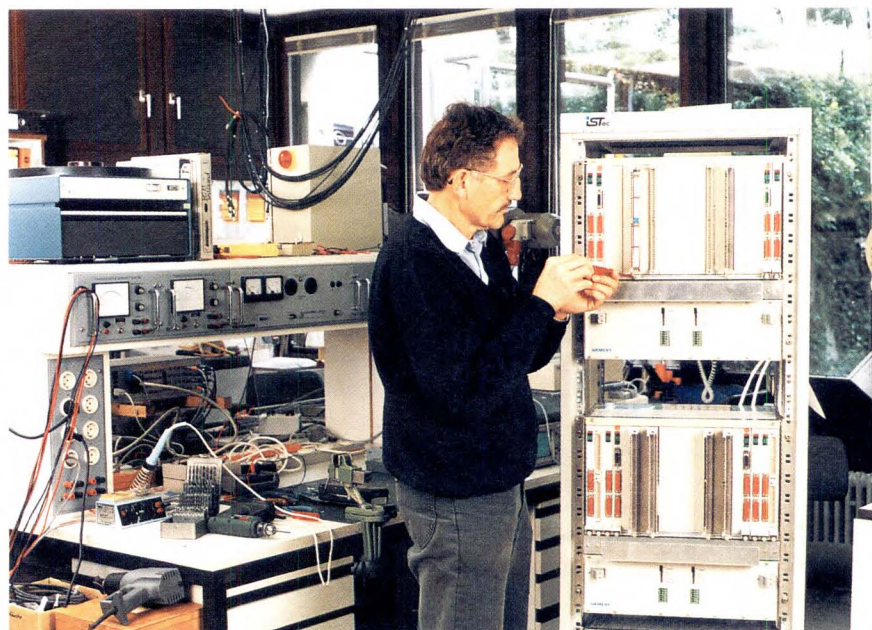


Bild 12.5: Testaufbau repräsentativer Module der digitalen Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS

Darüber hinaus sind die umfangreichen Arbeiten für die Sicherheitsbewertung der von Siemens/KWU neu entwickelten digitalen Sicherheitsleittechnik zu nennen. Hier wurden mit der Typprüfung von Softwarekomponenten neue Wege beschritten. Analog zur Typprüfung klassischer Hardwarekomponenten werden wiederverwendbare Softwarekomponenten des Anwenderprogramms (die anlagenspezifisch konfigurierbar und parametrierbar sind und deren Schnittstellen eindeutig beschreibbar sein müssen) analysiert, z.B. die sogenannten Funktionsbausteine der Sicherheitsleittechnik. Weitere wiederverwendbare Softwarekomponenten, die einer Typprüfung unterzogen wurden, sind u.a. das Betriebssystem, die Ablaufumgebung und die Selbstüberwachung.

Als wichtiges Element tritt zu dieser Typprüfung von Softwarekomponenten, die im Kernkraftwerk on-line im sicherheitsrelevanten Signalpfad eingesetzt werden, die Prüfung der Werkzeuge, die zur Erzeugung dieser Komponenten eingesetzt werden. Darüber hinaus wurde eine Systemprüfung definiert, die dem Nachweis sicherheitstechnisch wichtiger Systemeigenschaften dient, z.B. Funktionalität, Reaktionszeit, Ausfallverhalten, Fehlertoleranz, Prüf- und Wartbarkeit.

Hervorzuheben ist auch die intensive Beratungstätigkeit von osteuropäischen Behörden im Zusammenhang mit den dort vorgesehenen Umrüst- und Nachrüstmaßnahmen. So wurde die ungarische Behörde hinsichtlich der Anwendung einschlägiger Regeln und Richtlinien für die Sicherheitsbeurteilung digitaler Sicherheitsleittechnik beraten und wichtige Zuarbeit für die Erstellung von ungarischen Richtlinien geleistet. Die russische Genehmigungsbehörde wurde bei der Optimierung des Prüfkonzpts für die Sicherheitsleittechnik der Anlage Balakovo beraten, und für die Ukraine wurde eine Methodik zur Nachrüstung eines selektiven Überstromschutzkonzepts für die elektrische Versorgung des Sicherheitssystems des Kernkraftwerks Rovno ausgearbeitet. Außerdem gab es im Zusammenhang mit Fragen zur Alterung von Komponenten Bera-

tung über wiederkehrende Nachweise der Störfallfestigkeit von elektrischen und leittechnischen Komponenten.

Qualitätssicherung

Nachdem zunehmend Rechner in betrieblichen und auch sicherheitsrelevanten Bereichen der Leittechnik eingesetzt werden, sind die Schwerpunkte der laufenden Arbeiten ausgerichtet auf die

- Entwicklung von Methoden zur Prüfung von Software in abgestuften Sicherheitsklassen,
- Entwicklung von Werkzeugen, welche die Anwendung dieser Methoden unterstützen,
- Anwendung der Methoden und Werkzeuge in Pilot- und Industrieprojekten und
- Beurteilung von konstruktiven Methoden zur Erstellung sicherer Software.

Bei der Entwicklung von Methoden für die Prüfung von Software wurde in der Vergangenheit zu wenig Wert auf die Kontrolle gelegt, ob die vom Anwender in mehr oder weniger detaillierter Form definierte Aufgabenstellung in eine genaue Spezifikation für die Software umgesetzt werden kann. Für leittechnische Funktionen werden hierfür bei ISTec graphische Spezifikationsmethoden entwickelt, die eine anschauliche Darstellung des Prozesses ermöglichen, und die sowohl vom Anlagen- wie vom Softwaretechniker gleichermaßen gut verstanden werden. Weiterhin wird ermöglicht, den auf diese Weise modellierten Prozeß zu simulieren und zu analysieren. Insbesondere können erwünschte oder verbotene Prozeßzustände vorgegeben und deren Erreichbarkeit am Modell nachvollzogen werden. Parallel zu dieser Methodenentwicklung wird ein entsprechendes Werkzeug entwickelt, das eine leittechnische Funktion und deren dynamische Wirkung via Petrinetz modelliert. Alle diese Arbeiten zielen auf eine wesentliche Verbesserung der Prüfmöglichkeiten am Anfang des Software-Entwicklungsprozesses ab.

Schließlich ist am Ende des Software-Entwicklungsprozesses der Nachweis zu führen, ob der auf der Maschine ablaufende Code die spezifizierte Funktion erfüllt. In diesem Zusammenhang sind Methoden notwendig, die - ausgehend vom Maschinencode - entsprechende Analysemöglichkeiten bieten. Hierfür wurden (in Zusammenarbeit mit TÜV und OECD Halden Reaktor Projekt) zumindest für die bisher in der Kerntechnik gebräuchlichen einfachen Prozessoren geeignete Werkzeuge entwickelt und inzwischen auch im Rahmen praktischer Prüfungen bereits erfolgreich eingesetzt. Ein in der Entwicklung befindliches Werkzeug prüft die Richtigkeit der mit einem Codegenerator automatisch erzeugten Anwenderprogramme.

Ein weiterer Schwerpunkt der Arbeiten war die Entwicklung von Methoden und Werkzeugen zur Aufbereitung von großen Programmen. Zielrichtung waren dabei große Nuklearcodes zur Auslegung von Komponenten oder thermohydraulische Codes, die von einer Vielzahl von Wissenschaftlern über viele Jahre hinweg entwickelt wurden, und die daher schwer verständlich, handhabbar und beurteilbar sind.

In der Qualitätssicherung wird derzeit an einem Prozeßrechnertausch für ein verteiltes Rechnersystem zur Erfassung, Aufbereitung und Auswertung von Prozeßdaten in einem Kernkraftwerk mitgearbeitet. Die hierbei verwendete Technologie schneller und leistungsfähiger Rechner in einem Netzwerk, zusammen mit konfigurierbaren und parametrierbaren Softwarekomponenten, erfordert eine Abstimmung konventioneller Maßnahmen zur Qualitätsbewertung auf diese in der betrieblichen Leittechnik eingesetzten Systeme.

Abfallbeseitigung und Reststoffwirtschaft

Die Arbeiten zur Abfallbeseitigung und Reststoffwirtschaft konzentrieren sich wie bisher auf die Erstellung von Dokumentationssystemen zur Erfassung und Verfolgung radioaktiver Reststoffe und Abfälle. Dabei wird derzeit mit dem Programm AVK



Bild 12.6: Abfallfluß-Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystem AVK

(Abfallfluß-Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystem) der Bereich der Betriebsabfälle aus Kernkraftwerken abgedeckt. Mit dem Programm AVK-ELA wird die Endlagerdokumentation für die Endlagerung im Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) erstellt, die Einhaltung der Endlagerungsbedingungen geprüft, und es werden endlagerungsrelevante Vorgänge verwaltet.

Die Entwicklung des AVK ist praktisch beendet. Eine Weiterentwicklung findet nur im geringen Umfang statt, um spezielle Erfordernisse der Anwender umzusetzen. Im wesentlichen wird zur Zeit Anwenderunterstützung in Form von Hot-Line-Unterstützung, Anwenderbesuchen vor Ort und Schulungsveranstaltungen geleistet. Mit einer größeren Weiterentwicklung ist erst nach Inkrafttreten der atomrechtlichen Verordnung für Reststoffe und Abfälle (vorläufige Bezeichnung: AtRAV) zu rechnen.

Die Entwicklung des AVK-ELA ist für die Version 1 ebenfalls abgeschlossen. Da geplant war, AVK-ELA erst nach Abschluß der Begutachtung durch den TÜV Bayern/

Sachsen zur Erstellung der Endlagerdokumentation einzusetzen, wird das Programm erst in der zweiten Jahreshälfte 1995 in größerem Umfang zum Einsatz kommen. Eine Installation bei der Deutschen Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfälle (DBE) und dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) ist vorgesehen, jedoch ist hier noch eine Weiterentwicklung auf die Bedürfnisse des Endlagers erforderlich. Zur Unterstützung der AVK-ELA-Anwender bei der Erstellung der Endlagerdokumentation wird ein spezieller Service angeboten, der insbesondere Beratung zur Aktivitätsbestimmung und zur Optimierung der Endlagerungsstrategie umfaßt.

Im Rahmen der Stilllegung der Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg werden die Programme AVK und AVK-ELA an die Erfordernisse bei der Stilllegung von Kernkraftwerken angepaßt. Damit ist der Einstieg in die Reststoffflußverfolgung bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen erfolgt. Ähnliche Aktivitäten sind auch bei der Stilllegung des Versuchs-Atomkraftwerks Kahl (VAK) und von Kernkraftwerk Würgassen (KWW) geplant.

Weitere Arbeiten werden vom Kölner Betriebsteil von ISTec im Zusammenhang mit der Planung und Auslegung von Endlagern übernommen. Die Tätigkeiten erstrecken sich insbesondere auf die

- Erstellung von Unterlagen im Zusammenhang mit dem Planfeststellungsverfahren Konrad,
- Durchführung von Sicherheitsanalysen und Analysen zur Anlagensicherheit für den Betrieb von Endlagern,
- Charakterisierung von radioaktiven Reststoffen und Abfällen und
- Erfassung und Auswertung von sicherheitsrelevanten Daten beim Betrieb des Endlagers Morsleben.

Im Rahmen der Planung des Schweizer Endlagers ELSMA wurde eine Sicherheitsanalyse durchgeführt. Die Arbeiten werden im Laufe dieses Jahres vertieft.

W. Bastl

12.2 Qualifizierung der digitalen Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS

In steigendem Maße werden Rechnersysteme in der Leittechnik von Kernkraftwerken eingesetzt. Auch in der Sicherheitsleittechnik werden digitale Rechnersysteme zukünftig Anwendung finden. Der Sicherheitsnachweis von Hard- und Software erfordert allerdings den Einsatz neuer Verfahren.

In der betrieblichen Leittechnik der Kernkraftwerke hat die rechnergestützte digitale Technik einen breiten Einzug erfahren, und auch in der Sicherheitsleittechnik kommen international wie in Frankreich, Kanada und England bereits rechnergestützte Systeme zum Einsatz. Dieser Wandel ist durch wichtige Vorteile der Rechner-technik begründet:

- Nutzung der besonderen Fähigkeit der Rechner-technik zur Verbesserung von Steuerung und Überwachung der im Kernkraftwerk ablaufenden Prozesse durch einfache Umsetzung komplexer Auswerte- und Schaltkriterien in leittechnische Funktionsabläufe,
- selbstüberwachende Auslegung der Leittechnik sowie wirksame Fehlerdiagnose durch umfangreiche automatische Selbstprüfmaßnahmen,
- Verringerung der Gerätevielfalt durch Einsatz standardisierter Hardware und geeigneter Bussysteme und daraus folgend eine Reduzierung des Geräte- und Verkabelungsaufwands,
- Inanspruchnahme moderner Informationstechniken und dadurch Verbesserung der Meldeeinrichtungen und der Möglichkeiten für die Störungs-/Störfallanalyse durch intensive Nutzung bildschirmgestützter Darstellungs- und Auswerteformen,
- flexible Anpassung der Funktionalität an veränderte Vorgaben mit nur geringem Aufwand, wobei selbst wesentliche Leistungserhöhungen lediglich durch Austausch oder Hinzufügen von Baugruppen realisierbar sind.

Diesen leicht erkennbaren Vorteilen stehen jedoch vor allem bei der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken Schwierigkeiten in der Sicherheitsbewertung gegenüber. Zwar sind wegen des inzwischen weitverbreiteten Einsatzes digitaler Leittechnik und Rechentechnik in diesen Anwendungsbereichen die Qualifizierungsmethoden weit fortgeschritten. Die an Qualifizierungsverfahren für hochzuverlässige Sicherheitsleittechnik zu stellenden Anforderungen und Vorgehensweisen und damit die zu erbringende Nachweistiefe ist wegen noch fehlender Standards aber nicht festgeschrieben. Dies führte in der Vergangenheit zu einer gewissen Verunsicherung und verzögerte so die Einführung rechnergestützter Systeme in die Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken. Mit der jüngsten Überarbeitung der RSK-Leitlinien im Hinblick auf den Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik ist inzwischen ein wichtiger Schritt getan, die für die neue Technologie notwendige Beurteilungsbasis zu legen.

Entwicklung von TELEPERM XS

Vor diesem Hintergrund startete Siemens/KWU im Jahre 1987 die Entwicklung einer digitalen Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS. Die deutschen Energieversorgungsunternehmen beteiligten sich an der Entwicklung über einen Planungsauftrag. Die rechnergestützte Neutronenflußmeßtechnik SINUPERM N sowie die Strahlungsmeßtechnik SINUPERM M sind in die Sicherheitsleittechnik integrierbar. TELEPERM XS ergänzt so das Prozeßleitsystem TELEPERM XP, das die Automatisierungsaufgaben der betrieblichen Leittechnik übernimmt.

Auslegung der digitalen Sicherheitsleittechnik basierend auf TELEPERM XS

Die Grundstruktur der Sicherheitsleittechnik mit TELEPERM XS ist durch ein viersträngig redundantes, lose gekoppeltes Rechnersystem gegeben (Bild 12.7). Dieses Konzept trägt der baulichen und verfahrenstechnischen Struktur der Reaktoren von KONVOI-Anlagen Rechnung. Auch für die Spezifikation der Leistungsanforderungen an die Einzelrechner sowie die Kommunikation waren Funktionsumfang und -inhalt der Systemtechnik der KONVOI-Reihe bestimmend.

Die geforderten Fehlertoleranz-Eigenschaften des Systems führen unmittelbar zu räumlich verteilten Mehrrechner-Strukturen. Abhängig von den Leistungsanforderungen sind auch einfachere Strukturen denkbar; die Konfigurierbarkeit des Systems macht es deshalb für Nachrüstvorhaben besonders geeignet. Die Einzelrechner sind untereinander durch Lichtwellenleiter als Kommunikationsmedium energetisch und galvanisch entkoppelt.

Die Verbindung zur Warte erfolgt über die Melderechner ME, der Informationsfluß verläuft im Automatikpfad von der Signalerfassung (ER) über Verarbeitungsrechner (VA), Teilsystemsteuerung (TS) und Voter (VO) zur Antriebssteuerung.

Zur Auslösung der Schnellabschaltung sind zwei unabhängige Rechner pro redundantem Strang vorgesehen (TRIP A und TRIP B). Die Anregesignale werden so auf die Rechner verteilt, daß der vollständige Ausfall einer der drei diversitären Meßsignalgruppen (A, B oder C) die Störfallerkennung nicht verhindert.

Jeder einzelne Rechner ist konfigurierbar und enthält im wesentlichen eine Verarbeitungseinheit, Anschaltbaugruppen für Busse und Peripheriebaugruppen (digitale oder analoge E/A-Baugruppen). Er belegt einen von mehreren Baugruppenträgern in einem Elektronikschrank. Die

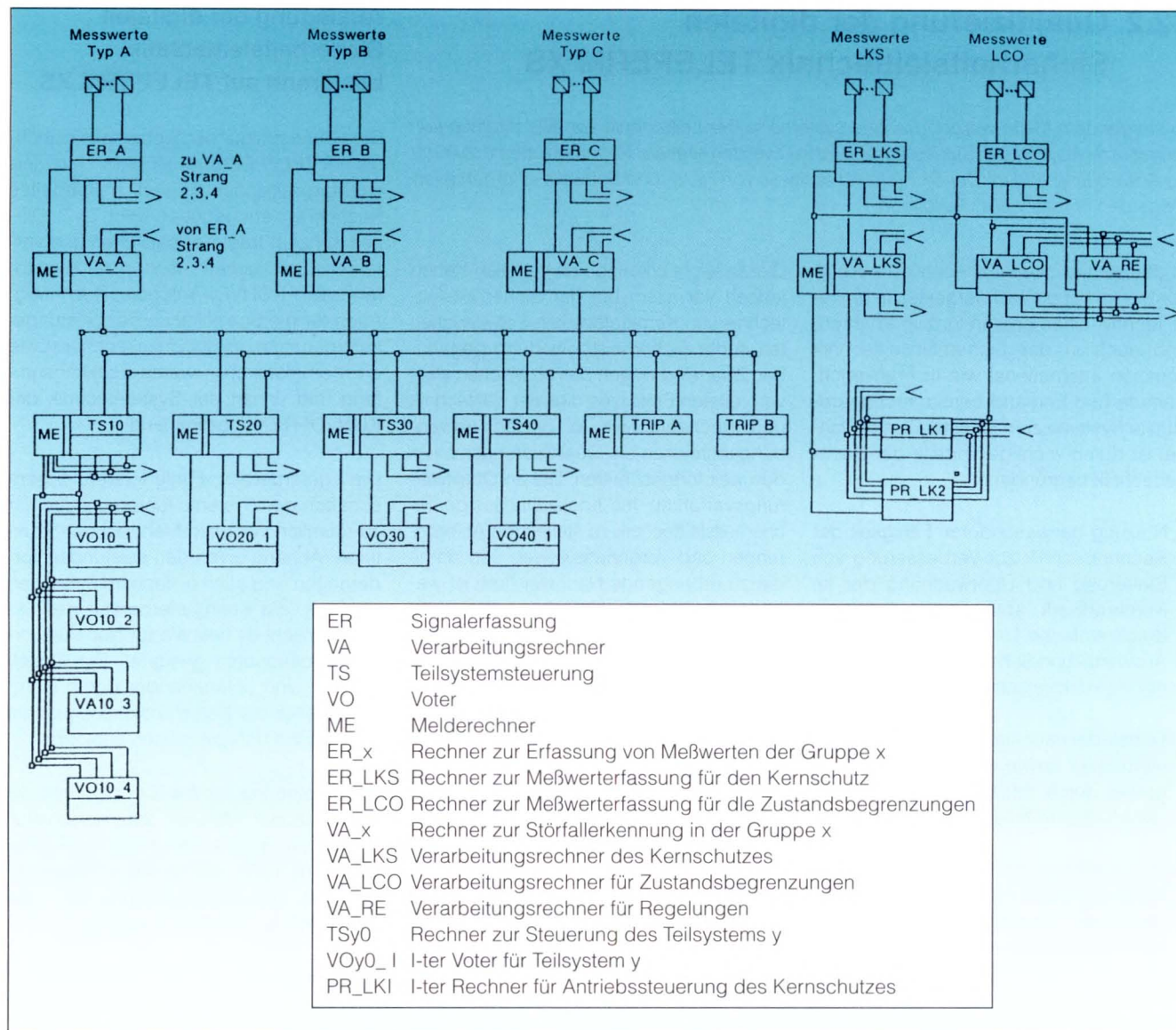


Bild 12.7: Struktur der Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS (1 Redundanz)

Baugruppen sind Serien-Komponenten der Siemens-Systeme MMC, SIMATIC und SINEC, bewährt im industriellen Einsatz.

Da die Rechner zur Mehrheitswertung (VO) die Unverfügbarkeit der gesamten Anregekette wesentlich beeinflussen, sind sie aus zwei Doppelrechnern zusammengesetzt, die in 1v2-Logik verknüpft sind. Jeder einzelne Doppelrechner umfaßt sei-

nerseits zwei in 2v2-Logik verknüpfte Prozessorbaugruppen.

Softwarestruktur der Einzelrechner

Softwaremäßig sind alle Rechner gleich strukturiert. Die wesentlichen Komponenten sind das Betriebssystem, der Kommunikationsdienst, die Ablaufumgebung (AU) für die Funktionsplangruppen-Module

(FPG), die FPG-Module mit den Funktionsplänen (FP) und die Selbstüberwachung (Bild 12.8).

Das Echtzeit-Betriebssystem (MICROS) ist dezentral auf jedem Rechner implementiert und stellt wichtige Dienstleistungen wie Hardware-Steuerung und Taskverwaltung bereit.

Die Ablaufumgebung stellt die Verbindung zwischen der signalverarbeitenden Soft-

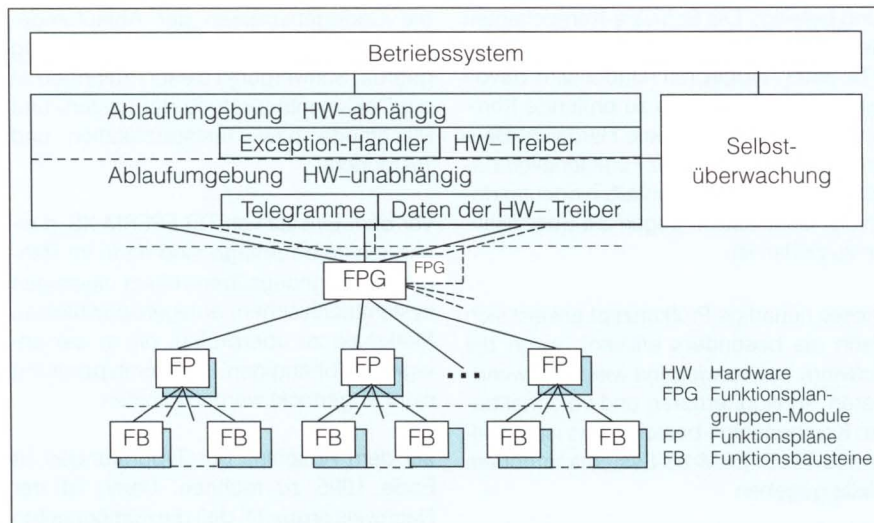


Bild 12.8: Softwareaufbau eines Verarbeitungsrechners

ware (FPG) und dem Betriebssystem sowie der Rechner-Hardware dar. Sie steuert den Ablauf der FPG in den verschiedenen Betriebsarten: ANLAUF, BETRIEB, PARAMETRIEREN, FUNKTIONSPRÜFUNG, DIAGNOSE.

Die Funktionspläne (FP) bestehen aus untereinander verschalteten Funktionsbausteinen (FB); der Verknüpfungsplan bestimmt die Funktionalität der Signalverarbeitung. Die verschiedenen Rechner einer Redundanz beinhalten unterschiedliche Funktionspläne.

Zu Zeiten, in denen die Ablaufumgebung nicht aktiv ist, arbeitet auf jedem Rechner die Selbstüberwachung als separate Task, um möglichst frühzeitig Hardware-Ausfälle auf den Baugruppen feststellen zu können. Im Fehlerfall wird der Exception-Handler aktiviert und die Baugruppe stillgelegt.

Ein wesentliches Merkmal des Systems ist die zyklische Arbeitsweise der Einzelrechner. Damit kann eine wirksame Entkopplung zwischen dem verfahrenstechnischen Prozeß und dem Verhalten der Leittechnik gewährleistet werden. Störungen oder Störfälle im Anlagenprozeß und starke Schwankungen der Eingangsgrößen dürfen den zeitlichen Ablauf der Signalbe-

arbeitung nicht beeinflussen. Daher werden im TELEPERM-XS-System konsequent ereignisgesteuerte Programmabläufe vermieden; statt dessen werden alle Einzelaufgaben immer zyklisch bearbeitet. In einer stets gleich verlaufenden Sequenz werden Meßsignale eingelesen, Grenzsingnale gebildet und dem Anlagenzustand entsprechend Steuersignale ausgegeben.

Generierung der Anwender-Software und Systemkonfigurierung

Da die Erstellung der Anwender-Software im allgemeinen fehleranfällig ist, wurde ihre Spezifikation bei TELEPERM XS stark formalisiert und die Codegenerierung vollständig automatisiert.

Die leittechnischen Funktionen werden auf einer HP Workstation mit dem Editor eines Engineering-Tools (SPACE) in Form von Funktionsplänen spezifiziert. Diese Funktionspläne können aufgrund ihrer Darstellungskonventionen sowohl von den Verfahrenstechnikern als auch von Leittechnikern gelesen und verstanden werden. Es wird ein von der VGB empfohlenes Format benutzt, die Pläne gehen in die Dokumentation für den Anlagenbetreiber ein.

Nach der Verifikation durch den Verfahrenstechniker werden die Funktionspläne in einer Datenbank des Werkzeugs SPACE abgelegt. Es ist nun Aufgabe eines automatischen Codegenerators, aus den Funktionsplänen, die als Inhalte in der Datenbank vorliegen, den diese Funktionspläne realisierenden C-Programmcode für das Zielsystem zu generieren.

Die Fehlerfreiheit dieses Codes kann durch ein Rückübersetzungswerkzeug nachgewiesen werden. Ebenfalls auf der Workstation kann der generierte C-Code mit Hilfe einer Testumgebung getestet werden, um das funktionale Verhalten der Funktionspläne bewerten zu können. Auch die Konfigurationsdaten für die Hardware der einzelnen Rechner werden über die Workstation eingegeben und in der SPACE-Datenbank abgelegt. Mit Hilfe eines Codegenerators für die Ablaufumgebung werden diese Daten zur Initialisierung und Konfigurierung der Ablaufumgebung der Rechner verwendet.

Damit ist die gesamte Rechnerkonfiguration – Hardware und Software – sowie auch die Funktionalität der Rechner durch die Funktionspläne in der SPACE-Datenbank abgelegt. Die Codegeneratoren bedienen sich ausschließlich dieser Datenbank als Informationsquelle. Der Entwicklungsprozeß der Zielsysteme ist damit in einer bisher nicht erreichten Durchgängigkeit automatisiert worden; auf diese Weise ist die Generierung eines in hohem Maße fehlerarmen Zielcodes gewährleistet.

Schritte zur Qualifizierung der Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS

Im Vorgriff auf mögliche atomrechtliche Genehmigungsverfahren erteilte das Bayerische Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (BStMLU) im Jahre 1988 der GRS den Auftrag, die KWU-Entwicklung einer Sicherheitsleittechnik für Kernkraftwerke entwicklungs- und begutachtend zu begleiten. Damit sollte gewährleistet werden, daß die aus sicherheitstechnischer Sicht zu berücksichtigen-

den Prinzipien und Auslegungsmerkmale in die Konzeptentwicklung einfließen. Dabei war zu prüfen, ob

- das projektierte System mit den vorgesehenen Geräten im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen machbar ist,
- bei Entwurf und Entwicklung die bestehenden Regeln und Richtlinien korrekt interpretiert und angewendet wurden,
- die Nachweisführung zweckmäßig und hinreichend tief erfolgte.

Ein wesentlicher Meilenstein in der Entwicklung wurde durch die Konzeptbeschreibung erreicht, welche die konzeptbestimmenden Merkmale der entwickelten Sicherheitsleittechnik, die Qualitätsanforderungen sowie die Aussagen zur Qualifizierung beinhaltet. In einem 1992 von der GRS erstellten Konzeptgutachten wurde die prinzipielle funktionale und technische Machbarkeit der digitalen Sicherheitsleittechnik bestätigt und die dazu noch notwendigen Bedingungen und Nachweise genannt.

Auch bei den nachfolgenden Typprüfungen der Hard- und Softwarekomponenten und ihrer Integration wurde die Einbindung herstellerechter Gutachter weitergeführt. Die Prüfungen der Hardware-Komponenten werden vom TÜV Nord mit dem TÜV Rheinland im Unterauftrag (praktische Prüfung) durchgeführt. Nach KTA-Regel 3503 besteht das Ziel der Hardware-Typprüfung im wesentlichen im Nachweis, daß die Hardware die im Datenblatt spezifizierten Funktionen unter den geforderten Umweltbedingungen (Elektromagnetische Einwirkungen, Klima, Seismik) erfüllt. Als schwierig erwies sich dabei die Festlegung einer Prüfspezifikation für digitale, programmierbare Hardware-Baugruppen, die die Anforderungen möglichst aller relevanten Regeln und Richtlinien abdeckt.

Mit der Typprüfung der Software-Komponenten wurde die GRS beauftragt, die für die Projektleitung und die fachliche Bearbeitung ihr Tochterunternehmen ISTec einschaltete. Darüber hinaus wurde der TÜV Nord im Unterauftrag an der Softwareprü-

fung beteiligt. Die Software-Komponenten werden in „sinngemäßer Anwendung der KTA 3503“ typgeprüft. Dabei wird davon ausgegangen, daß die zu prüfende Komponente, ähnlich wie eine Hardware-Baugruppe, eine definierte Funktionalität besitzt, die über eine ebenfalls eindeutig definierte Schnittstelle gegen die Spezifikation zu prüfen ist.

Dieses neuartige Prüfkonzept erweist sich dann als besonders effizient, wenn die Software aus vorwiegend wiederverwendbaren, konfigurierbaren und verschaltbaren Komponenten besteht. Dies ist im Falle des TELEPERM-XS-Systems in hohem Maße gegeben.

Die Typprüfung einer Software-Komponente umfaßt die Prüfung der Anforderungsspezifikation (Lasten) bis zum Test der Komponenten. Die Reihe der zu prüfenden Unterlagen sind Lastenheft, Pflichtenheft, Designunterlage, Implementierungsunterlage, Testspezifikation und Testbericht. Dabei werden Unterlagenkonsistenzen ebenso geprüft wie die von einschlägigen Regeln (z.B. IEC 880) vorgegebenen Konstruktionsprinzipien. Im Test wird die durch das Spektrum der definierten Parameter abzugrenzende Funktionalität geprüft. Dabei muß die Komponente gegebenenfalls in ihre Zielumgebung integriert werden.

Ergänzt wird dieser Test durch eine anlagenunabhängige Systemtypprüfung, die das spezifizierte Systemverhalten einer typischen Mehrrechnerstruktur für ein Leitesystem prüfen soll. Geprüft werden hier Anlauf, korrekte Funktion des Gesamtsystems, Grenzlast der Kommunikation, Reaktionszeiten des Systems, deterministisches Systemverhalten, Ausfallverhalten und Synchronisierung der Rechner.

Ebenfalls in der Systemtypprüfung unterzubringen sind Tests komponentenbezogener Funktionsmerkmale, die in der Komponententypprüfung nicht abgedeckt werden konnten.

Ähnlich wie die on-line auf dem Zielsystem eingesetzten Komponenten werden auch

die Codegeneratoren der Ablaufumgebung und der Funktionspläne sorgfältig geprüft. Schwerpunkt dieser Prüfungen ist die Dokumentenprüfung der Lasten- und Pflichthefte bzw. Testspezifikation und Testbericht.

Vor dem Einsatz von TELEPERM XS in einer konkreten Anlage sind dann im Rahmen der Eignungsüberprüfung diejenigen systemtechnischen, anlagenspezifischen Merkmale zu überprüfen, die in der anlagenunabhängigen Systemtypprüfung nicht abgedeckt werden konnten.

Mit dem Abschluß der Typprüfungen ist Ende 1995 zu rechnen. Damit ist der Nachweis erbracht, daß die Komponenten zu einem typischen Leitesystem konfiguriert werden können, das den Forderungen der kerntechnischen Qualifizierung für Sicherheitsleittechnik entspricht.

E. Hoffmann

12.3 Qualitätssicherung beim Rechnertausch im Kernkraftwerk Krümmel

Im Kernkraftwerk Krümmel (KKK) wird die vorhandene Prozeßrechneranlage zur Überwachung des Kraftwerksbetriebes und zur Dokumentation des Betriebsgeschehens durch eine neue Prozeßrechnertechnologie ersetzt. Mit der damit einhergehenden Umstellung verbunden ist vor allem auch die Neufassung und -gestaltung der dazugehörigen Rechner-Software.

Vorrangige Ziele beim Rechnertausch im Kernkraftwerk Krümmel sind:

- der Erhalt der „alten Funktionalität“, d.h. die verfahrenstechnischen Aufgaben und Abläufe sollen erhalten bleiben,
- die Flexibilität und Offenheit des Systems, um später auch Flußdiagramme zur Unterstützung des Wartepersonals einbinden zu können,
- die Nutzung moderner Informationstechnologie, d.h. eine dem Stand der Technik angemessene Hard- und Software-Konfiguration.

Da die Qualitätssicherung dem heutigen Stand entsprechen sollte, darüber hinaus die neuartige Konzeption der

Anlage aber auch eine Neuorientierung und Neugewichtung der Qualifizierung erfordert, wurde ISTec beauftragt, projektbegleitend die nötigen Arbeiten zur Qualitätssicherung auf die geänderten Qualifizierungsgrundlagen hin auszurichten und zu ertüchtigen. Die wesentliche Schwierigkeit dabei ist, daß die hier gewählte und im folgenden dargestellte Konzeption und Entwicklung von der konventionellen Technik erheblich abweicht, und somit die üblichen Qualifizierungsvorschriften, wie sie in den gängigen Regelwerken niedergelegt sind, hier nicht greifen. Es war und ist also in vielerlei Hinsicht notwendig, die dem gebotenen Sicherheitsstandard entsprechenden Qualifizierungsinhalte

zu definieren und die Maßnahmen zur Qualitätssicherung daraufhin auszurichten.

Besonderheiten der Hard- und Software-Konfiguration

Wesentliches Kennzeichen der hier verwirklichten Konzeption ist – neben dem Einsatz schneller und leistungsfähiger Rechner und Netzwerke (s. Hardware-Konzept in Bild 12.9) – die software-technische Ausgestaltung der Informationserfassung, -verarbeitung und -darstellung (Bild 12.9: Erfassungsebene, Verarbeitungsebene, Bedien- und Beobachtungsebene).

Die Besonderheit dabei ist, daß die Funktionsweise der zum Einsatz kommenden Geräte und Komponenten ausschließlich durch darauf installierte Standard-Software bestimmt wird: Die Wirkungsweise dieser Komponenten ist durch Konfiguration (Parametrierung und Verschaltung) verfügbarer Software-Bausteine auf das

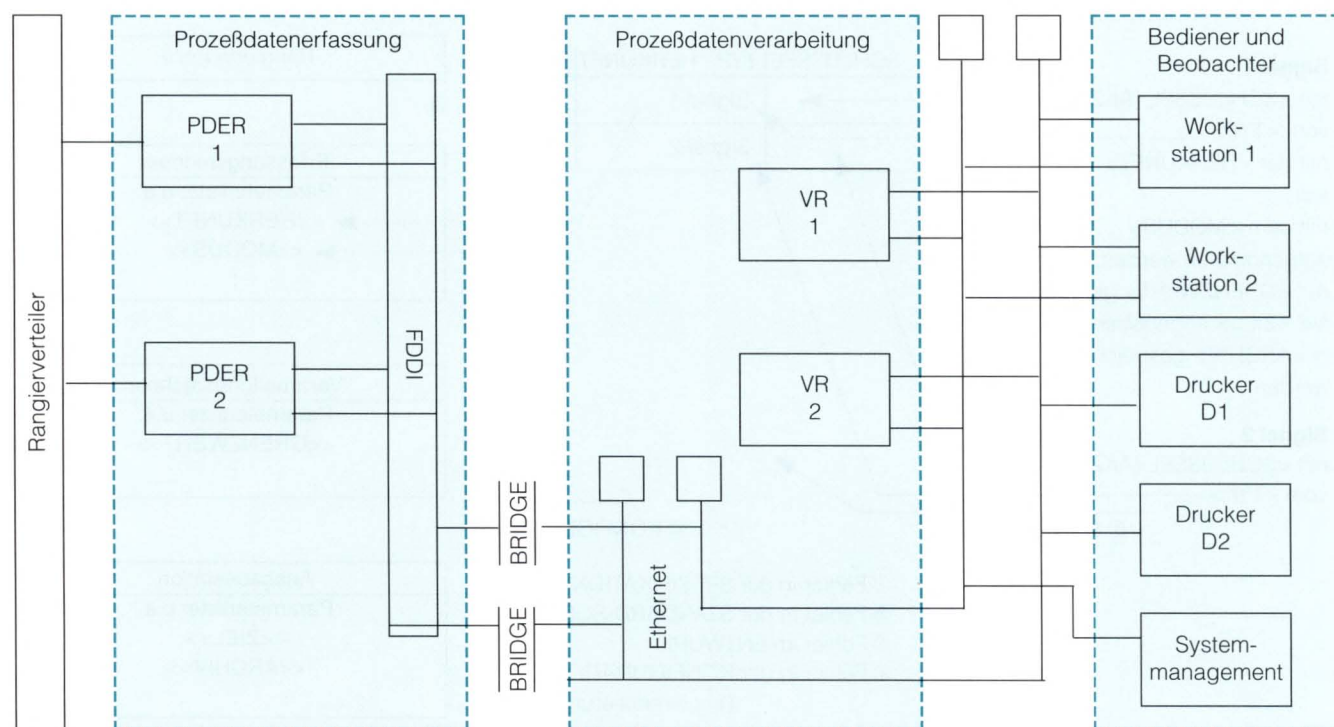


Bild 12.9: Hardware-Architektur der Prozeßrechneranlage

hier geforderte Anwendungsprofil abgestimmt. So werden etwa für die Ebene der Prozeßdatenerfassung Rechner eingesetzt, auf denen bereits eine auf die Hardware passende Bibliothek prozeßorientierter Software-Module bereitgestellt ist. Mit Hilfe spezieller Software-Werkzeuge wird die Arbeitsweise dieser Geräte an die beim KKK gegebenen Betriebsbedingungen adaptiert.

Da eine Programmierung im konventionellen Sinne hier nicht mehr stattfindet, können auch die an traditionellen Verfahren orientierten Regelwerke für die Qualifizierung von computergestützten Informationssystemen nicht mehr uneingeschränkt angewandt werden. Daher müssen die zu ergreifenden Maßnahmen zur Qualitätssicherung und die sich darauf stützende Qualifizierung neu bewertet und auf die Besonderheiten dieser Technik abgestimmt werden. Im folgenden wird deshalb der hier praktizierte Konstruktionsprozeß für die Prozeßrechner-Software skizziert, um so potentielle Fehlerquellen auszumachen und daraufhin die Qualitätssicherung auszurichten.

Spezifikation in Datenmodellen

Kern der Funktionalität ist die Erfassung, Verarbeitung und Darstellung von ca. 16 000 binären und 3000 analogen Kraftwerkssignalen, wobei diese Tätigkeiten stets nach einheitlichen Bearbeitungsmustern ablaufen. Die Anforderungen an die Bearbeitung von konkreten Signalen werden in uniform aufgebauten Signallisten vom KKK vorgegeben. Gestützt auf die Uniformität der Bearbeitungsmuster, werden die Signalanforderungen in Form von Datenmodellen spezifiziert, welche die jeweiligen Signalkennzeichnungen in linearen Feldstrukturen aufnehmen (s. Bild 12.10: Felder für Herkunft, Bearbeitungsmodus, Zielangaben). Jedes Signal der Anlage induziert so einen Datensatz, der im Aufbau dem für das Signal gültigen Datenmodell folgt und bei dem jedes Datenfeld die für das Signal gültigen Ausprägungen aufweist.

Entwurf in Funktionsmustern

Die Gleichförmigkeit der Signalarbeit kommt auch der software-technischen Um-

setzung entgegen: Die Realisierung der Bearbeitungsmuster geschieht allein durch die adäquate Konfiguration, d.h. Parametrierung und Verschaltung, vorhandener Standard-Bausteine für Erfassung, Verarbeitung und Ausgabe von Signalen. Aufgabe des Entwurfes ist es also, die in den Datenmodellen spezifizierten Bearbeitungsmuster nach dem verfügbaren Vorrat an Standard-Bausteinen zu einigen wenigen typischen Funktionsabläufen umzusetzen, die dafür benötigten Bausteine auszuwählen, zu benennen und schließlich zusammenzubinden (Bild 12.10).

Implementierung als Übertragungsvorgang

Die Implementierung der konkreten Signalarbeit geschieht durch die werkzeuggestützte Übertragung der Datensätze in die Parameterlisten der für die Signalbearbeitung benötigten Bausteine, d.h. der „Konfigurator“ sorgt sowohl für die Auswahl der benötigten Bausteine als auch für deren Parametrierung und schließlich die gültige Verschaltung (Bild 12.10).

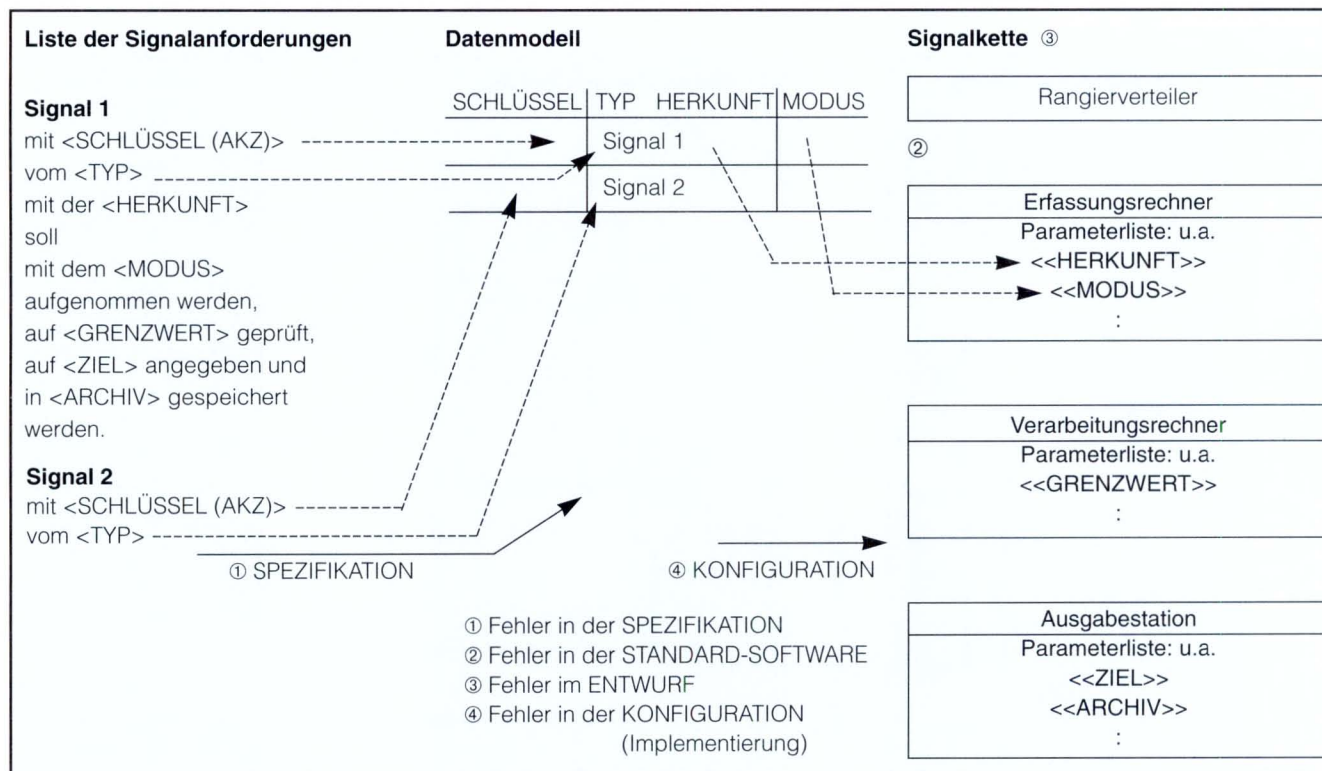


Bild 12.10: Konstruktionsprozeß und Fehlerquellen

Fehleranalyse und Qualitätssicherung

Auf der Grundlage des oben skizzierten Entwicklungsprozesses mußten die Maßnahmen zur konstruktiven und analytischen Qualitätssicherung konzipiert werden. Die Qualitätssicherung hatte dabei an den bei der Entwicklung sich abzeichnenden Schwachstellen anzusetzen und hierfür geeignete Verfahren zu deren Behebung bereitzustellen. Es war und ist deshalb vordringliche Aufgabe von ISTec, potentielle Fehlerquellen in der Entwicklung aufzuzeigen und geeignete Korrekturmaßnahmen zu veranlassen. Gemäß den einzelnen Etappen im Konstruktionsprozeß sind Fehler vorstellbar, und zwar in der Spezifikation, in der Standard-Software, im Entwurf und in der Implementierung (s.a. Bild 12.10).

Fehler in der Spezifikation

Da die Datensätze der Spezifikation die vollständige Bearbeitungssequenz der Kraftwerkssignale beinhalten und unmittelbar für die automatische Übertragung bei der Implementierung als Eingangsgrößen herangezogen werden, kommt der Qualitätssicherung bei der Datensatzgenerierung und der Korrektheit der Datensätze zentrale Bedeutung zu. Abgesehen von „verfahrenstechnischen“ Defiziten, wie z.B. Fehler in den Originalaufzeichnungen der Signallisten, gilt das Hauptaugenmerk der Fehlervermeidung bei der Generierung der Datensätze für die annähernd 20 000 Kraftwerkssignale.

Im betrachteten Projekt wurde hierzu veranlaßt, daß beide Seiten - die originären Daten der Signalanforderungen sowie die Datensätze des Spezifikationsmodells - in einer Datenbank organisiert werden. Damit wurde es möglich, sowohl die Übertragung der Originaldaten zu den neuen Datensätzen durch Datenbankanweisungen zu automatisieren als auch durch intensive Nutzung der Datenbanktechnik (Plausibilitäts-Checks für Feldinhalte, systematische Quervergleiche) Fehler beim Übertragungsvorgang zu minimieren.

Fehler in der Standard-Software

Die Software für die Signalbearbeitung wird nicht erst im Zuge der Projektabwicklung erstellt, sie wird in Form von anwendungsspezifischen Konfigurationen aus vorhandenen Standard-Bausteinen erzeugt. Die korrekte Arbeitsweise dieser Bausteine ist insofern von entscheidender Bedeutung, da diesbezügliche Defizite wegen des universellen Einsatzes und der Häufigkeit der Verwendung das Versagen des gesamten Systems zur Folge haben.

Bei der Qualifizierung der Standard-Software läßt sich natürlicherweise nicht auf den Entwicklungs- und Prüfprozeß selbst zurückgreifen. Vielmehr ist man angewiesen aufstellerauskünfte und -nachweise und muß sich stützen auf eine - allerdings systematisch betriebene - Auswertung der Betriebserfahrungen.

Für den Nachweis der ausreichenden Betriebsbewährung der eingesetzten Standard-Software wurden im betrachteten Projekt folgende Maßnahmen veranlaßt bzw. durchgeführt:

- Prüfung der Herstelldokumentation (auf Eignung der Produkte, auf Qualitätssicherung bei den Produkten)
- Bewertung der Einsatzbreite (Kundenreferenzen und -erfahrungen)
- Auswertung der Release-Historie (Fehlerverfolgung und -beseitigung)
- Prüfung der Pflegevereinbarungen
- Abnahmetests beim Hersteller für spezielle Belastungssituationen

Fehler im Entwurf

Die wesentliche Leistung beim Entwurf ist die Aufteilung der Signale auf einige wenige Bearbeitungsmuster (für binäre Signale, für analoge Signale) und die Benennung und Bereitstellung der dafür nötigen Bausteine. Bereits mit der Fähigkeit, die Signale in schematisierte Datenmodelle einzugliedern, war eine Vorentscheidung über typische Bearbeitungsmuster gegeben. ISTec hatte zu prüfen, inwieweit die Anforderungen an die Signalbearbeitung mit wenigen, an die Datenmodelle angepaßten Funktionsabläufen abzuleiten sind. Da alle Signale einer Klasse demselben

Funktionsablauf folgen und mit denselben Funktionsbausteinen realisiert werden, genügt für den Nachweis der Funktionstüchtigkeit einer Signalklasse der exemplarische Aufbau eines Prototyps und die vollständige Prüfung an diesem Signal.

Fehler in der Implementierung

Die Implementierung wird hier durch computergesteuerte Übertragung der Datensätze in die Parameterlisten der benötigten Funktionsbausteine abgewickelt. Da der „Konfigurator“ ein Teil der ausgelieferten Standard-Software ist, unterliegt er denselben Kriterien, die oben für den Nachweis der Betriebsbewährung erläutert wurden. Möglichen Fehlern in der Anwendung des „Konfigurators“, wie falsch zugeordnete Parameterfehler, wird durch zusätzlich eingebaute Schutzmechanismen (Plausibilitätsabfragen bei der Belegung von Parameterfeldern) und durch daraufhin abgestimmte Tests der Signalpfad-Prototypen begegnet.

Zusammenfassung

Die vorangegangenen Ausführungen machen auf die Besonderheiten moderner Software-Technik und auf die damit verbundene Neuorientierung in der Qualifizierung aufmerksam. Die wichtigsten Eigenheiten dieser Technik, die ganz in der Linie heutiger Anforderungen an Software-Konzepte stehen und - unterstützt durch entsprechende Maßnahmen zur Qualitätssicherung - die Qualität des so erstellten Produktes positiv beeinflussen, lassen sich folgendermaßen charakterisieren:

- Formalisierung der Spezifikation (hier: durch Schematisierung der Anforderungen durch Datenmodelle)
- Standards im Entwurf (Realisierung der Bearbeitungsmuster durch Konfiguration von Standard-Bausteinen)
- Werkzeuggestützte Implementierung
- Testen von Prototypen

J. Brummer

12.4 Diagnosemethoden für Zwangsumwälzpumpen

Die Siedewasserreaktoren der Baulinie '69 in Philippsburg 1 (KKP-1), Isar 1 (KKI-1) und Brunsbüttel (KKB) besitzen interne Zwangsumwälzpumpen (ZUP), die in den Jahren 1993 und 1994 umgerüstet wurden. Wesentliches Merkmal war die Umrüstung der beiden oberen hydrostatischen, wassergeschmierten Wellenlager auf hydrodynamisches Prinzip. Dadurch konnte ein reaktorwasserförderndes Hochdrucksystem, welches teilweise außerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters verlief, entfallen. Strahlenschutz, Inspektion und Wartung werden davon positiv beeinflusst.

Die Zwangsumwälzpumpe ist eine vertikale einstufige Propellerpumpe mit nachgeschaltetem Leitrad (Bild 12.11). Der Antriebsmotor ist unterhalb der Pumpe ange-

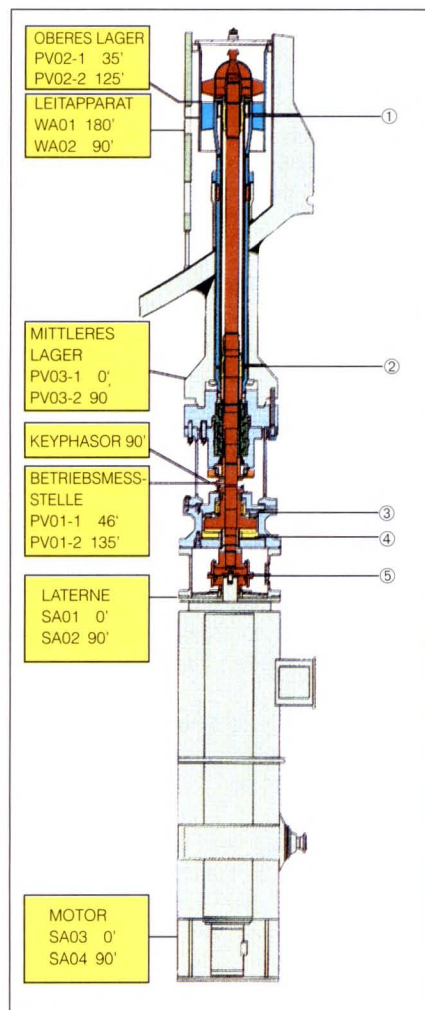


Bild 12.11: ZUP-Konstruktion mit Eintrag der Meßebenen (Prüfstandsinstrumentierung)

ordnet. Die Pumpenwelle ist radial in den (nach der Umrüstung) hydrodynamischen Gleitlagern (1) und (2) sowie dem ölgeschmierten Radiallager (3) gelagert. Die axiale Abstützung übernimmt das Axiallager am unteren Wellenende (4). Zur Verbindung zwischen Pumpen- und Motorwelle dient eine Bogenzahnkupplung (5). Aufgabe der acht (KKI-1, KKB) bzw. neun (KKP-1) Zwangsumwälzpumpen ist es, Kühlmittel aus dem ringförmigen Rückströmraum zwischen Reaktorkern und Druckbehälterwand anzusaugen und über Öffnungen im Kernmantel in den Kernbereich zu drücken. Kennzeichnend für die ZUP ist ihre drehzahlvariable Betriebsweise zwischen 600 und 2 000 U/min: Durch diese Kühlmitteldurchsatzveränderung kann die Reaktorleistung um bis zu 40 % geregelt werden.

Einschaltung von ISTec

Nachdem die modifizierten ZUP-Aggregate zum Zeitpunkt der Umrüstung noch keine Betriebsbewährung aufweisen konnten, wurde der betriebsbegleitenden Schwingungsüberwachung als Schadenfrüherkennungsmethode große Bedeutung zugemessen. Gemeinsam mit dem Hersteller KSB und dem Generalunternehmer Siemens war ISTec deshalb gefordert, geeignete Diagnosemethoden zu entwickeln. Nachdem ISTec bereits Ende 1991 eine erste Leistungsbetriebsmessung an den noch nicht umgerüsteten ZUP im KKP-1 als Referenz durchgeführt hatte, war ISTec in den Jahren 1992/1993 an den umfangreichen Prototypenprobungen und Testläufen der Einzelaggregate am Pumpenversuchsstand in Karlstein

und ab 1993/1994 auch an den Inbetriebsetzungsmessungen in den Reaktoranlagen beteiligt.

Seit September 1993 wird darüber hinaus in der Anlage KKI-1 mit einem als Versuchsträger modifizierten Schwingungsüberwachungssystem vom Typ COMOS eine intensive Sammlung von Betriebserfahrungen betrieben.

Überwachungsziele

Die Schwingungsüberwachung dient dem frühzeitigen Erkennen von Schadensauslösern bzw. Verschleißerscheinungen und ist somit zeitlich gesehen weit voraus vor dem sogenannten Aggregatschutz, der die Maschine beim Erreichen kritischer Zustände abschaltet. Ziel der Schwingungsüberwachung ist deshalb bereits das Erkennen von

- kleinen Unwuchtveränderungen,
- thermischen Verspannungen,
- veränderter Lagerschalenausrichtung,
- abnehmender Lagerschalenfixierung, bis hin zum frühzeitigen Erkennen von
- Resonanzverschiebungen,
- Lockerungen an Wellenkupplungen,
- Spielüberbrückungen mit Anstreifvorgängen und
- Wellenrißwachstum.

Problemstellungen

Ausgehend von den beim ISTec mit der Schwingungsüberwachung von Hauptkühlmittelpumpen und Turbosätzen gewonnenen Erfahrungen war bereits vor Beginn der Analysen offensichtlich, daß die bisher entwickelten Analysemethoden nicht unmittelbar direkt übertragen werden konnten:

- Die ZUP-Vertikalrotoren weisen aufgrund der Laufradgeometrie nur geringe radiale Lagerkräfte auf, die stabilisierend wirken können. In Verbindung mit hydrodynamischer Lagerung sind daher Lagerphänomene bei ca. halber Nenndrehzahl (sog. Whirl) von großer Bedeutung.

- Nach Pumpenab- und -zuschaltungen können neue Pumpenschwingungsniveaus eintreten, die statistisch streuen.
- Die drehzahlvariable Betriebsweise erschwert eine frequenzselektive Überwachung.

Deshalb war unbestritten, daß alle vorhandenen Schwingungsinformationen optimal genutzt werden müssen. Dies bedeutet

- Aufspalten eines Schwingungssignals nach einzelnen relevanten Frequenzanteilen,
- schnelle Signalanalysen im Zeitbereich, um transiente Vorgänge zu separieren,

- statistisch hochwertige Signalanalysen im Frequenzbereich, um die gesamte Signaldynamik zu nutzen.

Die folgenden Ausführungen erläutern diese Zielsetzungen.

Analyseerfahrungen vom Pumpenprüfstand

Bei der sogenannten Prototypenprobung am Pumpenversuchsstand stand eine umfangreiche Instrumentierung zur Verfügung. In den beiden umgerüsteten Radiallagern wurde jeweils berührungsfrei unter zwei 90° versetzten Meßrichtungen das Schwingungsverhalten der Welle erfaßt (Bild 12.11, Meßebenen oberes und mittleres Lager); ferner war die auch perma-

nent in der Reaktoranlage verfügbare Betriebsmeßstelle mit zwei Aufnehmern bestückt. Weitere Schwingungsaufnehmer waren am Leitapparat, an der Motorlaterne und am Motorende jeweils paarweise angebracht. Ferner stand in Höhe der Betriebsmeßstelle noch ein Referenzmarkgeber (Keyphasor) zur Verfügung.

Wie die links in Bild 12.12 dargestellten Wellenbahnkurven (Orbits) der drei Wellenschwingungsmeßebenen beweisen, sind die Wellenausschläge im Bereich des oberen hydrodynamischen Lagers weitaus größer als an der Betriebsmeßstelle: Der sogenannte Summen-Orbit (Bild 12.12, links) wird über filtertechnische Verfahren zerlegt in den sogenannten drehfrequenten Signalanteil (Unwuchtkomponente bei Wellendrehfrequenz, Bild 12.12, rechts) und den Whirl (umlaufender Schmierfilm im Lager, knapp unterhalb der halben Wellendrehfrequenz, Bild 12.12, mitte). Es ist offensichtlich, daß der Whirl-Anteil im oberen Lager dominiert, der drehfrequente Anteil dagegen im mittleren Lager am stärksten nachweisbar ist.

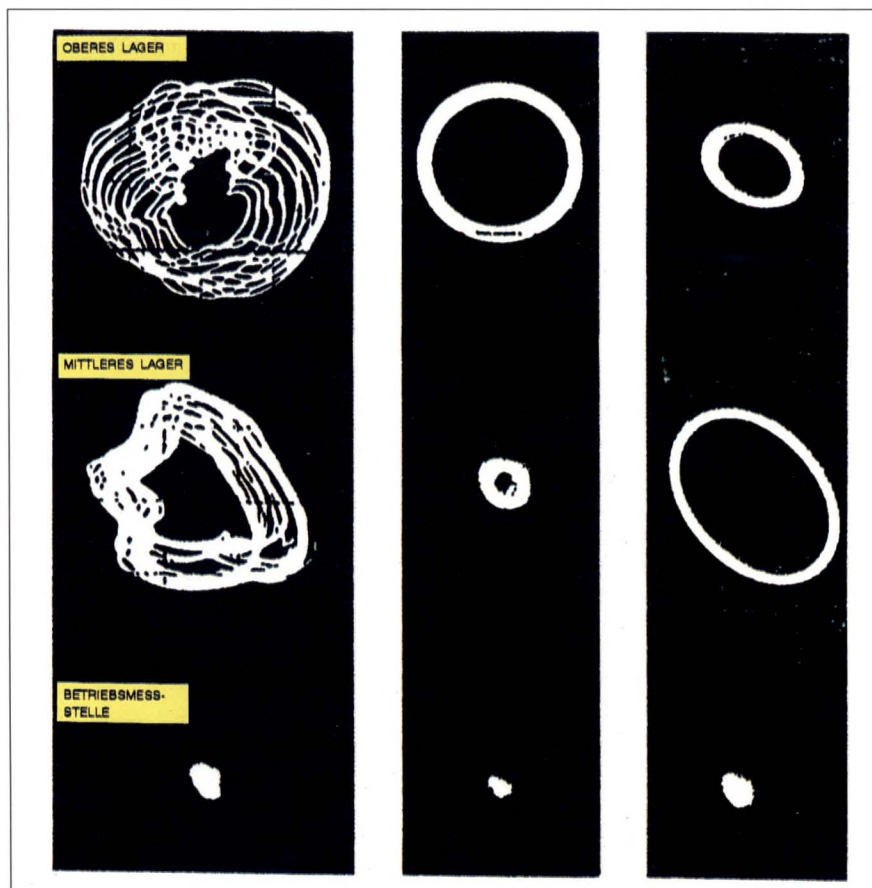


Bild 12.12: ZUP-Analysen im Zeitbereich für den Drehzahlbereich 2000 U/min am Prüfstand (links: Summen-Orbit, mitte: Selektiv-Orbit Whirl, rechts: Selektiv-Orbit 1n)

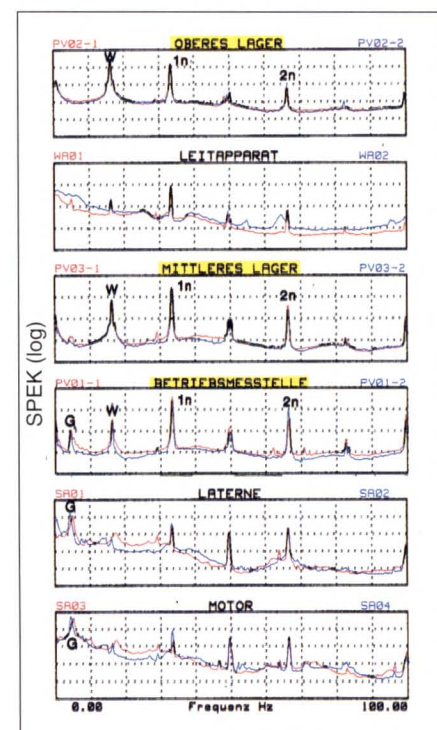


Bild 12.13: ZUP-Analysen im Frequenzbereich mit Eintrag der wesentlichen Frequenzpeaks (Prüfstandsinstrumentierung)

Durch Frequenzbereichs-Transformation der genannten Meßsignale kann bei ausreichender Mittelungsdauer die Signaldynamik auf ca. 80 dB (d.h. Faktor 1:10 000) gesteigert werden. Bild 12.13 zeigt eine Spektrenzusammenstellung der jeweils paarweise vorhandenen Prüfstandsinstrumentierung. Deutlich erkennbar sind der drehfrequente Anteil (1n), der Whirl (W), aber auch höhere harmonische Peaks (2n) und Resonanzen des Pumpengehäuses (G).

Obwohl die Schwingungsamplituden an der Betriebsmeßstelle wesentlich kleiner sind als in den oberen Radiallagern (Bild 12.12), kann durch die Spektralanalyse jeder einzelne Frequenzanteil eindeutig nachgewiesen und bei Drehzahlveränderungen auch verfolgt werden (Bild 12.13). Dies war das erste wesentliche Resultat der Pumpenprüfstandsanalysen.

Durch Korrelationsverfahren der am Motor installierten Aufnehmer konnte als zweites wesentliches Ergebnis der Nachweis von Gehäuseresonanzen in den Spektren der Betriebsmeßstellenaufnehmer geführt werden.

Lage und Form des sogenannten Whirls geben i.a. Hinweise auf Veränderungen im Lagerbereich (Lagertoleranz, Lagerschalenführung etc.). Aufgrund der festgestellten hohen Schwingungsamplituden im oberen ZUP-Lager kommt beim Aggregat-Dauerbetrieb der Lagerschalenfixierung eine entscheidende Bedeutung zu. Diesen Anforderungen trägt der Hersteller durch die Verwendung einer speziellen „Turbinenzentrierung“ bei kleinstmöglichen Fertigungstoleranzen Rechnung. Um dennoch das Funktionsverhalten bei einer begrenzt nachlassenden Lagerschalenfixierung zu überprüfen und zur Analyse, ob dieser Effekt schwingungstechnisch an der Betriebsmeßstelle nachzuweisen ist, wurde eine Fehlersimulation mit vergrößertem Paßfederspiel am oberen Radiallager durchgeführt.

Wie in Bild 12.14 dargestellt, ist es üblich, die Lage des Whirls in Relation zur Drehzahlkomponente in Prozentwerten anzugeben. Bild 12.14 oben zeigt Spektren-

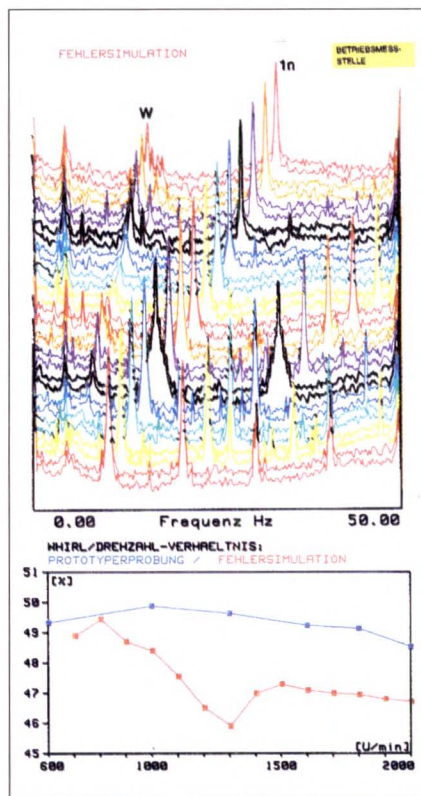


Bild 12.14: Whirl-Drehzahl-Frequenzverhältnis in Abhängigkeit von der Pumpendrehzahl (Vergleich zwischen Prototypprüfung/Fehlersimulation am Prüfstand)

kaskaden für alle bei der Prototypprüfung angefahrenen Drehzahlstufen an der Betriebsmeßstelle. Bild 12.14 unten zeigt das Whirl/Drehzahl-Frequenzverhältnis über der Pumpendrehzahl für einen Normalfall während der Prototypprüfung und während der sogenannten Fehlersimulation. Beim Vergleich beider Messungen ist ein deutlicher Unterschied beider Kennlinien ab ca. 800 U/min zu sehen. Somit konnte als drittes wesentliches Ergebnis an der Betriebsmeßstelle ein eindeutiger Unterschied im Whirlverhalten zwischen Prototyp- und Fehlersimulationslauf festgestellt werden. Daß der Knick in der Whirl-Kennlinie nicht durch etwaige Betriebsparameterschwankungen bedingt ist, konnte anhand der Verläufe von Sperrwassertemperatur/Sperrwassermenge sowie des Temperaturverlaufs am ZUP-Einlaufrohr nachgewiesen werden.

Analyseerfahrungen aus der Reaktoranlage

Derzeit wird die Schwingungsüberwachung der ZUP nach zwei Methoden praktiziert:

- Globalüberwachung über den maximalen Wellenausschlag ($S_{\max}$ -Signal) der beiden Wellenschwingungsaufnehmer. Hierzu existieren Meldegrenzwerte und Abschaltgrenzwerte. Das Laufverhalten der ZUP wird durch kontinuierliche Registrierung auf der Warte überwacht, bei Überschreiten des eingestellten Meldegrenzwertes erfolgt eine Warnteninformation.
- Frequenzselektive Überwachung relevanter Peaks in den Spektren der Einzelsignale der Betriebsmeßstelle. Um die Erfahrungssammlung zu intensivieren, wurde in KKI-1 durch ISTec im Auftrag der Bayernwerk AG ein frequenzselektiv arbeitendes Erfassungssystem installiert, welches seit September 1993 von den Schwingungssignalen der acht ZUP Autoleistungsdichtespektren erzeugt, diese auf Massenspeicher ablegt, charakteristische Merkmale einzelner Frequenzpeaks berechnet und zu Trenddarstellungen verdichtet. Die Bewertung erfolgt off-line im ISTec-Diagnoselabor.

Bild 12.15 oben enthält Spektrenkaskaden des Wellensignals einer ZUP über einen Wochen-Zeitraum (Zeitachse von unten nach oben, Spektren im 2-Stunden-Takt). Deutlich erkennbar sind die Peakverschiebungen bei Drehzahlveränderung der ZUP infolge Lastfolgebetrieb. Der untere Bildteil enthält die von einem Signal generierte Wochen-Trenddarstellung. Sie besitzt folgenden Aufbau:

Oben ist die Pumpendrehzahl (rückgerechnet aus dem 1n-Anteil) des Aggregats aufgeführt. Darunter sind die Schwingungsamplituden der Frequenzanteile Whirl, Unwucht (1n), zweite Harmonische (2n) und dritte Harmonische (3n) für beide Signale aufgetragen. Die Ordinate bzw. der „Amplitudenfaktor“ ist Ausdruck für die aktuelle Schwingungsamplitude im Ver-

gleich zu einer Referenz am Zyklusbeginn. In Zeile 3 der Darstellung ist für die betreffende Pumpe die relative Frequenzlage einer Strukturresonanz (Aggregatschwingung tangential zum Reaktordruckbehälter) über der Zeit aufgetragen. Ganz unten ist das Frequenzverhältnis Whirl/Drehzahl abgebildet. Dieses Frequenzverhältnis ist pumpenindividuell und gilt, wie bereits erwähnt, als Frühindikator zur Lagerschalenbeurteilung. Wie die Trendanalyse zeigt, treten bei Drehzahländerungen der ZUP deutliche Abweichungen in den Trendverläufen auf. Dieses Überwachungsproblem kann in einem künftigen Überwachungssystem durch Umschaltung auf neue Referenzzustände (Lernphase für Referenzspektren) gelöst werden.

Zusätzliche Analyseerfahrungen im Zeitbereich

Nachdem die frequenzselektive Signalverarbeitung im Frequenzbereich zum Erreichen der extrem guten Signaldynamik einen Mittelungsprozeß benötigt, sind Verarbeitungszeiten im Minutenbereich vorzusehen. Werden als Schadensfall jedoch transiente Ereignisse unterstellt, wie z.B. kurzzeitiges Anstreifen des Rotors im Lager- oder Laufbereich, sind darüber hinaus „schnelle“ Zeitbereichsanalysen unabdingbar.

Aufgrund der ISTec-Aktivitäten auf dem Turbinensektor stehen hierzu Auswerteeinheiten im Analyselabor zur Verfügung, die ebenfalls für die ZUP-Analyse einsetzbar sind. Die Methode läßt sich folgendermaßen beschreiben:

Eine Markierung an der Wellenoberfläche liefert über einen separaten Referenzmarker einen zur Wellenumdrehung synchronen Triggerimpuls. Somit ist ein Bezug zu einem rotierenden Wellenkoordinatensystem gegeben. Der durch geometrische Überlagerung der beiden Wellensignale an der Betriebsmeßstelle entstehende Wellen-Orbit ist somit mit einer Triggermarke versehen. Dieser sogenannte Breitband-Orbit ist für Überwachungszwecke relativ uninteressant: Durch Zerlegung dieses Breitband-Orbits in sogenannte Selektiv-

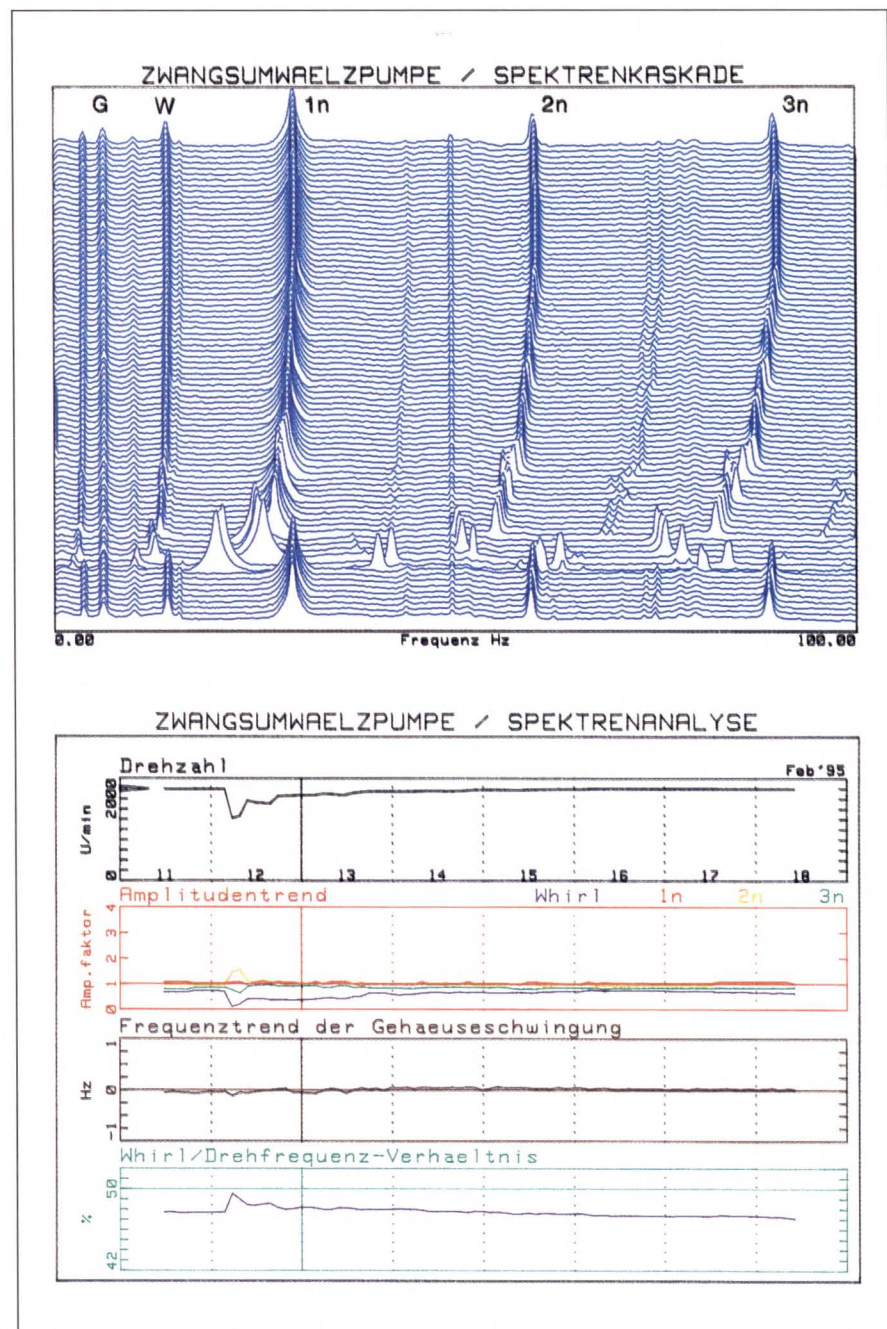


Bild 12.15: Spektrenkaskaden eines Wellenschwingungsaufnehmers und davon abgeleitete Wochen-Trenddarstellung

tiv-Orbits bei Nenndrehzahl (1n), zweiter (2n) und dritter Harmonischer (3n) erhält man jedoch frequenzselektive Wellenbahnen (Ellipsen), ebenfalls mit Triggermarkierung. Durch die Ermittlung der maxima-

len Schwingungsamplitude dieser Ellipse in Relation zur Triggermarkierung kann ein Schwingungszeiger mit Amplitude und Winkel generiert werden. Damit ist ein äußerst sensibles Kriterium für das selek-

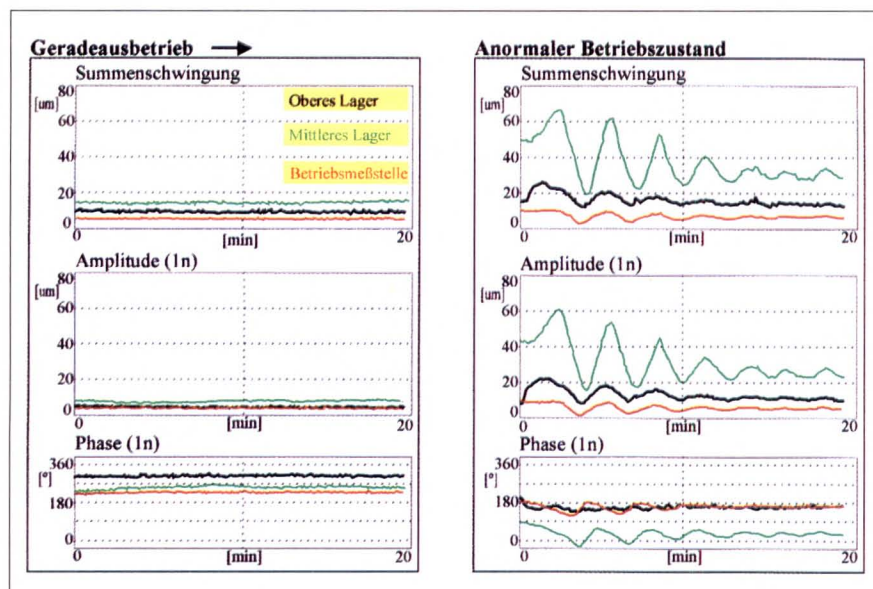


Bild 12.16: Zeitbereichsanalysen zur Erkennung transient ablaufender Schädigungsvorgänge

tive Schwingungsverhalten eines Rotors geschaffen.

Bild 12.16, links, zeigt die während des Geradeausbetriebs ermittelten Schwingungskennwerte: Bei geringen Summenschwingungswerten besitzt der 1n-Kennwert in allen Wellenmeßstellen ein konstantes Amplituden- und Phasenverhalten. Zu einem späteren Zeitpunkt, nach einigen Drehzahltransienten und begonnener Aufwärmphase des Teststandes besitzen die identischen Kennwerte bei gleicher Drehzahlstufe ein vollkommen verändertes Schwingungsverhalten (Bild 12.16, rechts). Bei vergrößerten Summenschwingungswerten sind oszillierende Amplituden- und pendelnde Phasenverläufe zu beobachten. Die Periodendauer beträgt jeweils ca. drei Minuten.

Die Inspektion und das spätere Zerlegen des Testaggregats belegten die gemessenen Trendkurven: Nach der Aufwärmphase und wechselnden Drehzahlen des Aggregats führte ein Verspannen der Pumpenwelle zu vergrößerten Wellenschwingungsamplituden. Infolgedessen kam es nach dem gezeigten anomalen Betriebszustand zum zeitweisen Anlaufen der Pumpenwelle im Lager.

Das Beispiel demonstriert, daß bei plötzlich und schnell auftretenden Schwingungsveränderungen die rotorsynchrone Signalerfassung der mittlungs- und damit zeitintensiven Frequenzbereichsanalyse vorzuziehen ist. Weiter ist festzustellen, daß bei ungestörtem Geradeausbetrieb der Pumpe die Amplituden- und Phasentrends des 1n-Schwingungsanteils einen extrem ruhigen Kurvenverlauf besitzen. Dies gilt auch für das Schwingungsverhalten in der Reaktoranlage. Eine Abwei-

chung von diesem Normalzustand ist somit leicht detektierbar - und zwar auch in den Trendkurven der Betriebsmeßstelle.

Das dargestellte Verfahren benötigt rotorsynchron abgetastete Wellensignale im Zeitraum mehrerer Wellenumdrehungen, d.h. die Überwachung erfolgt im Takt weniger Sekunden. Dadurch wird die Frequenzbereichsanalyse mit einer frequenzselektiv arbeitenden Methode im Zeitbereich wirkungsvoll ergänzt.

Optimierte ZUP-Schwingungsüberwachung

Die wesentlichen Erkenntnisse bei der ZUP-Schwingungsüberwachung liegen somit in der Kombination von zwei Verfahren: Zeit- und Frequenzbereichsanalysen. Die wesentlichen Charakteristiken hierfür sind in Tabelle 12.1 aufgeführt.

Aufbauend auf diesen Grundlagen wurde ein Lastenheft für ein ZUP-Schwingungsdiagnosesystem entwickelt, welches - beginnend bei der nötigen Sensorik, den Betriebsparametern und Führungsgrößen - alle wesentlichen Aspekte für die Systemrealisation, wie Datenerfassung, Datenstrukturen, Speicherkonzept, Überwachung, Benutzeroberfläche, Systemaufbau und Qualitätsanforderungen, enthält. Das Konzept wird mittlerweile von einem

Methode	Überwachung	Diagnoseziele
Frequenzbereich (Erfassung 2-kanalig im 2-Stundentakt, hohe Signaldynamik durch Mittelungsprozeß)	einzelner Frequenzpeaks nach Amplitude, Frequenz und Form, Aufbau von frequenzselektiven Trends, Festlegung von Ansprechschwellen für Meldungen	langfristige, schleichende Veränderungen wie z. B. - Lösen von Kupplungen - Lockerungen von Einspannungen - abnehmende Lagerschalenfixierung - Lagerverschleiß - Wellenrißwachstum
Zeitbereich (Erfassung N-kanalig und jeweils rotorsynchron im 5-Sekundentakt, dadurch schnelle Reaktion auf Veränderungen)	einzelner Zeiger von Selektivorbits 1n, 2n, 3n nach Amplitude und Phase, Festlegung von Ansprechschwellen für Differenzen und Sprünge	kurzfristige, transiente Vorgänge wie z. B. - Unwuchtveränderungen - neue Lagerausrichtung - Anlaufeffekte - Wellenrißdetektion

Tabelle 12.1: Kombination von Überwachungsmethoden im Frequenz- und Zeitbereich

Industrieunternehmen nach ISTec-Vorgaben als Betreiberauftrag umgesetzt. ISTec steht für die Betreuung eines derartigen Systems einschließlich der notwendigen Parametrierungen des Systems, für Trendbeurteilungen und die zyklusumfassende Dokumentation zur Verfügung.

Zusammenfassung

Für die Entwicklung einer für den Pumpentyp „SWR-Zwangsumwälzpumpe“ maßgeschneiderten Überwachungsmethode war es notwendig, sich intensiv mit dem Aggregatverhalten zu befassen. Die Anwendung allgemeiner rotordynamischer Richtlinien war hier allein nicht zielführend. Die Signalinformationen müssen intensiver genutzt werden: Dies setzt abgesicherte Signalinterpretationen und ge-

naue Kenntnisse des betrieblichen Verhaltens des Aggregattyps voraus. Deshalb war es nur konsequent, das ZUP-Schwingungsverhalten bereits bei den Prüfstandsläufen zu studieren und später auch im Reaktorbetrieb begleitend zu analysieren. So konnte am Ende eines dreijährigen Zeitraums ein abgestimmtes Lastenheft für die ZUP-Schwingungsdiagnose formuliert werden.

Daß der Schwierigkeitsgrad bei der benötigten Überwachungstechnik bei Vertikalrotoren i. a. höher ist als bei horizontalen Läufnern, bei drehzahlvariabler Betriebsweise höhere Anforderungen an die Datenerfassung zu stellen sind als bei Maschinen mit fester Betriebsdrehzahl, andererseits die Aufgabenstellungen bei Kreiselpumpen andere Lösungsansätze erfordern als bei thermischen Turboma-

schinen, ist allgemein bekannt. ISTec sieht deshalb die Aufgabenstellung ZUP-Schwingungsdiagnose nur als einen weiteren Schritt zu einem „integralen Diagnosekonzept“, welches unterschiedliche Pumpen abdecken sollte, wie z.B. Hauptkühlmittelpumpen, Zwangsumwälzpumpen, Speisewasserpumpen, Kondensatpumpen, Steuerstabantriebspumpen etc. Je nach Anforderung sollten modular entwickelt Diagnosebausteine kombinierbar sein, wobei durch Vereinheitlichung der Anforderungen bei Signalerfassung, Datenstrukturen, Speicherkonzept, Benutzeroberfläche und Systembedienung Synergieeffekte eintreten werden, die sowohl das Preis-/Leistungsverhältnis als auch die Akzeptanz der Schwingungsüberwachungssysteme deutlich verbessern.

R. Sunder

12.5 Das Abfallfluß-Verfolgungs- und Produktkontrollsystem (AVK)

Das Abfallfluß-Verfolgungs- und Produktkontrollsystem (AVK) ist ein Dokumentations- und Kontrollsystem für radioaktive Abfälle. Ziel des AVK-Systems ist die lückenlose Verfolgung der radioaktiven Abfälle über alle Behandlungs-, Lagerungs- und Transportschritte vom Anfall als Rohabfall bis zu ihrer Beseitigung (Endlagerung oder Entlassung aus dem Atomgesetz). Das AVK soll gewährleisten, daß bis zur Ablieferung der Abfälle in einem Endlager jederzeit der Behandlungszustand der Rohabfälle sowie der vorbehandelten und konditionierten Abfälle festgestellt werden kann und Herkunft und Verbleib der Abfälle nachgewiesen werden können.

Seit 1994 ist das AVK bei sämtlichen Betreibern deutscher Kernkraftwerke sowie bei Konditionierern und Lagern von radioaktiven Kernkraftwerksabfällen flächendeckend installiert und befindet sich im Routinebetrieb. Damit wurde eine mehr als fünfjährige Entwicklung mit einer dreijährigen Probephase zum Abschluß gebracht, an der zunächst die GRS und nach seiner Gründung das ISTec maßgeblich beteiligt waren.

Radioaktiver Abfall wird in das AVK aufgenommen, wenn er als solcher deklariert wird und als geschlossene Einheit vorliegt, die keiner betrieblichen Veränderung mehr unterworfen wird. Mit der Aufnahme in das AVK werden Stammdaten, radiologische Meßdaten und produktkontrollrelevante Daten erfaßt. Die Stammdaten umfassen Kennzeichnung, Massen, Volumina, Behälterdaten, Konditionierungsdaten

und Lagerdaten des Abfalls (Bild 12.17). Zu den radiologischen Meßdaten zählen Dosisleistungen, Oberflächenkontamination, gemessene Gesamtaktivität und Einzelnuklidaktivitäten. Bei den produktkontrollrelevanten Daten handelt es sich um sonstige sicherheitsrelevante Daten, die gemäß BMU-Richtlinie und den vorläufigen Konrad-Endlagerungsbedingungen zu deklarieren sind.

AVK-ELA Stammdaten (1)

AVK-ID: Kampag.-Nr: Abfalldaten

Kennz: AVK-Flag: Mopro-Flag:

Abfallvolumen: m³ Bezeichnung:

Gebindemasse: kg Behältertyp:

Abfallmasse: kg Flag Behälterqualifizierung:

Ablieferer: Code Strahlenschutzgruppe:

Anzahl Gebinde: Qualitätsmerkmale:

Anzahl Vorgänger: Abfallart / Abfallprodukt:

ausgeführ. Verfahr.: Abfallanfalldatum:

Konditionierer: Code

Kommentare:

Deskriptoren frei:

norm:

Bild 12.17: Eingabemaske der zu erfassenden AVK-Daten

Bei jeder Veränderung des Abfalls werden die Abfallgebindedaten aktualisiert, oder es wird ein Folgedatensatz angelegt. Jeder Behandlungszustand und Transport eines Abfalls von der Entstehung bis zur Endlagerung wird so lückenlos erfaßt.

Teilnehmer am AVK sind die Abfallverursacher, die Konditionierer, externe Zwischenlager und die Zentralstelle. Zu den Abfallverursachern zählen neben den Betreibern von Kernkraftwerken auch die Konditionierer und die externen Zwischenlager, da bei diesen Institutionen ebenfalls Abfälle anfallen. Konditionierer ist die Gesellschaft für Nuklear Service GmbH (GNS) mit unterschiedlichen Betriebsteilen. Bei den externen Zwischenlagern (ZWL) handelt es sich um die Lager Gorleben, Mitterteich und das Zwischenlager im Kernkraftwerk Unterweser. Die Zentralstelle ist - unabhängig von den Betriebsteilen zur Abfallkonditionierung - der GNS zugeordnet. Die Teilnehmergruppen und ihre Aufgaben sind in Bild 12.18 zusammengefaßt.

Jeder AVK-Teilnehmer außer der Zentralstelle betreibt das PC-Programm AVK (DV-AVK). Der notwendige Datenaustausch zwischen den AVK-Teilnehmern erfolgt offline mittels Datenträgern.

Das DV-AVK weist u.a. folgende Merkmale auf:

- Datenbanksystem mit verschlüsselten Dateien und gestaffeltem Zugangsberechtigungssystem
- Datenübernahme nach Erfassung nur durch Kontrolle durch zweiten Bearbeiter
- Eingabehilfe durch Referenzdateien, die über Listboxen bei der Dateneingabe aufgerufen werden
- Unterschiedliche Module zur Abfalldatenerfassung, Lagerdatenergänzung und Transportverfolgung
- Selektionsmöglichkeiten nach allen Datenfeldern
- Reportgenerator zur Erstellung von freien Listen, Standardlisten und Dokumenten

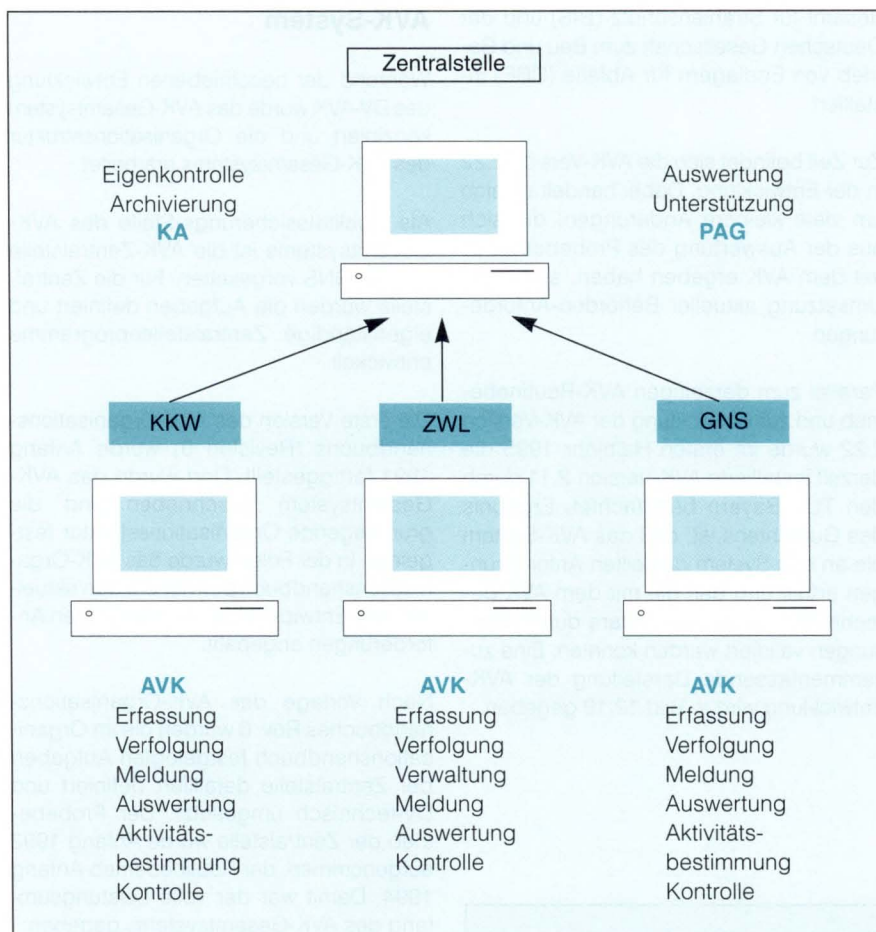


Bild 12.18: Teilnehmergruppen im AVK

- Bestimmung des Aktivitätsinventars der Abfälle nach unterschiedlichen Verfahren. Dabei werden gemessene Daten, repräsentative Nuklidverteilungen, über statistische Analysen und Meßdaten ermittelte Nuklidkorrelationen und gemessene Gesamtaktivitäten (α und β/γ) berücksichtigt. Die Aktivitätsbestimmung über die Dosisleistung ist möglich. Dabei werden zur Rechnung benötigte Parameter wie Geometrien, Dichten, Abschirmereigenschaften und Stoffzusammensetzung automatisch aus dem vorhandenen Datenbestand ermittelt.
- Schnittstellen zu externen DV-Systemen, Datenimport von Faßmeßanlagen und Standard-Importschnittstellen, Datenexport zum Behördensystem ISAR.

Bei der Zentralstelle wird für die eigenverantwortliche Kontrolle des AVK-Systems ein eigenes DV-System geführt. Dieses System dient der Datenarchivierung aller AVK-Daten, der Datenkontrolle auf Fehler und Veränderungen, dem Abgleich der AVK-Daten unterschiedlicher AVK-Teilnehmer untereinander sowie der Auswertung des AVK-Gesamtdatenbestandes.

Die bei der Datenerfassung durchgeführten Qualitätssicherungsmaßnahmen (Eingabe durch zwei Personen, Eingabehilfen, Plausibilitätsprüfungen) gewährleisten in Verbindung mit den Kontrollen der Zentralstelle einen den Erfordernissen eines Dokumentationssystems für radioaktive Abfälle angemessenen Qualitätsstandard der Daten.

AVK-Entwicklung

DV-AVK

Als Konsequenz aus der Transnuklear-Affäre haben die Betreiber deutscher Kernkraftwerke 1988 die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) mit der Erstellung des Dokumentations- und Kontrollsystems AVK beauftragt. Als erster Schritt wurde unverzüglich ein Modul zur Abfalldaten-Aufnahme entwickelt, der 1989 in allen Kernkraftwerken installiert wurde. Mit diesem Modul wurden alle sicherheitstechnisch relevanten Abfalldaten erfaßt.

Aufbauend auf dem Modul MADA wurde nach der MADA-Installation das AVK mit allen erforderlichen Modulen entwickelt. Anfang 1991 ging die AVK-Version 1.0 bei allen AVK-Anwendern (Kernkraftwerke, Conditionierer und externe Lager) in den Probebetrieb. Die während der AVK-V1.0-Entwicklung mit MADA erfaßten Abfalldaten wurden in vollem Umfang in das AVK übernommen, so daß sich im Hinblick auf die Abfallflußverfolgung kein Zeitverlust ergab. Neue Anforderungen der Anwender sowie die im Verlaufe des MADA-Betriebs gewonnenen Erfahrungen wurden in die AVK-Version 2.0 umgesetzt. Im Hinblick auf die Aktivitätsbestimmung wurde eine Berechnungsmöglichkeit über die Dosisleistung entwickelt. Daneben wurden mit erheblichem Aufwand die beim Betrieb mit der AVK-Version 1.0 erkennbaren Defizite beseitigt. Schwierigkeiten ergaben sich vor allen Dingen wegen unterschiedlicher Konfigurationen der Anwendercomputer (Hard- und Software) und aufgrund des sehr großen Speicherbedarfs des AVK.

Mit der AVK-Version 2.11 wurde vornehmlich Anforderungen seitens der Behörden Rechnung getragen (Meldungen, Schnittstelle zum Behördenprogramm ISAR). Ein weiterer Schwerpunkt war eine deutliche Erweiterung der Aktivitätsbestimmungsmöglichkeiten. Damit sollten alle bei den einzelnen Anwendern praktizierten Aktivitätsbestimmungsverfahren im AVK implementiert werden. Daneben wurden Schnittstellen zu anderen Dokumentationssystemen entwickelt und eine Vielzahl

weiterer Anwenderanregungen umgesetzt.

Die Anfang 1994 fertiggestellte AVK-Version 2.11 erfüllt alle Anforderungen an das AVK und läuft so stabil, daß vom AVK-Probebetrieb auf den Routinebetrieb übergegangen wurde.

Mit der Öffnung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) wurde parallel zur AVK-Version-2.11-Entwicklung ein Endlagermodul (AVK-ELA) zur Erstellung von Datenblättern zur Prüfung auf Endlagerfähigkeit und zur Verwaltung von Endlagerungsvorgängen (Anmeldung, Nachforderungen des TÜV, Freigabe usw.) entwickelt. Die Entwicklung wurde im Herbst 1993 mit der Erstellung des Realisierungskonzeptes und des fachlichen und DV-technischen Feinkonzeptes begonnen; Ende 1994 wurden die Programmierarbeiten abgeschlossen.

Nach Abschluß der AVK-Begutachtung Ende Juni 1995 wurden erstmals im Juli 1995 Abfalldatenblätter mit dem AVK-ELA erstellt. Derzeit ist das AVK-ELA bei den meisten AVK-Anwendern sowie beim Bun-

desamt für Strahlenschutz (BfS) und der Deutschen Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfälle (DBE) installiert.

Zur Zeit befindet sich die AVK-Version 2.22 in der Entwicklung. Dabei handelt es sich um viele kleinere Änderungen, die sich aus der Auswertung des Probebetriebes mit dem AVK ergeben haben, sowie die Umsetzung aktueller Behörden-Anforderungen.

Parallel zum derzeitigen AVK-Routinebetrieb und zur Entwicklung der AVK-Version 2.22 wurde im ersten Halbjahr 1995 die derzeit installierte AVK-Version 2.11 durch den TÜV Bayern begutachtet. Ergebnis des Gutachtens ist, daß das AVK-System die an das System gestellten Anforderungen erfüllt und daß die mit dem AVK berechneten Aktivitätsinventare durch Messungen validiert werden konnten. Eine zusammenfassende Darstellung der AVK-Entwicklung wird in Bild 12.19 gegeben.

AVK-System

Während der beschriebenen Entwicklung des DV-AVK wurde das AVK-Gesamtsystem konzipiert und die Organisationsstruktur des AVK-Gesamtsystems erarbeitet.

Als Qualitätssicherungs-Stelle des AVK-Gesamtsystems ist die AVK-Zentralstelle bei der GNS vorgesehen. Für die Zentralstelle wurden die Aufgaben definiert und eigenständige Zentralstellenprogramme entwickelt.

Die erste Version des AVK-Organisationshandbuchs (Revision 0) wurde Anfang 1991 fertiggestellt. Dort wurde das AVK-Gesamtsystem beschrieben und die grundlegende Organisationsstruktur festgelegt. In der Folge wurde das AVK-Organisationshandbuch permanent den aktuellen AVK-Entwicklungen und laufenden Anforderungen angepaßt.

Nach Vorlage des AVK-Organisationshandbuchs Rev. 0 wurden die im Organisationshandbuch festgelegten Aufgaben der Zentralstelle detailliert definiert und DV-technisch umgesetzt. Der Probebetrieb der Zentralstelle wurde Anfang 1992 aufgenommen, der Routinebetrieb Anfang 1994. Damit war der volle Leistungsumfang des AVK-Gesamtsystems gegeben.

Beitrag von GRS und ISTec

Die DWK hat die GRS bei der AVK-Version 1.0-Entwicklung mit der Erstellung des Moduls zur Produktkontrolle (MOPRO) beauftragt. Im Rahmen dieses Auftrags wurde auch das Realisierungskonzept für die sonstigen Module des DV-AVK mitgestaltet, insbesondere im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der 1989 veröffentlichten BMU-Richtlinie zur Abfallflußverfolgung. Die DV-technische Umsetzung von MOPRO hatte die GRS in Zusammenarbeit mit einer Softwarefirma als Unterauftragnehmer übernommen.

Im Frühjahr 1990 wurde die DWK aufgelöst und die Projektleitungsaufgaben für die AVK-Entwicklung wurden auf die GNS übertragen. Zur Wahrnehmung dieser Aufgaben zog die GNS die GRS als General-

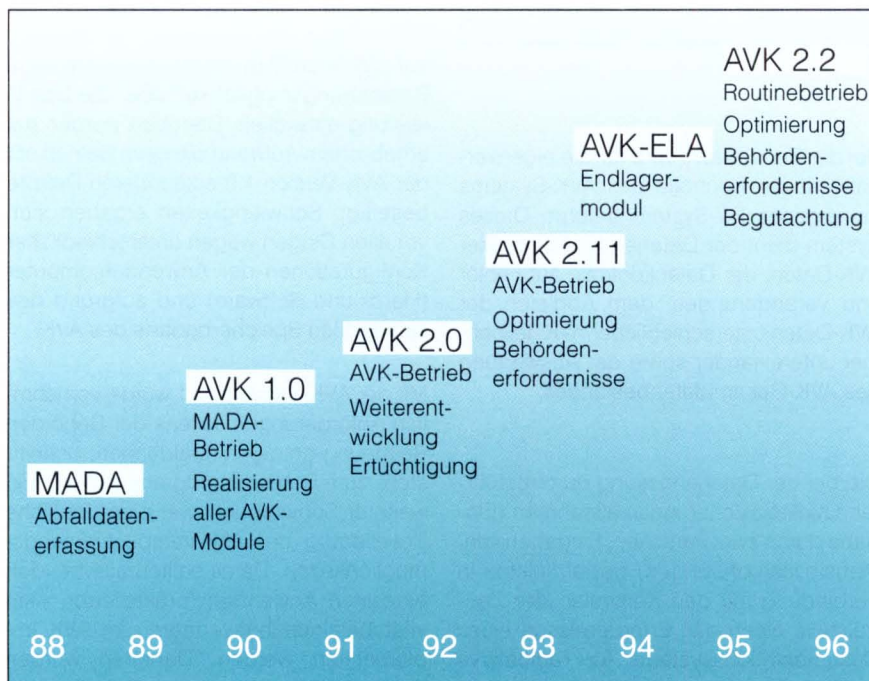


Bild 12.19: Entwicklung des AVK

unternehmer hinzu. Das bedeutet, daß die GRS in Abstimmung mit der GNS für alle Bereiche der AVK-Entwicklung verantwortlich war. Die Aufgaben der GRS umfaßten u.a.:

- Weiterentwicklung und Optimierung des AVK-Realisierungskonzeptes
- DV-technische Umsetzung des DV-AVK
- Implementierung und Installation des DV-AVK
- Erarbeitung des AVK-Systems und der Organisationsstruktur
- Konzipierung der AVK-Zentralstelle
- Erstellung der Lastenhefte der Programme der AVK-Zentralstelle
- Unterstützung der GNS bei der Ausschreibung der Zentralstellenprogramme und der Abnahme der Programme
- Erstellung des Betriebshandbuches der Zentralstelle
- Anwenderunterstützung
- Erstellung der Dokumentation (AVK-Benutzerhandbuch, Programmdokumentation, Organisationshandbuch usw.)

Um die Kontinuität der Arbeiten bei der DV-technischen Umsetzung, der Anwenderunterstützung und der Dokumentationen sicherzustellen, bediente sich die GRS der Softwarefirma als Unterauftragnehmer, die bereits von der DWK beauftragt worden war. Die Verantwortung für die im Unterauftrag der GRS erbrachten Arbeitsergebnisse lagen bei der GRS.

Mit Gründung des ISTec im Mai 1992 gingen alle Aufgaben der GRS zur AVK-Entwicklung auf ISTec über. Die Personalstruktur von ISTec erlaubte es, den Anteil der Unterauftragnehmer an der AVK-Entwicklung deutlich zu reduzieren. Insbesondere wurden von ISTec die Anwenderunterstützung und die MOPRO-Entwicklung ohne Unterauftragnehmer durchgeführt.

Im Realisierungskonzept des AVK wurde festgelegt, die Belange der Endlagerung erst nach dem Vorliegen verbindlicher Endlagerungsbedingungen zu berücksichtigen. Bei der Aufnahme des Einlagerungsbetriebs in das Endlager Morsleben war dies gegeben. Zur Erstellung der Abfalldatenblätter, Prüfung der Endlagerungsbedingungen und Verwaltung der Endlagerungsvorgänge wurde von ISTec ein Endlagermodul, das AVK-ELA entwickelt. Dabei wurden alle Aufgaben - die Erstellung des Realisierungs- und Feinkonzeptes, die DV-technische Umsetzung, die Dokumentation, die Durchführung der Anwenderunterstützung usw. - von ISTec wahrgenommen.

Nach Aufnahme des AVK-Routinebetriebs liegt der Schwerpunkt der ISTec-AVK-Arbeiten auf der Anwenderunterstützung. Eine Weiterentwicklung des DV-AVK findet nur in geringem Maße statt. Im Rahmen der AVK-Projektunterstützung wurde insbesondere die Begutachtung durch den TÜV Bayern/Sachsen begleitet. Zur Bewertung des AVK-Systems werden derzeit die Ergebnisse der Zentralstelle bei der Kontrolle und Prüfung aller AVK-Datensätze ausgewertet.

AVK-Betrieb

Die Einführung des AVK bei den Anwendern war mit einer Vielzahl neuer Aufgaben für die AVK-Anwender verbunden. Zu nennen sind insbesondere:

- Einführung der EDV in Arbeitseinheiten, die bislang i.a. nicht EDV-gestützt gearbeitet haben,
- Einarbeitung in ein neues, komplexes DV-Programm,
- Erfassung von Abfalldaten, die bislang nicht berücksichtigt wurden,
- Einhaltung neuer Organisationsanweisungen.

Damit diese Aufgaben im vorgesehenen Umfang wahrgenommen werden können, wurde eine intensive Anwenderunterstützung eingerichtet. Diese umfaßt die in Bild 12.20 dargestellten Säulen:

Über die Hotline (Telefon, Telefax, Anrufbeantworter) können die Anwender jederzeit Unterstützung zu DV-technischen und organisatorischen Fragen sowie zu

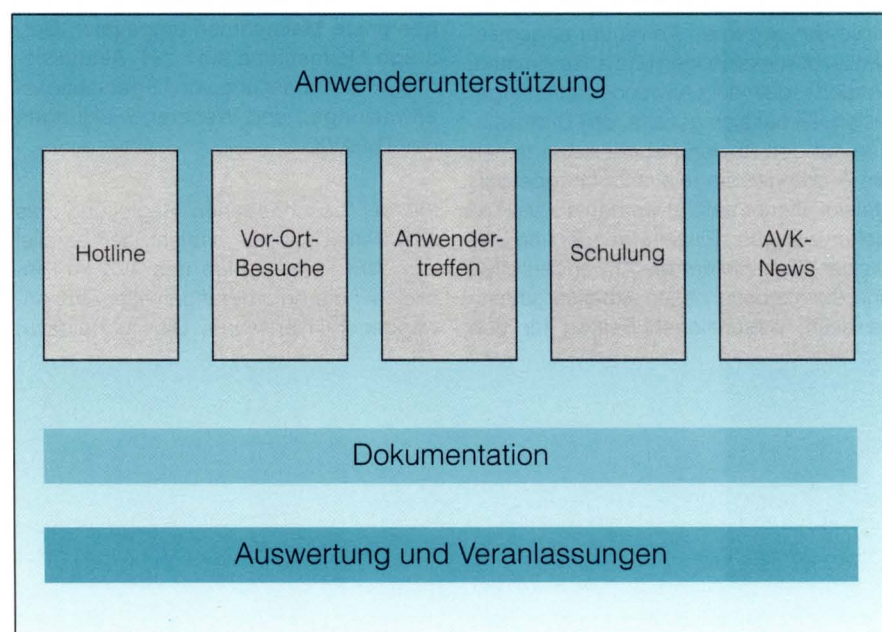


Bild 12.20: Anwenderunterstützung im AVK

allgemeinen AVK-Fragen anfordern. Aufgrund einer Vielzahl unterschiedlicher Hard- und Softwarekonfigurationen ist die Bearbeitung von Hotline-Anfragen mit einem erheblichen Aufwand verbunden. In vielen Fällen muß die jeweilige Konfiguration des Anwenders installiert werden, was üblicherweise eine vollständige Neukonfiguration eines Entwicklercomputers bedeutet. Häufig sind anwenderspezifische Hardwareausstattungen, wie Karten, Drucker usw., mit der Entwicklung oder Modifikation besonderer Treiber oder Hilfsprogramme verbunden.

Sofern die Anwenderprobleme nicht über die Hotline gelöst werden können, wird die Anwenderunterstützung vor Ort geleistet. Neben dieser bedarfsorientierten Vor-Ort-Unterstützung werden regelmäßig Erfassungsrunden durchgeführt, bei denen vor Ort im Hinblick auf einen einheitlichen AVK-Betrieb Anwendererfahrungen, Probleme und Anregungen abgefragt werden. Daneben werden im Rahmen dieser Erfassungsrunden je nach Bedarf Einweisungen und Schulungen durchgeführt.

Die Funktionsfähigkeit des AVK-Systems bedingt insbesondere eine einheitliche Anwendung des AVK. Um Bedürfnisse sowie betriebliche und behördliche Erfordernisse der einzelnen Anwender angemessen zu berücksichtigen und abzustimmen, werden regelmäßig Anwendertreffen organisiert. Es hat sich gezeigt, daß Diskussionen auf den Anwendertreffen, bei denen die Anwender die relevante Gruppe darstellen, offener geführt werden als Diskussionen zwischen Einzelanwender und Entwickler. Damit liefern die Anwendertreffen und die hierbei erzielten Arbeitsergebnisse einen wesentlichen Beitrag für den

AVK-Betrieb und die bedarfsgerechte AVK-Weiterentwicklung.

Das AVK stellt mit allen seinen Optionen und Möglichkeiten ein komplexes System dar, dessen korrekter Einsatz systematische und umfangreiche Schulungen erfordert, die seit Einführung des ersten AVK-Moduls MADA regelmäßig durchgeführt werden. Bei diesen Schulungen handelt es sich sowohl um Einsteigerschulungen als auch Spezialschulungen zu unterschiedlichen Fragestellungen.

Aktuelle Hinweise, Entwicklungen, Tips u. ä. werden den AVK-Anwendern in einer unregelmäßig, bedarfsorientiert erscheinenden Zeitung mitgeteilt, den AVK-News. Auch die Anwender sind aufgefordert, Beiträge zu den AVK-News zu liefern. Damit stellen die AVK-News eine ideale, aktuelle Kommunikationsplattform dar, an der AVK-Anwender teilhaben.

Sämtliche Meldungen, Anregungen oder sonstige Rückflüsse aus der Anwenderunterstützung bzw. dem AVK-Betrieb werden erfaßt, klassifiziert, dokumentiert und ausgewertet. Soweit Veränderungen erforderlich sind, werden geeignete Vorschläge entwickelt, mit der Projektleitung und den Teilnehmern abgestimmt und in geeignete Maßnahmen umgesetzt. Derartige Maßnahmen sind z.B. Aktualisierung und Anpassung von Organisationsanweisungen und Weiterentwicklungen des DV-AVK.

Mit der beschriebenen Begleitung des AVK-Betriebs wurde erreicht, daß parallel zum AVK-Probebetrieb das AVK im Hinblick auf die Anforderungen aller AVK-Anwender optimiert wurde. Dies führte dazu,

daß bei Einführung des AVK bestehende Vorbehalte mit der Aufnahme des Routinebetriebs praktisch ausgeräumt wurden. Eine Anwenderbefragung ergab, daß das AVK bzgl. Leistungsumfang, Benutzerfreundlichkeit und Anwenderunterstützung positiv beurteilt wurde und die gestellten Anforderungen erfüllt.

Zum gleichen Schluß kommt der TÜV Bayern/Sachsen bei der Begutachtung des AVK-Systems.

Ausblick

Mit dem derzeit betriebenen AVK-System ist die AVK-Entwicklung nahezu abgeschlossen. Ein Weiterentwicklungsbedarf wird zunächst nur bei geänderten behördlichen Vorgaben und bei Änderungen der Endlagerungsbedingungen gesehen. Konkret zeichnen sich diesbezüglich neue Behördenmeldungen und neue Endlagerungsbedingungen im ERAM ab. Aus der AVK-Begutachtung ergeben sich in geringem Maße DV-technische und organisatorische Anpassungen sowie eine Ergänzung der Dokumentation.

Mittelfristig ist zu erwarten, daß zur Nutzung der Ressourcen moderner Hardware das DV-AVK auf eine moderne Basissoftware umgestellt werden muß. Hierüber ist jedoch derzeit noch keine Entscheidung getroffen worden.

Damit liegt der Schwerpunkt der weiteren AVK-Arbeiten im wesentlichen bei der Anwenderunterstützung.

D. Gründler, W. Wurtinger

Veranstaltungen

Fachgespräch 1994

Mit mehr als 250 externen Teilnehmern erwies sich das 18. GRS-Fachgespräch, das 1994 turnusgemäß in München am 23./24. November stattgefunden hatte, wiederum als ein wichtiges Forum zum Erfahrungs- und Informationsaustausch für in- und ausländische Experten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit.

In seinen Grußworten am ersten Veranstaltungstag in den Konferenzräumen des Bayerischen Hofes stellte P. Vesseron (IPSN) die Zusammenarbeit der GRS mit ihrer französischen Partnerorganisation heraus und schilderte die Aufgaben in Osteuropa, die über die gemeinsame GRS/IPSN-Tochtergesellschaft RISKAU-DIT abgewickelt werden.

Anschließend stellte Prof. A. Birkhofer die aktuellen Arbeitsschwerpunkte der GRS vor. Dabei spannte er einen weiten Bogen von der Sicherheit heutiger Kernkraftwerke über die Bedeutung der Betriebserfahrungen, die Aufgaben der Sicherheitsforschung und Forschungskooperation,

die Sicherheit künftiger Reaktoren bis hin zur Entsorgung, den nichtnuklearen Aufgaben und den Arbeiten in Osteuropa.

In Vertretung des Bundesumweltministers - Frau Dr. A. Merkel hatte dieses Amt kurz vor dem Fachgespräch von Prof. K. Töpfer übernommen - richtete G. Hennenhöfer, noch kurz zuvor Geschäftsführer der GRS, nun in seiner Funktion als Abteilungsleiter im BMU Grußworte an die Fachgesprächsteilnehmer und erläuterte die Situation der Kernenergienutzung in Deutschland aus der Sicht des Umweltministeriums.

Den letzten Vortrag am Abend des ersten Fachgesprächstages hielt der erste stellvertretende Minister für Atomenergie der russischen Föderation, L. Rjabew. Positiv schilderte er die Situation der Kernenergienutzung in Rußland, beklagte allerdings die schlechte Behandlung der russischen Kernenergieindustrie durch die westliche Presse. Rjabew wünschte sich, daß die russische Kernenergieindustrie als gleichberechtigter Partner gesehen werde und plädierte für eine Energiecharta, die einen einheitlichen Energiemarkt in Europa regeln soll.

Sehr großes Interesse fanden die Fachseminare am zweiten Tag in der GRS in Garching. Es wurden drei Parallelveranstaltungen angeboten mit den Schwerpunktthemen „Reaktorsicherheit“, „Anlagensicherheit und Entsorgung“ und „Reaktorsicherheit in Osteuropa“. Neben zahlreichen Referaten wurden zusätzlich Vorführungen am Analysesimulator und der PSA-Workstation angeboten und das Thema „Altlasten“ mit Postern und Schaukästen visualisiert.

Auch die Medien zeigten viel Interesse an der Arbeit der GRS. So nahmen fast 20 Journalisten an der Pressekonferenz teil, und in allen großen Tageszeitungen sowie in Rundfunk und Fernsehen wurde darüber berichtet.

Seminare für Ostfachleute

In den osteuropäischen Ländern besteht ein großer Bedarf an westlichem Know-how, der nur in einer langfristig angelegten partnerschaftlichen Zusammenarbeit zu vermitteln ist. So hat der BMU seit 1992 die GRS damit beauftragt, Seminare, Workshops, Konferenzen, Praktika und Hospitationen – teilweise mit Beteiligung anderer Institutionen – zu organisieren und durchzuführen.

Zusammen mit der russischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor organisierte die GRS z.B. vom 24. bis 28. April 1995 im russischen St. Petersburg eine internationale Konferenz zur Sicherung von Kernbrennstoff und von Nuklearanlagen. Ziel der Konferenz war der Meinungsaustausch zwischen den Neuen Unabhängigen Staaten (NUS) über Sicherheitskonzepte und Sicherungsmaßnahmen. Die Teilnehmer kamen in erster Linie aus den NUS-Staaten, die auch die meisten Referenten stellten. Aus westlichen Ländern gab es Vorträge von Fachleuten aus Deutschland (BMU, GRS), Schweden, England, Frankreich, Kanada und den USA.

Seit 1992 gab es insgesamt fast 40 Veranstaltungen mit rund 1000 Teilnehmern aus



Über 250 Teilnehmer aus dem In- und Ausland sorgten am 1. Veranstaltungstag zum 18. GRS-Fachgespräch für einen vollbesetzten Saal in Münchens Bayerischem Hof.

den NUS- und Mittel- und Osteuropäischen Staaten (MOE). Eine Übersicht über die Veranstaltungen 1994/1995 ist in Kapitel 8.4 in diesem Jahresbericht enthalten.

IAEA-Meeting in Garching

Vom 5. bis 9. September 1994 fand in der GRS in Garching das IAEA-Technical-Committee-Meeting on Accident Management (AM) Procedures statt, an dem fast 20 Gäste aus verschiedenen Ländern teilnahmen. Dabei wurde umfassend über die Ergebnisse der IAEA-Arbeiten auf dem Gebiet von AM-Prozeduren berichtet. In Kurzpräsentationen erläuterten die Teilnehmer die Randbedingungen und das Vorgehen bei der Erstellung von AM-Prozeduren in den beteiligten Ländern.



Aus rd. 15 Ländern trafen sich Experten des Informationsmanagements zur WINRE '94 in den Räumen der GRS in Köln.

Behördenseminar Notfallschutz

Fragen des anlageninternen und -externen Notfallschutzes sind Thema dieses zweiteiligen Seminarkomplexes, den die GRS mit Förderung des BMU seit einigen Jahren regelmäßig organisiert. Teil I „Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“ wurde in 1994 am 14./15. September in der GRS in Köln ausgerichtet. Die Veranstaltung richtet sich insbesondere an Vertreter entsprechender Behörden und gibt ihnen die Möglichkeit, sich zu informieren, aber auch Erfahrungen auszutauschen und Probleme zu diskutieren.

WINRE'94

Zur WINRE'94 - 5th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection - vom 11. bis 13. Oktober 1994 in den Räumen der GRS Köln waren ca. 40 Experten des Informationsmanagements, Fachorganisationen und Behörden eingeladen. Sie kamen aus Österreich, Deutschland, Tschechien, Rumänien, Ungarn, Lett-

land, Österreich, Polen, Rumänien, der Slowakischen und Tschechischen Republik sowie aus der Ukraine, Ungarn, den USA und Weißrussland.

Im zusammenwachsenden Europa gewinnen moderne Kommunikationstechnologien und Informationsmanagement immer mehr an Bedeutung. Hierbei stellt der Informationsaustausch und Wissenstransfer zwischen West- und Osteuropa Weichen für die Zukunft. Einerseits benötigen die osteuropäischen Informationsspezialisten Technologien, Informationen und Know-how, um ein effizientes Informationssystem aufzubauen, andererseits besteht in Westeuropa Bedarf nach Daten und Informationen aus Osteuropa, speziell in den Bereichen Reaktorsicherheit, Strahlen- und Umweltschutz.

Vorträge zum derzeitigen Stand der Informations- und Kommunikationstechnologien in den verschiedenen Staaten sowie praktische Demonstrationen gaben einen fundierten Einblick in die Thematik, wobei die Tagung zudem eine gute Möglichkeit bot, in persönlichen Gesprächen Erfahrungen auszutauschen.

ATHLET-Anwendertreffen

Vom 25. bis 27. Oktober 1994 veranstaltete die GRS in Garching das 3. ATHLET-Anwendertreffen. Die ca. 60 in- und ausländischen Gäste kamen aus über 20 Organisationen, darunter Hersteller, Betreiber, Technische Überwachungsvereine, Hochschulen und Forschungseinrichtungen. Das Treffen bietet den Teilnehmern eine Basis für den Erfahrungsaustausch sowie die Möglichkeit, den Entwicklern des Rechencodes Kritik und Anregungen mitzuteilen.

Der aus der GRS stammende Rechencode ATHLET wird zur Simulation der Thermohydraulik und Anlagendynamik bei Transienten und Leckstörfällen auch im auslegungsüberschreitenden Bereich eingesetzt. Immer mehr in- und ausländische Organisationen nutzen dieses Programm, u.a. mehrere MOE-Staaten, die es auf WWER- und RBMK-Reaktoren anwenden.

DFD-Treffen in Garching

Am 2. und 3. November 1994 tagte in Garching der Deutsch-Französische

Direktionsausschuß (DFD). Ein weiteres DFD-Treffen fand am 30./31. Januar 1995 ebenfalls bei der GRS in Garching statt. Themenschwerpunkte waren die Fortschritte beim Erstellen der Leitlinien für die sicherheitstechnische Auslegung eines zukünftigen europäischen Reaktors. Weiterhin war das gemeinsame Vorgehen bezüglich der osteuropäischen Aktivitäten abzustimmen. Dem DFD gehören Vertreter von BMU, DSIN, GRS, IPSN, RISKAUDIT und den beiden Botschaften an.

Erfahrungsaustausch mit COMOS-Anwendern

Beim ISTec in Garching fand am 14./15. November 1994 zum sechsten Mal ein Erfahrungsaustausch zur automatisierten Schwingungsüberwachung in Kernkraftwerken statt, zu dem Fachleute aus den leittechnischen Fachbereichen bzw. der Maschinentechnik in Kernkraftwerken eingeladen waren.

Wie in den Vorjahren wurden bei dieser Veranstaltung Informationen weitergegeben, die bei der Schwingungsüberwachung mit COMOS-Systemen in verschiedenen Reaktoranlagen gesammelt werden konnten. Neben den „klassischen“ Themen Druckwasserreaktor-Schwingungsüberwachung und Hauptkühlmittelpumpen-Wellenüberwachung standen auch Beiträge zur verbesserten Schwingungsüberwachung an Zwangsumwälzpumpen und Turbosätzen auf dem Programm. So konnte das mittlerweile von einem Industriepartner entwickelte Turbinen-Schwingungsüberwachungssystem, insbesondere das Überwachungsmodul nach dem COMOS-Prinzip, erstmalig vorgestellt werden.

EU Brainstorming Group

Am 2. und 3. Februar 1995 traf sich in Garching erstmals eine von der Europäischen Union eingesetzte EU Brainstorming Group mit dem Ziel, F&E-Themen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit zu identifizieren, die sich für eine Zu-

sammenarbeit zwischen der EU einerseits und den osteuropäischen Ländern andererseits eignen.

Die seit 1990 von der EU im Rahmen ihrer Programme TACIS und PHARE im nuklearen Bereich geförderte Zusammenarbeit zwischen westlichen und östlichen Partnern ist primär auf technische Unterstützung in Form „dringender Maßnahmen für die am wenigsten sicheren Reaktoranlagen“ ausgerichtet. Daher wurden F&E-Projekte bisher nicht gefördert. Die Erfahrung aus den durchgeführten TACIS- und PHARE-Projekten hat jedoch gezeigt, daß auch im F&E-Bereich ein hoher Bedarf an einer solchen Zusammenarbeit besteht.

Die EU Brainstorming Group unter Vorsitz von Prof. Birkhofer setzt sich zusammen aus Experten kernenergienutzender EU-Mitgliedsländer (England, Frankreich, Spanien, Italien, Finnland, Deutschland) sowie aus einigen osteuropäischen Ländern (Rußland, Ukraine, Ungarn).

ENCRESS Workshop

Nach der ersten deutschen ENCRESS-Veranstaltung im Januar 1995 in Garching fand am 28. März 1995 in Köln der 2. German ENCRESS Workshop statt. Mit insgesamt über 70 Teilnehmern aus Hochschule, Industrie und ESSI-Projekträgern fanden die beiden Veranstaltungen große Resonanz.

Auftraggeber für das Projekt ENCRESS (European Network of Clubs for Reliability and Safety of Software) ist die Europäische Kommission im Rahmen des ESSI-Programms (European Systems and Software Initiative); deutscher Partner des Konsortiums ist ISTec.

Das Ziel dieser Initiative ist die Gründung von Interessengruppen in möglichst vielen EU-Staaten zum Erfahrungsaustausch unter Fachleuten, die sich mit Software-Zuverlässigkeit und -Sicherheit befassen. Die deutsche Interessengemeinschaft dient der Einbindung in ein gemeinsames europäisches Netzwerk als Forum für den

Informationsaustausch. Wesentliche Instrumente der Kommunikation sind jährlich stattfindende internationale Tagungen sowie mehrere nationale Workshops.

GEOTRAP-Workshop in Köln

Unter dem Arbeitstitel „GEOTRAP“ veranstaltete die GRS in Köln vom 3. bis 5. April 1995 einen Workshop der OECD/NEA über Radionuklidmigration in heterogenen geologischen Medien. Bei den über 40 Teilnehmern aus 13 Ländern waren sowohl Endlagerentwickler bzw. -betreiber vertreten als auch Angehörige von Genehmigungsbehörden und Gutachterorganisationen sowie der Europäischen Kommission und der OECD.

Ziel war es, Vorschläge für ein wissenschaftliches Forum als Nachfolge des 1994 ausgelaufenen INTRAVAL-Projektes zu erarbeiten, das dem Informationsaustausch zu den wesentlichen Fragestellungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern radioaktiver Abfälle dienen soll.

OECD-NEA-Arbeitsgruppe

Vom 4. bis 6. April 1995 fand die 3. Sitzung der internationalen Arbeitsgruppe PWG-1 im Auftrag des Komitees für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (CSNI) der OECD-NEA bei der GRS in Köln statt. 17 Fachleute aus sieben Staaten nahmen daran teil.

Die Arbeitsgruppe war 1994 aufgrund eines Störfalls im schwedischen Kernkraftwerk Barsebäck-2 gegründet worden. Dort war es nach dem Fehllöffnen eines Sicherheitsventils zum Verstopfen von Sieben im Notkühlsystem durch abgelöstes Isoliermaterial gekommen. Durch dieses Ereignis wurde die grundsätzliche Frage aufgeworfen, ob dadurch bei einem Kühlmittelverluststörfall die Kernkühlung und die langfristige Nachwärmeabfuhr gefährdet sein können. Die weiterführenden internationalen Untersuchungen zeigten, daß es sich dabei um ein komplexes Problem handelt, bei dessen

Analyse sehr viele unterschiedliche Aspekte zu berücksichtigen sind. Aufgabe der Arbeitsgruppe ist es, die in den verschiedenen Ländern dazu vorhandenen Informationen zusammenzustellen und Empfehlungen für weitere Forschungsarbeiten zu geben.

EPSG-Treffen

Die European Pool Scrubbing Group (EPSG) traf sich am 23./24. Mai 1995 zu einem Erfahrungsaustausch in der GRS Köln. Ziel der EPSG ist es, das Auswaschen von Spaltprodukten beim Durchgang durch eine Wasservorlage zu modellieren. Den Schwerpunkt der Arbeiten bilden das Austesten und die weitere Verbesserung des Rechencodes BUSCA, eine gemeinsame Entwicklung der AEA (England), des Paul Scherrer Instituts (Schweiz) und der GRS.

An dem Treffen nahmen 14 Fachleute aus England, Frankreich, Italien, Spanien, der Schweiz, Deutschland sowie der EU teil. Zusätzlich berichteten Gäste von der Ruhruniversität Bochum sowie vom Forschungszentrum Karlsruhe über ihre Arbeiten zu Resuspensionsvorgängen an der Pool-Oberfläche.

PSA-Seminar

Rund 50 Vertreter von Behörden, Technischen Überwachungs-Vereinen und Industrie nahmen an dem Seminar über probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA-Seminar) teil, das die GRS vom 18. bis 20. September 1995 in Köln veranstaltete. Gegenstand dieses Fachseminars war die Ermittlung der Häufigkeiten von Lecks und Brüchen in druckführenden Systemen.



Unerwartet groß war das Interesse am PSA-Seminar, das die GRS in Köln im September 1995 veranstaltet hatte.

Veröffentlichungen

GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Fachthemen 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 Fachleute ansprechen, die sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren möchten. In den Stellungnahmen zu Kernenergiefragen (GRS-S-Berichte) wird der Notwendigkeit Rechnung getragen, die öffentliche Diskussion über Vor- und Nachteile der Kernenergie zu versachlichen. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Sigel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Safety Related Assessment of the Stendal Nuclear Power Plant, Unit A, of the Type WWER-1000/W-320
GRS-112 (November 1994)

Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerks Stendal, Block A, vom Typ WWER-1000/W-320 in russischer Sprache
GRS-114 (Juni 1995)

WINRE'94

5th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection
Held at Cologne, F.R.G., October 11-13, 1994
Edited by H. Kunitz
GRS-115 (January 1995)

BUSCA-JUN91

Reference Manual for the Calculation of Radionuclide Scrubbing in Water Pools
GRS-116 (Juni 1995)

Reaktorsicherheit in Osteuropa

Vorträge auf dem 18. GRS-Fachgespräch in Garching bei München
GRS-117 (Februar 1995)

Reactor Safety in Eastern Europe

Papers presented at the 8th GRS-Colloquium in Garching near Munich
GRS-118 (February 1995)

Atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht in Deutschland
GRS-S-41 (September 1995)

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:

Austregesilo, H., und P.K. Vijayan:

Scaling Laws for Single phase Natural Circulation Loops
Nuclear Engineering and Design 132 (1994)

Baltes, B., K.-H. Martens und R. Wernicke:

Berechnung von Radionuklidtransportvorgängen im Endlager Morsleben (ERAM)
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-421

Baltes, B.:

Sicherheitsanalysen und weiterführende Untersuchungen zum Endlager Morsleben
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-427

Birkhofer, A.:

Advanced Power Reactors with Improved Safety Characteristics
Proceedings of 6th International Symposium on Radiation Physics, Rabat, 18.-22.7.1994, published by Elsevier Science Ltd., 1995

Birkhofer, A.:

Anforderungen an zukünftige Kernkraftwerke
Energiewirtschaftliche Tagesfragen, Heft 4/1995

Farber, G., K.-A. Höpfner, J. Keusenhoff, G. Meinschmidt, U. Riedel und J. Rose:

Technische Dokumentation anlagenbezogener Informationen
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1994-405

Glaeser, H., und E. Hofer:

Determination of Importance of Uncertain Parameters in Code Applications
Trans. Am. Nucl. Soc. 1994

Glaeser, H.:

Uncertainty and Sensitivity Analysis of a Post-Experiment Calculation in Thermal Hydraulics
Reliability Engineering and System Safety 45 (1995)

Glaeser, H., E. Hofer et al.:

Mathematical Techniques for Uncertainty and Sensitivity Analysis
FED-Vol. 223 ASME 1995

Hauptmanns, U., und J. Rodriguez:

Untersuchungen zum Arbeitsschutz bei An- und Abfahrvorgängen von Chemieanlagen
Schriftenreihe der Bundesanstalt für Arbeitsschutz "Forschung", Fb 709

Heitsch, M.:

A Model of Vented Hydrogene Deflagrations in a Containment
Proceedings Vol.II of International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, University of Pisa, 30.5.-2.6.1994

Hähnel, G.:

Auswertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes; Band VI
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1994-413

Janowski, F., und C. Brüne:

WINRE'94 5th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection. Tagungsbericht
Nachrichten für Dokumentation, Jahrgang 46, 1995 Heft 1

Javeri, V.:

Orientierende Analysen zur Naturkonvektion und Dispersion in porösen Medien mit dem Rechenprogramm TOUGH2
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-416

Kersting, E., und H. Löffler:

Aspects of the Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment
KERNTECHNIK 60 (1995) No. 2-3

Kirmse, R., W. Pointner, H.G. Sonnenburg und F. Steinhoff:

Small Break Loss-of Coolant Accident Analysis for Pressurized Water Reactors with an Advanced Drift-Flux Model in ATHLET
Nuclear Engineering and Design 154 (1995)

Köberlein, K.:

The Role of Probability in the Assessment of Technical Safety
KERNTECHNIK 60 (1995) No. 2-3

Lange, F., und G. Schwarz:

Beförderungsaufkommen radioaktiver Stoffe in der Bundesrepublik Deutschland – Ergebnisse der Transportdatenerhebung 1986
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-422

Lange, F., und G. Schwarz:

Beförderungsaufkommen radiographischer und sonstiger Strahlenquellen in der Bundesrepublik Deutschland (1986)
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1994-409

Martens, R., und K. Maßmeyer:

Uncertainty Analysis of Emission Scenarios Based on Gaussian-Puff- and Lagrangian Particle Models
Meteorologische Zeitschrift, N. F. 3, Juni 1994

Müller-Ecker, D., und M. Simon:

Probabilistic Safety Assessment for Non-Full-Power States of Nuclear Power Plants
KERNTECHNIK 60 (1995) No. 2-3

Pohlus, J.:

Incore Process Monitoring of Nuclear Power Reactors by Parameter Model-Based Methods
Journal Engineering Simulation (to be published)
Eds.: Prof. Pukhov (Kiew), Prof. Frank (Uni Duisburg)

Schwarz, G.:

Beförderungsaufkommen sonstiger radioaktiver Stoffe in der Bundesrepublik Deutschland im Anwendungsbereich Forschung, Medizin und Technik
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1994-414

Sievers, J., und X. Liu:

Fracture Mechanics Analyses Including Constraint Investigations on Reactor Pressure Vessels under Pressurized Thermal Shock Loading
Nuclear Engineering and Design 158 (1995)

Sunder, R.:

Erfahrungen mit der schwingungsdiagnostischen On-line-Überwachung am 900-MW-Dampfturbosatz des Kernkraftwerks Isar 1, Teil II: Überwachung im Frequenzbereich
Allianz Report (1994), Band 67, Heft 4

Thomas, W., W. Pfeffer und J. Wiesemes:

Entscheidungsgrundlagen bei Notfällen in Brennelementfabriken
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-428

Weber, J.P., G. Bava, D. Bestion, A. Maccabee und D. Reichenbach:

RBMK Safety Review, Final Report of Topic Group 1: System Engineering and Accident Progression
AEA Technology, March 1995

Weber, J.P., D. Reichenbach und J.M. Tscherkashow:

Sicherheitsfragen des RBMK
Atomwirtschaft/Atomtechnik, atw (40) Heft 5/1995

Werner, W.:

Results of Recent Risk Studies in France,

Germany, Japan, Sweden and the United States
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-430

Werner, W.:

Auswertung und Dokumentation des internationalen Standes und der aktuellen Entwicklungen der probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1995-429

Wernicke, R.S. (GRS), H.J. Lippolt und R. Bähr (Uni Heidelberg):

Temperature-induced He-4 Degassing of Specularite and Botryoidal Hematite:
A He-4 retentivity Study
J. Geophysical Research 99 (B9) 1994

Wernicke, R.S., und H.J. Lippolt:

Direct Isotope Dating of a Northern Schwarzwald qtz-ba-hem Vein
Neues Jahrbuch für Mineralogie, Monatshefte, 4/1995

Wernicke, R.S.:

Scenario Development and the MIRAGE Project
Proceedings of Migration of Radionuclides in the Geosphere, Brüssel, 15.-17.11.1994

Vorträge

GRS-Angehörige haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern sind dort häufig auch 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:

Ackermann, L.:

Strahlenschutz in Kernkraftwerken – Gefahrenplätze und Gefahrenmomente
Spezialkurs in Kernkraftwerken der Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz Ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern für zu ermächtigende Ärzte, Berlin, 7.11.1994 und 11.3.1995

Bachner, D. (GRS), E. Benoist, J. Duco (IPSN) und A. Jahns (RISKAUDIT):

Organization and Methodology Approach for the Safety Assessment of the Present Situation and the Future Works on Chernobyl-4 and the Site Sarkophagus Safety '94 - The State of Chernobyl Nuclear Power Plant Unit 4, Zeleny Mys, Chernobyl, 14.-18.3.1994

Baltes, B.:

Sicherheitskriterien für Endlager im internationalen Vergleich
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Bastl, W. (GRS), und R. Heinbuch (BAG):

Ageing Diagnosis, Prediction and Substitute Strategies for I & C
Specialists' Meeting on Modernization of Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants, Garching, 4.-7.7.1995

Bastl, W.:

Automatisierung in der Kernkraftwerkstechnik, sinnvolle Anwendung und Grenzen
Herbsttagung des Arbeitskreises „Betrieb, Überwachung und Instandhaltung von Stauanlagen“, Ybbs, 20.-21.10.1994

Bastl, W.:

Instrumentation and Control in German Nuclear Power Plants
IAEA Regular Meeting of the Working Group on NPPC and Instrumentation, Wien, 9.-11.5.1995

Bestele, J., und K. Trambauer:

Status of ATHLET-CD Development Shown by the LOFT-FP-2-Analysis as an Example
International Symposium on Heat and Mass Transfer in Severe Reactor Accidents, Cesme, 21.-26.5.1995

Bestele, J.:

ATHLET-CD Post Test Analysis of CORA/VVER Tests
International CORA Workshop, Karlsruhe, 10.-12.10.1994

Beuth, T., und B. Baltes:

Sicherheitsaspekte der direkten Endlagerung
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Biesold, H., H. Uhlenbruck (GRS), E. Ettenhuber und W. Kraus (BfS):

Investigation of Contaminated Sites from Uranium and other Mining Activities in the New Federal States of Germany
Waste Management Symposium WM'95, Tucson, 26.2.-2.3.1995

Biesold, H. (GRS), und E. Ettenhuber (BfS):

Radioactively Contaminated Sites due to Past-Mining - An Advanced Program in the New German States
3rd International Symposium "Ural Atomic", Zarechny, 29.5.-2.6.1995

Birkhofer, A.:

The Role of Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Safety
ESREL 94, 9th International Conference on Reliability and Maintainability, La Baule, 30.5.-3.6.1994

Birkhofer, A.:

Perspective of French-German Cooperation with Eastern Europe in the Field of Nuclear Safety
5th Annual Conference, 40th Anniversary of the Obninsk NPP, Obninsk, 27.6.1994

Birkhofer, A.:

Anforderungen an zukünftige Kernkraftwerke
Wintertagung des Deutschen Atomforums e.V., Bonn, 25.1.1995

Birkhofer, A.:

Advanced Power Reactors with Improved Safety Characteristics
6th International Symposium on Radiation Physics, Rabat, 18.-22.7.1994

Birkhofer, A.:

International Safety Standards, Safety of East European Reactors
Lecture Notes for M.I.T. Reactor Safety Course, Cambridge (USA), 26.-27.7.1994

Birkhofer, A.:

Common French-German Approach for Future Pressurized Water Reactors
ENC, Paris, 3.-5.10.1994

Birkhofer, A.:

Requirements for Future Nuclear Power Plants
11th Japanese-German Meeting on Nuclear Energy, Aamori, 22.-23.5.1995

Birkhofer, A.:

Risikomanagement in der Kernkraft
TTN, 2.Gespäch, München, 7.10.1994

- Birkhofer, A.:**
The Safety of Nuclear Power Plants in Central and Eastern Europe
Belgian Nuclear Society (BNS), Brüssel, 22.3.1995
- Birkhofer, A.:**
Containment Historical Overview
3rd International Conference on Containment Design and Operation, Toronto, 19.-21.10.1994
- Birkhofer, A.:**
Die Sicherheit der Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa
KKW Gundremmingen, 3.11.1994
- Birkhofer, A.:**
Aktuelle Arbeitsschwerpunkte der GRS
18. GRS-Fachgespräch, München, 23.-24.11.1994
- Birkhofer, A.:**
Aufgaben und Perspektiven in der Reaktorsicherheit
Festvortrag anlässlich der Verabschiedung von W. Hohlefeld, Bonn, 23.9.1994
- Birkhofer, A.:**
Die Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke, eine Zwischenbilanz
Expertentagung, Tutzing, 29.6.-1.7.1995
- Birkhofer, A.:**
Forschung und Innovation in der Energietechnik
Bad Wiessee, 23.-24.6.1995
- Birkhofer, A.:**
Problematisierung der Kernenergie in Osteuropa
Industriellenvereinigung, Wien, 20.6.1995
- Birkhofer, A.:**
Nuclear Safety in Russia and Central European Countries. Balance and Prospects
Assemblée Nationale, Paris, 28.3.1995
- Birkhofer, A.:**
Kernenergie in Osteuropa – Eine Pandorabüchse?
Rotary, München, 3.4.1995
- Birkhofer, A.:**
Perspectives of International Cooperation in Nuclear Energy
WEC, Consultative Meeting Russia-Europe: Energy Development, Moskau, 6.-7.6.1995
- Birkhofer, A.:**
Die Hintergründe und Intentionen von INSAG-4 „Safety Culture“
RSK-Klausurtagung, Kloster Seeon, 13.-14.6.1995
- Bogorinski, P., B. Pörtl (GRS), J. Andersson (SKI) und N. Chapman (Intera):**
Validierung von Grundwasserströmungs- und Nuklidtransportmodellen für Sicherheitsnachweise bei Endlagern für radioaktive Abfälle: Erfahrungen aus dem INTRAVAL-Projekt
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995
- Ding, Y., und D. Wach:**
A Rule- and Case-Based Hybrid System for Fault Diagnosis in NPP Components
25th Informal Meeting on Reactor Noise, Raleigh, Juni 1994
- Ding, Y.:**
Neural Network Benchmark Report
7th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN VII), Avignon, 19.-23.6.1995
- Ding, Y.:**
Fuzzy Entscheidungsbaumtechnik zur Schwingungsüberwachung von rotierenden Maschinen in Kernkraftwerken
VDI/GMA 4. Workshop "Fuzzy Control", Dortmund, November 1994
- Ettenhuber, E., W. Röhnsch (BfS) und H. Biesold (GRS):**
Radiologische Bewertung bergbaulicher Altlasten
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995
- Fett, H.-J., F. Lange, G. Schwarz (GRS), J. Lombard (IPSN), D. Raffestin und T. Schneider (CEPN):**
Transportrisikountersuchungen zur Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen aus Frankreich
Entsorgung: Wiederverwertung - Beseitigung,
27. Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz e.V., Wolfenbüttel, 25.-26.8.1995
- Firnhaber, M.:**
Results of International Standard Problem No. 36. CORA-W2 Experiment on Severe Fuel Damage for a Russian Type PWR
CSARP-Meeting, Bethesda, 1.-5.5.1995
- Firnhaber, M., K. Trambauer (GRS), L. Yegorova (Kurchatov-Institut, Moskau), U. Brockmeier (Univ. Bochum), S. Hagen und P. Hofmann (FZK):**
Results of International Standard Problem No. 36 – Severe Fuel Damage Experiment of a VVER Fuel Bundle at the CORA Facility
7th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-7, Saragota Springs, New York, 10.-15. 9. 1995
- Friederichs, H.-J., und K. Trambauer:**
Die Bedeutung neuerer Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung für Anforderungen an künftige Kernkraftwerke
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995
- Frisch, W. (GRS), und G. Gros (IPSN):**
Der deutsch-französische Sicherheitsansatz zur Beherrschung schwerer Unfälle in künftigen Kernkraftwerken
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995
- Frisch, W. (GRS), und G. Gros (IPSN):**
Progress in the Development of the Common French/German Safety Approach
IAEA Technical Committee Meeting on Approaches to the Safety of Future Nuclear Power Plants in Different Countries, Wien, 29.5.-2.6.1995
- Frisch, W. (GRS), und G. Gros (IPSN):**
Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke
Jahrestagung Kerntechnik '95, Nürnberg, Mai 1995
- Frisch, W., und J. Rohde:**
Deutsch-französische Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren
Fachbereichsseminar KT beim BfS, Salzgitter, 8.11.1994
- Frisch, W.:**
Review of Power Reactor Design
IAEA Interregional Training Course on „Instrumentation and Control of Power Plants“, Karlsruhe, 24.4.-24.5.1995
- Frisch, W.:**
The German/French Common Safety Approach for Future Reactors
French-Indonesian Seminar on Technical Nuclear Safety, Jakarta, 28.-29.3.1995
- Frisch, W.:**
Sicherheitsanforderungen an neue Kernkraftwerke im nationalen und internationalen Rahmen
VDI-Fachtagung "Kernenergie nach 2000", Aachen, 15.3.1995
- Frisch, W.:**
French/German Safety Approach for the European Pressurized Water Reactor (EPR)
Nuclear Engineering Seminar of the Oregon State University, Corvallis/Oregon, 18.4.1995
- Fuchs, R.L. (VNIIAES), W. Richter, H. Wolff (GRS) und O.M. Kowalewitsch (NTZ GANRF):**
Störfallanalysen von WWER-Anlagen mit ATHLET und DRASYS
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1994
- Gmal, B., W. Heinicke und W. Thomas:**
Safety Requirements for Nuclear Fuel Cycle Facilities in Germany
Topical Meeting Safety of the Nuclear Fuel Cycle, Cadarache, 20.-21.9.1995
- Gutschmidt, W.:**
Nuclear Facilities "Implementation of the Physical Protection Requirements of Codes and Guides for the Construction of NPP in Germany"
International Conference on Physical Protection, St. Petersburg, 24.-28.4.1995
- Gutschmidt, W.:**
Backfitting of Physical Protection Equipment for older NPP
International Conference on Physical Protection, St. Petersburg, 24.-28.4.1995

Hagemann, A.:

Implementation of the Physical Protection Requirements of Codes and Guides for the Transportation of Radioactive Materials
International Conference on Physical Protection, St. Petersburg, 24.-28.4.1995

Heitsch, M.:

Verification of the Hydrogen Deflagration Model in the RALOC-Code
International Workshop on Hydrogen Research for Reactor Safety, München, 19.-21.9.1994

Heitsch, M.:

Preliminary Analysis of Selected NUPEC Large-Scale Deflagration Tests by RALOC
NUPEC-GRS Hydrogen Combustion Analyses Meeting, Tokio, 20.-21.4.1995

Hesse, U.:

Ein fortgeschrittenes Verfahren zur Berechnung der Aktivierung von Brennelementen und Core-Bauteilen
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Heuser, F.W., M. Banaschik, L. Sütterlin und H. Teske:

Zusammenarbeit mit Osteuropa
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Horsche, W. (GRS), C. Gyori und I. Trosztel (KFKI):

2F-LB Loca Analyses for the Paks NPP with the System Code ATHLET
1995 Simulation MultiConference, Phoenix, Arizona, 9.-13.4.1995

Horsche, W.:

PWR Engineering Simulator with the German Nuclear Plant Analyser
1995 Simulation MultiConference, Phoenix, Arizona, 9.-13.4.1995

Höpfner, K.-A.:

Tecdo-Online Electronic Archiving Combined with an Intelligent Frontend Tool
4th Conference and Exhibition of the Hungarian Database Suppliers DAT'94, Budapest, 1.-4.10.1994

Höpfner, K.-A., und G. Farber:

Zentrale Dokumentation anlagenbezogener Informationen
3.KT/KTA-Winterseminar „EDV in der Kerntechnik“, Salzgitter, 19.-20.1.1995

Hörtner, H., und J. von Linden:

Einordnung von Maßnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen in Risikoanalysen
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1994

Janke, R., G. Farber (GRS), N.A. Fridmann (KKW Rowno), J.L. Milhem (IPSN):

Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Rowno
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Janowski, F., und C. Brüne:

Watching Eastern Europe Through the Eyes of the Press: The International GRS Press Review
WINRE'94, Köln, 11.-13.10.1995

Jonczyk, J.:

Erdbebensichere Auslegung von druckführenden Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland
SIA-Tage 94 im Rahmen der Fachgesellschaftstagung der SGGEb, Basel, 25.-27.8.1995

Kafka, P., und M. Zimmermann:

Ein rechnergestütztes Beratungssystem auf dem Gebiet Verfügbarkeit - Zuverlässigkeit
Kraftwerk Zolling, Zolling, 24.1.1995

Kafka, P., und M. Zimmermann:

Operational Risk Management
ESREL '95, Bournemouth, 26.-28.6.1995

Kafka, P.:

Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit verfahrenstechnischer Anlagen – Gesamtbewertung
Seminar 48-14-01, VDI-Bildungswerk, Düsseldorf, 18.-19.10.1994

Kafka, P.:

PSA-Type of Work for WWERs and RBMKs – Current Activities and Insights at GRS
IAEA-Meeting on „Advances in Reliability Analysis and Probabilistic Safety Assessment, Working Material“, Budapest, 20.-23.9.1994

Kafka, P.:

Are the ESREL Conferences the Answer to the increasingly European Technological Challenges within a Society aware of the Issue?
ESREL '95, Bournemouth, 26.-28.6.1995

Kelm, P. (GRS), A.M. Kiritschenko (Rosenergoatom) und W. Wenk (GRS):

Sicherheitsverbesserungen für Kernkraftwerke mit WWER-440/W-230
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1994

Kersting, E.:

Konzepte und Maßnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1994

Keusenhoff, J.:

Notfallübungen am Trainingssimulator (Pilotprojekt)
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgeschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1994

Kirmse, R., und W. Frisch:

The French/German Safety Approach for Future Reactors
GRS-OKB-ME Information Meeting on Safety of Future Reactor Concepts, Nizny Novgorod, 7.-8.6.1995

Kotthoff, K.:

Ergebnisse und Trends der generischen Auswertung der Betriebserfahrungen
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1994

Köberlein, K., H. Hörtnner und W. Werner:

Was haben wir aus PSA's gelernt?
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Lange, F., G. Pretzsch et al.:

Experimental Determination of UO₂-Release from a Spent Fuel Transport Cask after Shaped Charge Attack
INMM 35th Annual Meeting, Naples/Florida, 17.-20.7.1994

Lange, F.:

Grundsätze des Strahlenschutzes – Verkehrsrecht/Atomrecht, Änderungen und Berücksichtigung der neuen ICRP-Empfehlungen
Beförderung radioaktiver Stoffe, Seminar S-70-801-095-4, Aachen, 5.-6.10.1995

Lange, F.:

Unfallrisiko bei der Beförderung radioaktiver Stoffe
Beförderung radioaktiver Stoffe, Seminar S-70-801-095-4, Aachen, 5.-6.10.1995

Langenbuch, S., A. Petry, J. Steinborn (GRS), I.A. Stenbok (NIKIET) und A.I. Suslow (RRCKI):

Anpassung von GRS-Rechencodes für Reaktoren sowjetischer Bauart
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1995

Langenbuch, S., und H. Schäfer:

Regulatory Requirements Related to Design and Operation of Control Rods and Operational Experience in German PWR
IAEA Consultants' Meeting on Control Rod Insertion Reliability, Wien, 20.-24.2.1995

Langenbuch, S., G. Höppner (GRS), J. Krell, S. Thomas und W. Müller (KAB):

Safety Analyses of VVER-1000 for Specific Transients Considering Increased Drop-Time or Failure of Scram
IAEA Consultants' Meeting on Control Rod Insertion Reliability, Wien, 20.-24.2.1995

Liemersdorf, H.:

Beurteilung von Sicherheitsverbesserungen bei älteren Anlagen
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching,
23.-24.11.1995

Maßmeyer, K.:

Theoretische Grundlagen von Strömungs- und Ausbreitungsmodellen
Seminar „Ausbreitungsrechnung zur Luftreinhaltung. Grundlagen und Modelle“, Essen,
September 1994

Maßmeyer, K.:

Beispielhafte Anwendungen eines Strömungs- und Ausbreitungsmodells in topographisch gegliedertem Gelände
Seminar „Ausbreitungsrechnung zur Luftreinhaltung. Grundlagen und Modelle“, Essen,
September 1994

May, H.:

Atomkraft – Energie mit Zukunft?
Junge Union, Bergisch Gladbach, 1.9.1994

May, H.:

Aktivitäten der GRS in Osteuropa
KTG Ortssektion Rheinland, Bergisch Gladbach,
13.12.1994

Olma, B., Y. Ding und R. Enders:

Operational Experiences with Automated Acoustic Burst Classification by Neural Networks
7th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN VII), Avignon,
19.-23.6.1995

Olma, B.:

Rechnergestützte Schwingungs- und Schall-diagnose zur Primärkreis-Betriebsüberwachung
BfS-KT/KTA-Winterseminar, Salzgitter,
19.-20.1.1995

Olma, B.:

Loose Parts Benchmark Reports
7th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN VII), Avignon,
19.-23.6.1995

Pohlus, J.:

Parameter Estimation in Motor-Operated Valve Diagnosis
9th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium, Knoxville, 24.-26.5.1995

Pohlus, J.:

Investigations on Reactor Transfer Function Monitoring Using Parameter Modelling Procedures
7th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN VII), Avignon,
19.-23.6.1995

**Pretzsch, G. (GRS), und
S.S. Ogordnik (NTZ GANU):**

Radiologische Situation und Zustand des Sarkophags in Tschernobyl
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching,
23.-24.11.1994

Pütter, B., und W. Nolte:

Wirksamkeitsanalyse von speziellen Maßnahmen zur Vermeidung oder Begrenzung von Ereignisfolgen (DWR und SWR)
Behördenseminar „Vermeidung und Begrenzung von folgenschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1994

Reck, H., und K. Bieniussa:

Rohrleitungsschäden in deutschen Kernkraftwerken
20. MPA-Seminar „Maßnahmen zur Absicherung des Langzeitbetriebs“, Stuttgart, 6.-7.10.1994

Riekert, T., und H. Liemersdorf:

Lessons Learned from German Incident Reporting System
Nuclear Societies' Meeting NUSIM '95,
Prag, 1.-3.2.1995

Rohde, J.:

Phänomenologie folgenschwerer Ereignisse
Behördenseminar „Vermeidung und Begrenzung von folgenschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1994

**Röwekamp, M., T. Riekert und
H. Liemersdorf:**

Development of a German Approach for the Fire Safety Assessment of Older NPPs
SMIRT 13 Post Conference Seminar No. 6 „Fire Safety Power Plants and Industrial Installations“, Gramado, 21.-25.8.1995

**Röwekamp, M., T. Riekert (GRS) und
K. Müller:**

Safety Significance of Plant Internal Fires, in Particular for Older Nuclear Power Plants, Due to Operating Experiences
Fire and Safety '94, Prag, 4.-7.12.1994

Salewski, P.:

Storage of the Kategorie I Materials
International Conference on Physical Protection,
St. Petersburg, 24.-28.4.1995

Scheuerer, M.:

Numerische Modellierung von zweidimensionalen Zweiphasenströmungen
GVC-Fachausschußsitzung, Magdeburg,
16.-17.11.1994

**Schnürer, G., D. Wach (GRS), F.Sedel und
L.Weil (BfS):**

Upgrades of Digital I & C in German Nuclear Power Plants - Regulatory Aspects and Qualification Requirements
IAEA Specialists' Meeting on Modernization of Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants, Garching, 4.-7.7.1995

**Schwinges, B. (GRS), C. Renault und
A. Mailliat (IPSN/CEA):**

ESCADRE Mod0 and RALOC Mod2 Assessment Major Findings and Relevance to the Safety of LWRs
International Seminar on Heat and Mass Transfer in Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Cesme, 21.-25.5.1995

Schwinges, B., und M. Tiltmann:

General Characteristics of Containment Behaviour during Core Melt Sequences (on Basis of German Risk Study)
TACIS Mission C6 Workshop on whole severe accident process (ESCADRE/RALOC), Moskau,
24.-26.4.1995

Schwinges, B.:

Analysis of Containment Systems VVER 440/213 (with Bubble Condenser)
NUSIM - 95, Joint Czech, Slovak and German Seminar on Nuclear Power, Prag, 1.-3.2.1995

Sunder, R.:

Measurement Analyses and new Developments in Rotating Machinery Diagnosis
25th Informal Meeting on Reactor Noise, Raleigh,
13.-15.6.1995

**Thelen D., W. Müller, S. Voinis und
M. Cunado:**

Modelling of Gas Generation (PEGASE Project)
5th Pegasus Progress Meeting, Rapolano terme,
14.-15.6.1995

Thelen, D., und G. Morlock:

Auswirkungen der Gasbildung in Endlagern – Europäische Untersuchungsansätze im Vergleich
27. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Wolfenbüttel, 25.-29.9.1995

Trambauer, K.:

Forschungsarbeiten zu Ereignissen mit schweren Kernschäden, u.a. Phebus-Experimente
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“, Köln, 14.-15.9.1995

Uhlenbruck, H.:

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)
Seminar „Regelwerk zur Erfassung, Überwachung und Handhabung sonstiger radioaktiver Stoffe“, St. Petersburg, 16.10.-20.10.1995

Wach, D., und B. Olma:

On-Line Classification of Acoustic Burst Signals by a Neural Network-Application to Loose Parts Monitoring in Nuclear Power Plants
3. IEEE-Conference on Control Applications, Invited Session on Fault Diagnosis, Glasgow,
24.-26.8.1994

Wach, D., und Y. Ding:

IAEA Expert Mission on PWR Diagnostics
Seminar on Early Failure Detection - Methods and Application, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, Dezember 1994

Wach, D., und Y. Ding:

A Rule and Case-Based Hybrid System for Rotating Machinery Diagnosis
IFAC-Symposium on Heat and Mass Transfer, Supervision, and Safety for Technical Processes, SAFEPROCESS '94, Espoo, 13.-15.6.1994

Wach, D.:

Surveillance and Diagnostics in NPPs - Progress Made, Operational Needs, and Perspective for Future Developments

7th Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN VII), Avignon, 19.-23.6.1995

Weber, J.P.:

Sicherheit von Kernreaktoren in mittel- und osteuropäischen Ländern

Frühjahrstagung des Arbeitskreises Energie der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, Bad Honnef, 4.-5.5.1995

Weber, J.P., D. Reichenbach, G. Bava, D. Bestion und A. Maccabee:

RBMK Safety Review, Main Findings and Recommendations of Topic Group 1: System

Engineering and Accident Progression
IAEA Technical Committee Meeting, Wien, 30.5.-2.6.1995

Weber, J.P., D. Reichenbach (GRS) und J. M. Tscherkashow (NIKIET):

Sicherheitsfragen des RBMK
18. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 23.-24.11.1994

Weber, J.P.:

Reaktorsicherheit in Mittel- und Osteuropa
3. TTK-Seminar der TU Berlin, Serfaus/Österreich, 18.-25.2.1995

Weiß, D. (GRS), und G. Henze (BfS):

Radiological Impact to the Environment Owing to Mining and Milling of Uranium-bearing Hard Coal in Central Germany (Freital-Saxony)

International Symposium on Environmental Impact of Radioactive Releases, Wien, 8.-12.5.1995

Weiß, D. (GRS), und G. Henze (BfS):

Register of Radioactively Contaminated Sites – Example of the Suspected Area „Freital“
5th International FZK/TNO Conference on Contaminated Soil, Maastricht, 30.10.- 3.11.1995

In memoriam

Am 18. März 1995 verstarb im Alter von 58 Jahren

Herr Dipl.- Ing. Wilhelm Nolte

Herr Nolte hatte als Sachverständiger unserer
Gesellschaft über lange Jahre zuverlässig
und gewissenhaft wertvolle Dienste geleistet.

Die GRS wird dem Verstorbenen stets ein ehrendes Gedenken bewahren.

IMPRESSUM

Herausgeber: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Redaktion: Regina Knoll
Fachredaktion: Dr. Renate Nowak
Gesamtherstellung: Moeker Merkur Druck GmbH, Köln

Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit Genehmigung der
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Schwertnergasse 1, 50667 Köln

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1

50667 Köln

Telefon (0221) 2068-0

Telefax (0221) 2068-888

Forschungsgelände

85748 Garching b. München

Telefon (089) 32004-0

Telefax (089) 32004-599

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon (030) 88589-0

Telefax (030) 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon (0531) 8012-0

Telefax (0531) 8012-200