Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Reaktorsicherheit – eine internationale Aufgabe

14. GRS-Fachgespräch
Köln
7. und 8. November 1990

GRS-80

Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Reaktorsicherheit – eine internationale Aufgabe

14. GRS-Fachgespräch
Köln
7. und 8. November 1990

GRS-80 (August 1990)
ISBN 3-923875-30-4

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln 1991

Deskriptoren:
Reaktorsicherheit, Reaktorsicherheitsforschung, WWER, RBMK, Internationale Zusammenarbeit, Probabilistik, Betriebserfahrungen

Inhaltsverzeichnis

Eröffnung

Clemens Stroetmann, Staatssekretär im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Ich freue mich, das Fachgespräch der Gesellschaft für Reaktorsicherheit mit dem Thema „Reaktorsicherheit – eine internationale Aufgabe" eröffnen zu können. Es ist von besonderer Bedeutung, dies in einer besonders spannungsreichen Zeit tun zu dürfen. Wenn ich mich an das zurückliegende Jahr erinnere und die Fülle der Ereignisse Revue passieren lasse, dann muß ich sagen: Es war ein reiches Jahr, das uns geschenkt und gegönnt worden ist. Was war das für ein Jahr, in dem wir wie in wenigen anderen Zeitzeugen geschichtlicher Entwicklung sein konnten, in dem wir zu einem Gutteil auch Anteil nehmen konnten an der Gestaltung dieses geschichtlichen Augenblicks, der uns die Einheit Deutschlands beschert hat. Auf einen kleinen Nenner gebracht, zeigt sich die ganze Entwicklungsbreite, die wir zurückgelegt haben, daran, daß das Staatliche Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz in dem gemeinsamen Bundesamt für Strahlenschutz aufgegangen ist.

Der Wandel, der vor allem das Ost-West-Verhältnis bestimmt hat, hat neue Herausforderungen gebracht, auch für die internationale Zusammenarbeit. Dies fällt in eine Zeit, in der die Kernenergie einerseits umstritten ist und in der andererseits erhebliche Probleme globalen Ausmaßes im Umweltschutz auf uns warten.

Ich freue mich, daß der Zufall die Ereignisse so gesetzt hat, daß der Eröffnungstag des GRS-Fachgesprächs zusammenfällt mit dem Beschluß der Bundesregierung zur Reduktion von Kohlendioxid. Die Bundesregierung hat heute morgen auf eine umfangreiche Vorlage des Bundesministers für Umwelt einen weitreichenden Beschluß gefaßt, der, soweit wir das sehen, weltweit ohne Beispiel ist. Wir hoffen aber, daß er weltweit bald Nachfolger finden wird. Wir haben uns damit das ehrgeizige Ziel gesetzt bis zum Jahre 2005, auf der Basis des Jahres 1987, eine Reduktion von CO_2 und anderen Treibhausgasen in einer Größenordnung von 25 % + x für die neuen Länder der Bundesrepublik Deutschland zu erreichen. In diesem sehr detaillierten und ausgefeilten Beschluß, der auch einen instrumentellen Ausblick enthält über die Art und Weise wie ein solches Ziel angegangen werden kann, muß auch eine Aussage über die Kernenergie enthalten sein. Ich finde es gut, wenn in dieser Zeit klare Worte gefunden werden. Die Bundesregierung hat diese klaren Worte gefunden, wenn es in diesem Beschluß heißt: „Die Bundesregierung stellt fest, daß die Kernenergie einen wichtigen Beitrag zur Vermeidung von CO_2-Emissionen leistet. Die weitere Nutzung der Kernenergie ist verantwortbar. Die Kernenergie wird auch künftig eine wichtige Rolle spielen. Zur längerfristigen Sicherung des Beitrags der Kernenergie wird die Bundesregierung ihre nationalen und internationalen Anstrengungen zur Gewährleistung der Sicherheit der kerntechnischen Anlagen auf höchstem Niveau und zur Verwirklichung der erforderlichen Entsorgungsanlagen fortsetzen."

Meine Damen und Herren, dies ist eine Entscheidung, die Bedeutung über den Tag hinaus gewinnen wird. Sie schafft eine Perspektive, die über das Jahr 2005 hinausreicht. Ich glaube schon, daß dies in einer Zeit der kritischen Auseinandersetzung ein wohlgewogener, aber auch ein mutiger Entschluß ist.

Heute genau vor 2 Jahren – am 7. November 1988 – hat Bundesumweltminister Töpfer in einer Grundsatzrede anläßlich des internationalen Symposiums „Regulatorische Praxis und

Sicherheitsstandards für Kernkraftwerke" in München eine erste positive Bilanz verstärkter internationaler Zusammenarbeit gezogen und Ziele für die weitere Arbeit formuliert.

Veranstalter waren damals die Bundesregierung gemeinsam mit der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) und der Kernenergieagentur der OECD. Aus damaliger Sicht war das Symposium ein großer Schritt nach vorne.

Mit der Teilnahme zahlreicher Delegationen aus den Ländern Osteuropas konnten wir erste Einblicke in die dortigen Sicherheitsstandards und die dortige Praxis bei Genehmigung und Aufsicht von Kernkraftwerken gewinnen.

Ein Jahr später – im November 1989 – besuchte eine Delegation des Bundesumweltministers die Sowjetunion, um auf der Grundlage des Abkommens über Zusammenarbeit aus dem Jahre 1988 Einzelprojekte für die anlagenbezogene Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheit zu konkretisieren.

Im Vordergrund stand für uns eine bessere Kenntnis über die verschiedenen Generationen der Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart, der WWER-Reaktoren, sowie Überlegungen zur Nachrüstung der ersten Generation von Druckwasserreaktoren dieser Bauart.

Heute, im November 1990, gibt es im jetzt vereinten Deutschland in den neuen Bundesländern drei Kernkraftwerks-Standorte: Rheinsberg, Greifswald und Stendal mit insgesamt elf in Betrieb bzw. Errichtung befindlichen WWER-Kernkraftwerken sowjetischer Bauart.

Der Bundesumweltminister trägt im Rahmen seiner bundesaufsichtlichen Aufgaben auch für die Sicherheit an diesen Standorten besondere und weitreichende Verantwortung.

Wir haben – um noch einmal auf das Eingangswort zurückzukommen – in diesem Jahr eine unglaublich reiche Zeit zurückgelegt. Dieser kurze Rückblick macht deutlich, welchen Wandel wir in dieser kurzen Zeitspanne erlebt, aber auch mitgestaltet haben. Wir stehen vor Herausforderungen, die uns alle in bisher nichtgekannter Weise in die Pflicht nehmen.

Politik und Verwaltung haben sich im Rahmen ihrer Möglichkeiten fachlich sehr gut vorbereitet und mit hervorragender sachverständiger Begleitung den neuen Herausforderungen gestellt. Dies gilt sowohl für den Bundesumweltminister und – erlauben Sie mir, das als Aufsichtsratsvorsitzender mit besonderem Stolz zu sagen – in besonderem Maße auch für die Gesellschaft für Reaktorsicherheit. Die GRS hat im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit frühzeitig die Grundlagen für eine fruchtbare Kooperation geschaffen. Dies war für uns, beginnend vom Januar 1990 an, von besonderem Nutzen. Damals haben wir mit den zuständigen Stellen in der DDR eine enge Zusammenarbeit bei der Überprüfung der Sicherheit der dortigen Kernkraftwerke vereinbart.

In kurzer Zeit konnten von den Fachleuten belastbare Ergebnisse vorgelegt werden. Die Fachleute der GRS, aber auch das damalige Staatliche Amt für Atomsicherheit der DDR, die Technischen Überwachungs-Vereine, die Materialprüfanstalt und andere, sie alle haben in dem zurückliegenden dreiviertel Jahr eine gewaltige Arbeitsleistung vollbracht.

Ich möchte Ihnen dafür, ganz besonders auch im Namen des Bundesumweltministers den Dank und die Anerkennung der Bundesregierung aussprechen.

Die enge fachliche Zusammenarbeit war und ist auch weiterhin ein wichtiger Schrittmacher

für die Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses über die Erfordernisse und Vorgehensweisen bei der Gewährleistung der Reaktorsicherheit.

Dies gilt in besonderer Weise seit dem 1. Juli 1990, dem Tag, an dem das Atomgesetz der Bundesrepublik Deutschland über das Umweltrahmengesetz der DDR auch in den 5 neuen Ländern der Bundesrepublik Geltung erlangt hat. Mit dem Beitritt am 3. Oktober 1990 erfolgt jetzt auch der Verwaltungsvollzug auf einheitlicher Grundlage. Zur Unterstützung bei der Wahrnehmung der zusätzlichen bundesaufsichtlichen Aufgaben des BMU sind in der Außenstelle Berlin Projektgruppen eingerichtet worden.

Der Vollzug des Atomgesetzes ist auch in den neuen Bundesländern Länderaufgabe. In der Phase des Aufbaus der Länderverwaltungen werden diese Aufgaben – wie im Einigungsvertrag vorgesehen – von einer „Gemeinsamen Einrichtung der Länder" in Berlin wahrgenommen. Bei aktuellen Vollzugsaufgaben und bei dem Aufbau der Länderverwaltungen leistet der BMU bereits seit einiger Zeit Unterstützung.

Auch auf seiten der Industrie ist der Strukturwandel eingeleitet. An den verschiedenen Kernkraftwerksstandorten sind Kapitalgesellschaften im Aufbau. Die deutschen Elektrizitätsversorgungsunternehmen haben bisher eine Beteiligung an allen Kernkraftwerksprojekten und eine Verantwortung dafür abgelehnt. Die Kapitalgesellschaften stehen im Vermögen der Treuhandanstalt. Damit kommen auf den Bund gewaltige Belastungen zu.

Dies macht aber auch deutlich, daß hier noch ein Feld der Zukunftsprojektion liegt, wobei wir zuversichtlich sind, daß über den Stromversorgungsvertrag hinaus auch in dem neuen Teil der Bundesrepublik Deutschland Kernenergie einen Beitrag zur sicheren Energieversorgung leisten kann und auch zukünftig leisten wird. Diese Aussage darf nicht darüber hinwegtäuschen, daß an den bisherigen Standorten ein erheblicher Nachrüstungsbedarf besteht. Und sie kann schon gar nicht darüber hinwegtäuschen, daß die wirtschaftliche Lage der einzelnen Unternehmen ausgesprochen schwierig ist.

Deutlich wird das unter anderem daran, daß Rücklagen z. B. für eine Stillegung, nicht gebildet worden sind.

Für die einzelnen Kernkraftwerksprojekte in der ehemaligen DDR ist der aktuelle Stand wie folgt:

- Das Kernkraftwerk Rheinsberg ist abgeschaltet. Die endgültige Stillegung war bereits früher für Ende 1992 vorgesehen. Neue sicherheitstechnisch wichtige Befunde wie auch eine Übertragung der Erkenntnisse aus der Sicherheitsanalyse Greifswald lassen heute einen weiteren Betrieb ohne Nachrüstungen nicht zu. Von daher ist zu erwarten, daß diese Anlage nicht wieder in Betrieb geht, sondern endgültig stillgelegt wird.

- Von den Kernkraftwerken Block 1 bis 4 in Greifswald ist gegenwärtig lediglich noch Block 1 in Betrieb.

  Der Betrieb wird mit Verfügbarkeit der Ersatzwärme - und Dampfversorgung, die gegenwärtig mit Unterstützung aus dem Haushalt des Bundesumweltministers errichtet wird und etwa Mitte Dezember fertiggestellt sein soll, abgeschaltet.

  Die Sicherheitsanalysen, die gemeinsam erarbeitet worden sind, haben ergeben, daß eine umfangreiche Nachrüstung notwendig ist, um einen weiteren Betrieb unter sicherheits-

technischen Aspekten zu ermöglichen. Die Frage, ob die Bewältigung der sicherheitstechnischen Aspekte mit ökonomisch vertretbaren Mitteln möglich sein wird, muß nach dem heutigen Kenntnisstand eher negativ eingeschätzt werden, so daß die Wahrscheinlichkeit sehr groß ist, daß die Blöcke 1 – 4 in Greifswald nicht wieder in Betrieb genommen werden können.

- Der Block 5 des Kernkraftwerks Greifswald war bereits im Probebetrieb.

  Technische Schwierigkeiten bei der Inbetriebsetzung haben bereits im vergangenen Jahr zu erheblichen zusätzlichen Prüferfordernissen geführt. Eine Fortführung des genehmigten Probebetriebs kommt nur bei Ausräumung der aufgetretenen sicherheitstechnischen Mängel und nach Vorlage der Sicherheitsbewertung, die die GRS derzeit vornimmt sowie der Abarbeitung ggf. daraus zu ziehender Konsequenzen in Betracht.

- Die Bauarbeiten an den Blöcken 6 bis 8 in Greifswald sind weit vorangeschritten.

  Hinsichtlich des möglichen Nachrüstungsbedarfs vor Inbetriebnahme gilt vergleichbares wie bei Block 5. Wir werden sehr sorgfältig zu erwägen haben, wie hier unter den Sicherheitserfordernissen und den ökonomischen Erfordernissen weiter vorangegangen werden kann.

- Am Standort in Stendal sind für die Blöcke A und B bisher im wesentlichen nur bauliche Einrichtungen geschaffen worden.

  Der eigentliche maschinen- und elektrotechnische Ausbau ist bisher nicht erfolgt. Der Antragsteller beabsichtigt, das Genehmigungsverfahren in kürzester Zeit auf die Grundlagen des Atomgesetzes zu stellen und die hierzu erforderlichen Unterlagen bei der zuständigen Landesbehörde einzureichen. Ein erster Antrag ist am 2. 11. 1990 eingereicht worden.

So wie ich darauf hingewiesen habe, daß die Kernenergie auch in Zukunft einen verantwortbaren Beitrag leisten wird und leisten kann, kann sie das unter den gegebenen Bedingungen in den neuen Bundesländern nicht ohne weiteres wahrnehmen. Die Sicherheitsanalysen, die hier gefertigt worden sind, sind ein Dokument in zweifacher Hinsicht. Sie weisen einmal aus – und dies ist für die Weiterentwicklung von Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland von zentraler Bedeutung – daß es auf Sicherheit keinen Rabatt geben kann und geben wird. Das Atomgesetz wird uneingeschränkt zur Anwendung kommen. Sie weisen außerdem darauf hin, daß wir in Kenntnis der Tatsache, es hier mit Reaktoren anderer Bauartlinien zu tun zu haben, mehr als sonst irgendwo auf internationale Zusammenarbeit angewiesen sind. Der zweite Zwischenbericht der GRS zu Greifswald 1-4, das „grüne Buch", erfreut sich großer Nachfrage. Bereits heute wird es in den Ländern, die WWER-Reaktoren betreiben, als Modelluntersuchung auch für die anderen Baulinien herangezogen.

Von den in der ehemaligen DDR in Bau oder Betrieb befindlichen Reaktoren gibt es gegenwärtig insgesamt 48 Kernkraftwerke mit 31 000 MWe in Betrieb. 37 Kernkraftwerke mit insgesamt 32.000 MWe sind in Bau, d. h. zusammen geht es um 85 Anlagen mit etwa 63.000 MWe. Die hiermit verbundenen Analyse- und Bewertungsaufgaben und die aus den Ergebnissen zu ziehenden Konsequenzen lassen sich nur in breit angelegter internationaler Anstrengung bewältigen.

Es verdient hervorgehoben zu werden, daß von Anfang an sowjetische Experten in die

Analysen einbezogen wurden und insbesondere bei den Analysen zu Greifswald beteiligt wurden. Mehrere gemeinsame Seminare zu grundlegenden Fragen der Auslegung, des Betriebs, der Aufsicht und Genehmigung wurden durchgeführt.

Grundlage für unsere Zusammenarbeit mit der Sowjetunion ist der 1988 vereinbarte Informations- und Erfahrungsaustausch, der sich aus unserer Sicht außerordentlich bewährt hat. Diese Zusammenarbeit hat mit dem Beitritt der fünf neuen Bundesländer eine völlig neue Qualität bekommen.

Bundesumweltminister Töpfer hat daher am 11. Oktober 1990 Gespräche mit dem Minister für Atomenergiewirtschaft, Herrn Konovalow, und dem Vorsitzenden des Staatskomitees für die Aufsicht, Herrn Malyschew, geführt und unsere gegenwärtigen Einschätzungen und Vorgehensweisen bei den WWER-Reaktoren in Deutschland erläutert. Es bestand dabei grundsätzliche Übereinstimmung bei den bisher erzielten Ergebnissen der Sicherheitsanalysen und bei der Beurteilung der Notwendigkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen.

Soweit wir für Kernkraftwerke dieser Bauart Verantwortung tragen, werden wir – ohne Einschränkungen – die sicherheitstechnisch notwendigen Konsequenzen ziehen.

Auch weiterhin besteht auf beiden Seiten großes Interesse an der Fortsetzung der Zusammenarbeit, insbesondere bei den jetzt laufenden Sicherheitsanalysen für die Blöcke 5 bis 8 vom Typ WWER 440/V 230 in Greifswald und für die in Bau befindlichen WWER 1000 in Stendal.

Wir freuen uns, daß in diese Zusammenarbeit stärker als bisher auch französische Experten einbezogen werden können.

Die langjährige Zusammenarbeit in der deutsch-französischen Kommission war nach dem Gipfeltreffen im April 1989 deutlich verstärkt worden, nicht nur im Bereich der Ver- und Entsorgung, sondern auch im Bereich der Reaktorsicherheit.

Diese verstärkte Zusammenarbeit wird inhaltlich ausgefüllt, u.a. durch einen Kooperationsvertrag zwischen den Sachverständigenorganisationen beider Seiten, nämlich dem IPSN auf französischer und der GRS auf deutscher Seite. Ein Arbeitsprogramm zu wichtigen Fragen der Reaktorsicherheit wurde vereinbart. Über die gemeinsamen Arbeiten zu Anforderungen an zukünftige Reaktoren wird noch während des Fachgesprächs berichtet.

Die französischen Experten werden ihren Beitrag zur Sicherheitsbeurteilung für die WWER-Kernkraftwerke anhand der in Frankreich geltenden Sicherheitsanforderungen leisten und wir werden dann die Ergebnisse mit unseren Analysen gemeinsam vergleichen.

Ich glaube, daß es ein Novum ist, in internationaler Zusammenarbeit konkrete Reaktoranlagen anhand von drei verschiedenen, d. h. der von französischen, deutschen und sowjetischen Experten zugrundegelegten Sicherheitsanforderungen zu beurteilen.

Damit erfolgt gleichzeitig auch ein Vergleich der Sicherheitsanforderungen auf Gemeinsamkeiten und Unterschiede hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung. Bei kluger Anwendung der Ergebnisse muß dies dazu führen, daß wir auf ein höheres Maß an Sicherheit im internationalen Standard kommen werden, bei mehr Verständnis für unterschiedliche Sicherheitsphilosophien.

Diese Fragen werden selbstverständlich auch im Rahmen anderer bilateraler Zusammenarbeitsabkommen zu behandeln sein, insbesondere mit der CSFR und Ungarn.

Es gibt außerdem ein gemeinsames Beratungsgremium, den Rat der Kontrollorgane, das die Leiter der Sicherheitsbehörden in den Ländern, in denen Reaktoren vom Typ WWER in Bau oder in Betrieb sind, im Jahre 1987 geschaffen haben und an dessen Sitzungen wir seit der Vereinigung Deutschlands teilnehmen. Dieser Rat befaßt sich mit allen wichtigen Sicherheitsfragen der Auslegung, der Nachrüstung und des Betriebs dieser Reaktoren. Er hat insbesondere die 16 Grundsätze zur Nachrüstung der WWER der ersten Generation beschlossen. Der Rat ist ein wichtiges Instrument zur Koordinierung und Weiterentwicklung der Sicherheit bei den WWER-Reaktoren.

Eine BMU-Delegation hat kürzlich ebenso wie Vertreter der finnischen Behörde – in Finnland werden zwei mit westlicher Technologie nachgerüstete WWER 440 betrieben – erstmals als Beobachter an einer Ratssitzung teilgenommen.

Gleichzeitig unterstützt der BMU auch Sicherheitsprogramme anderer internationaler Organisationen.

Aufgrund einer Initiative von Bundesumweltminister Töpfer im Februar dieses Jahres hat die IAEA ein außerordentliches Programm zur Sicherheit älterer Reaktoren aufgestellt. In einer ersten Phase soll es zunächst der Unterstützung der Länder mit den WWER-Reaktoren der ersten Generation dienen.

Aus allem ist zu entnehmen, daß das vereinte Deutschland seine Brückenfunktion bei der Ost-West-Zusammenarbeit in Fragen der Reaktorsicherheit sehr ernst nimmt.

Darüberhinaus lassen sich aus den Erfahrungen von Harrisburg und Tschernobyl Größe und Bedeutung der Reaktorsicherheit als internationale Aufgabe definieren. Die kernenergienutzenden Staaten sind in eine Risikogemeinschaft eingebunden. Ein Reaktorunfall irgendwo ist ein Unfall für alle. Die Verletzlichkeit des einen ist die Verletzlichkeit der anderen. Dies verlangt nach Solidarität gerade mit den Ländern, in denen die Reaktorsicherheit das anzustrebende hohe Niveau noch nicht erreicht hat, insbesondere wenn – wie jetzt – die politischen, wirtschaftlichen und technischen Ursachen dafür erkannt sind.

Dies verlangt aber auch selbstkritisch zu bleiben gegenüber der eigenen Sicherheitspraxis, sich in der Diskussion über Mängel bei anderen nicht selbst in Sicherheit zu wiegen, sondern wachsam auf Schwachstellen zu achten und Verbesserungen dort zu verwirklichen, wo dies geboten ist.

Prüfstein für den Erfolg internationaler Zusammenarbeit ist die Sicherheit der heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, d. h. mehr als 400 Anlagen unterschiedlicher Regionen der Welt in unterschiedlichen Rechts-, Wirtschafts- und Gesellschaftssystemen.

Einigkeit besteht in den grundlegenden Zielsetzungen der Reaktorsicherheit:

- Grenzwerte und Grundsätze des Strahlenschutzes beim Betrieb einzuhalten;
- Unfälle, insbesondere solche mit schweren Kernschäden, zuverlässig zu verhindern;
- und wenn dennoch – wider Erwarten – ein schwerer Schaden am Reaktor eintritt, die Folgen in der Umgebung auf geringe Ausmaße zu begrenzen.

Wir können dabei zwar auf eine internationale Zusammenarbeit zurückgreifen, aber ich glaube schon, daß im Hinblick auf die Unterschiede der schon zitierten Rechts-, Wirtschafts- und Gesellschaftssysteme eine internationale Aufsichtsbehörde der Kernenergienutzung nicht sinnvoll und nicht praktikabel ist.

Der verstärkte Prozeß der internationalen Zusammenarbeit kann und darf nicht so mißverstanden werden, daß ein Teil nationaler Verantwortlichkeiten für die kerntechnische Sicherheit internationalisiert werden soll. Die Verantwortlichkeit könnte sich gleichsam international im Abstrakten verflüchtigen, wo es doch entscheidend darum geht, daß die Wahrnehmung der Verantwortung für die Reaktorsicherheit vor Ort Tag für Tag praktiziert wird.

Nationale Behörden- und Anlagenbetreiber sollten das größte Interesse, die größte Kompetenz, die besten Kenntnisse und Erfahrungen mit den jeweiligen nationalen Strukturen haben, um den sicheren Betrieb ihrer Anlagen gewährleisten zu können. Über diese Verteilung der Verantwortung und die ungeteilte Wahrnehmung in jedem Lande besteht internationaler Konsens. Sich der Aufgabe der Reaktorsicherheit international zu stellen bedeutet, gemeinsam das für die Sicherheit Erforderliche zu erarbeiten und im eigenen Land die notwendigen Konsequenzen sichtbar und nachvollziehbar zu befolgen.

Die Voraussetzungen für diese Zusammenarbeit sind heute mehr denn je gegeben:

- Informationen über Auslegung und Betrieb der Kernkraftwerke sind heute in der Regel für die Fachleute der anderen Staaten zugänglich.

- Regierungen unterstützen die Zusammenarbeit aktiv und sind bereit, die in internationaler Zusammenarbeit gewonnenen Erkenntnisse in den eigenen Anlagen praktisch umzusetzen.

- Instrumente für eine effektive internationale Zusammenarbeit stehen mit der internationalen Atomenergieagentur, der Kernenergieagentur der OECD, der Kommission der Europäischen Gemeinschaften sowie mit zahlreichen bilateralen Zusammenarbeitsabkommen zwischen den kernenergienutzenden Staaten zur Verfügung.

Die IAEA wird im kommenden Jahr eine internationale Konferenz über die Sicherheit der Kernenergie – Strategie für die Zukunft – durchführen.

Die IAEA hat zwischenzeitlich über ihre ursprünglichen Aufgaben hinaus mehr und mehr Aufgaben bei der Reaktorsicherheit erfolgreich in Angriff genommen und Grundlagen für gemeinsame Sicherheitsanforderungen und für die Konsistenz der regulatorischen Praxis in den einzelnen Mitgliedsländern geschaffen.

Eine Schlüsselfunktion nehmen die revidierten fünf Sicherheitsstandards der IAEA, die sogenannten NUSS-Codes ein. Sie enthalten Anforderungen und Vorgehensweisen, die nach bisherigen Erfahrungen und heutigem Stand von Wissenschaft und Technik geeignet sind, um Sicherheit auf möglichst hohem Niveau zu gewährleisten. Diese NUSS-Codes werden von den kernenergienutzenden Staaten mehr und mehr als wertvolle Unterstützung bei der Schaffung bzw. Fortentwicklung ihrer Regelwerke und bei ihrer Sicherheitspraxis anerkannt.

Die IAEA hat die Überarbeitung ihrer Sicherheitsrichtlinien in Angriff genommen. Hier sind wir aufgefordert aufzuzeigen, inwieweit diese Leitlinien bisher für die Sicherheitsbeurteilung

und Gewährleistung nützlich waren und wo sie verbesserungsbedürftig sind. Die IAEA wird – auch hier einer Anregung der Bundesregierung folgend – eine neue Sicherheitsrichtlinie für die Sicherheitsüberprüfung in Betrieb befindlicher Reaktoren erarbeiten.

Verstärkte internationale Zusammenarbeit bei der Reaktorsicherheit ist auch ein Ansatz zur Wiedergewinnung des Vertrauens einer verunsicherten und kritischen Öffentlichkeit. Diese Aufgabe ist international noch größer und schwieriger geworden, weil in vielen Ländern erst jetzt offen über Reaktorsicherheit diskutiert werden kann. Ich bin überzeugt, daß eine Technologie mit dem Anspruch Zukunftstechnologie nicht gegen die Bevölkerung durchgesetzt werden kann und darf. Vertrauen der Öffentlichkeit heißt nicht Vertrauen in Technik allein, sondern Vertrauen in die Verantwortlichkeit, Kompetenz und Zuverlässigkeit der Menschen und Organisationen – national und international –, die mit dieser Technik umgehen.

Ein wichtiges Instrument zur Information der Öffentlichkeit kann die bei der IAEA gemeinsam erarbeitete „Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen" werden. Die Bewertungsskala wird jetzt – zunächst probeweise für ein Jahr – auch in der Bundesrepublik Deutschland, und zwar zusätzlich zu den für die behördliche Unterrichtung maßgeblichen Meldekriterien angewendet werden.

Die Skala sieht eine Einordnung von besonderen Vorkommnissen in acht verschiedenen Klassen entsprechend ihrer sicherheitstechnischen und radiologischen Bedeutung vor. Die Bewertungsskala kann bei konsequenter und direkter Anwendung durch die Kernkraftwerksbetreiber mehr Transparenz und damit auch mehr Vertrauen in der Öffentlichkeit schaffen.

Bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie sind wir durch die Risikogemeinschaft verbunden und deshalb zu einer Sicherheitspartnerschaft verpflichtet.

Über diesen internationalen Aspekt hinaus hat alles, was wir tun, selbstverständlich und natürlich seine nationale Bedeutung. Wenn ich von der Akzeptanz der Kernenergie von einer verantwortbaren Energiequelle spreche, so tue ich das vor dem Hintergrund einer teilweise erbitterten Auseinandersetzung auch in der Bundesrepublik Deutschland, vor der wir die Augen nicht verschließen können. Der Ausstieg aus der Atomenergienutzung, wie er von dem einen oder anderen Politiker vorgegeben wird, setzt voraus, daß Recht und Gesetz geändert werden. D.h., wer hier den Ausstieg probt, muß die Mehrheit dafür haben, daß er das Atomgesetz ändert. Wer sich auf den Weg des Ausstiegs macht, der muß sich dann konsequenterweise, wenn er sich an Recht und Gesetz halten will, auf den mühsamen Weg der Änderung von Recht und Gesetz machen. Eine Koalitionsvereinbarung kann nicht geltendes Recht ersetzen und Politik ist nicht der Ersatz von Recht, sondern die Voraussetzung für Rechtsetzung. Es ist wichtig, diese Unterschiede einmal in aller Deutlichkeit zu betonen.

Die Bundesregierung wird hier ihrer Pflicht nicht ausweichen. So muß sie z. B. bei der weiteren Verfolgung eines Endlagers für schwach- und mittelaktive Abfälle, wie es die Grube Konrad in Salzgitter sein könnte, eine Landesregierung dazu bewegen, die Planfeststellungsunterlagen bei Vorliegen der gesetzlichen Voraussetzungen endlich auszulegen. Wenn sie das nicht freiwillig tut, wird der Bund nicht zögern, von dem ihm nach dem Atomgesetz und der Verfassung gebotenen Möglichkeiten Gebrauch zu machen und diese Landesregierung weisen. Wir halten dies für ein schlechtes Mittel, weil es zum Stil der demokratischen Auseinandersetzung gehört, die Rechtsgrundlagen gleich zu beurteilen und zu beachten.

Wir werden nicht zögern, dieses Mittel einzusetzen, wenn es gilt, dem Gesetz Geltung zu verschaffen. Wir fühlen uns durch den Beschluß der Ministerpräsidentenkonferenz bestätigt, die einstimmig festgestellt hat, daß die Notwendigkeit einer raschen Verwirklichung eines Endlagers für schwach- und mittelaktive Abfälle im Bereich der alten Bundesländer unverändert sei und alles getan werden müsse, dieses Endlager möglichst rasch zu verwirklichen.

Wir werden nicht zögern, nachdem in Berlin die alliierten Vorbehaltsrechte weggefallen sind, in kurzen überschaubaren Zeiträumen auch hier ein Genehmigungsverfahren nach Recht und Gesetz zu Ende zu führen. Der Forschungsreaktor BER II ist nach der gegenwärtigen Einschätzung der Bundesaufsicht genehmigungsfähig. Nach unserer Meinung hält der Versagungsgrund – nämlich der fehlende Entsorgungsnachweis – einer rechtlichen Prüfung nicht stand. Wir werden auch in diesem Falle nicht zögern, wenn Einsicht fehlt, eine Weisung zu erteilen.

Das gleiche gilt – mit etwas anderer Qualität – auch für die Arbeiten in Gorleben. Wir möchten gerne wissen, ob Gorleben geeignet ist. Wir sind ja immer froh, wenn wir von Leuten, die klüger sind als wir, lernen können. Aber die Fernerkundung via Blickdiagnose wird über die Eignung eines Standortes als Endlager nur begrenzt Auskunft geben können. Ich fürchte, man muß ins Salz, um festzustellen, ob die Eignung gegeben ist. Auch dieses Verfahren hat sich – wenn auch nach Bergrecht – so nach den gesetzlichen Regelungen zu vollziehen. Wir werden alle rechtlichen Möglichkeiten ausnutzen, um dem zum Durchbruch zu verhelfen, was wir nach sorgfältiger und kritischer Prüfung für Recht halten.

Die politische Diskussion in diesem Land stimmt nicht immer mit der Rechtslage überein. Das muß auch nicht sein. Ich habe vorhin gesagt, daß Politik kein Ersatz für Recht ist, sondern die Voraussetzung dafür, daß Recht in einem demokratischen Staat gesetzt werden kann. Ich glaube aber, daß wir nicht gut beraten sind, wenn wir in dieser Diskussion eine Streitkultur pflegen, die den Leuten suggeriert, es gebe nur ein Schwarz oder Weiß. Ich bin fest davon überzeugt, daß häufig genug im „sowohl als auch"' – in den Grautönen des Lebens – immer im additiven Zueinanderstellen, nicht im alternativen Denken die wirkliche Lösung liegt. Dies sollten wir bei der Diskussion schwieriger Probleme nicht aus den Augen verlieren. Wir sollten das nicht aus den Augen verlieren, wenn es um den sicheren Betrieb von kerntechnischen Anlagen geht.

Ich glaube, daß die GRS-Fachgespräche in diesem Sinne des „Sowohl als auch", das Additive statt des Alternativen, das Bewußtsein für Grautöne pflegen können. Daß dies Ausstrahlung haben kann in die internationale Zusammenarbeit, in diesem Sinne wünsche ich der Tagung von ganzem Herzen Erfolg.

Synthetische Biologie

Ernst-L. Winnacker [1])

Im Jahre 1828 gelang dem Chemiker Friedrich Wöhler die Synthese von Harnstoff aus einem einfachen anorganischen Vorläufer, dem Ammoniumcyanat."Ich muß Ihnen sagen, daß ich Harnstoff machen kann, ohne dazu Nieren oder überhaupt ein Thier, sei es Mensch oder Hund, nöthig zu haben. . .", schrieb er vor gut 150 Jahren seinem Kollegen und Freund Justus von Liebig.

In der damaligen Zeit wurde dieses Ergebnis als eine Sensation angesehen, widerlegte dieser Erfolg doch die weit verbreitete, vitalistische Ansicht, wonach allem Organischen eine besondere, geheimnisvolle Kraft innewohne, eine vis vitalis, die die organische (lebendige) von der anorganischen (leblosen) Materie unterscheide. Ein Übergang von der einen, anorganischen, zur anderen, organischen Form der Materie schien danach unvorstellbar. Daß er dennoch gelang, öffnete ein Schleusentor, eine damals unvorhersehbare Entwicklung, die als „synthetische Chemie" uns allen wohlbekannt ist und ohne die wir heute nicht mehr leben können. Die neue Chemie hat seinerzeit sehr schnell auf alle Lebensbereiche übergegriffen. Von der Landwirtschaft über die Medizin bis hin zur Bekleidung blieb keine menschliche Tätigkeit und kein menschliches Bedürfnis von ihr unberührt. Fast gleichzeitig mit Wöhler publizierte Liebig seine revolutionären Ansichten über die Spurenelemente und die Mineraldüngung; schon 1849 gelang in Boston die erste Äthernarkose und hatten die Chemiker William Perkins und August Wilhelm v. Hoffmann ihre ersten Erfolge mit der Synthese lichtechter Farbstoffe, eine Entwicklung, die über das von Paul Ehrlich entwickelte Konzept der Chemotherapie dann sehr viel später auch in der Medizin Eingang fand. Als Höhepunkt dieser ersten Phase der synthetischen Chemie ist sicherlich die Synthese des Indigo durch Adolf v. Baeyer im Jahre 1882 anzusehen.

Liebig und Wöhler hatten diese Entwicklung vorausgesehen. In einem ungewöhnlichen weitblickenden Schlußwort einer gemeinsamen Arbeit aus dem Jahre 1838, in der es um die Synthese der Harnsäure ging, schrieben sie: „Die Philosophie der Chemie wird aus dieser Arbeit den Schluß ziehen, daß die Erzeugung aller organischer Materien, in soweit sie nicht mehr dem Organismus angehören, in unseren Laboratorien nicht allein wahrscheinlich, sondern als gewiß betrachtet werden muß. Zucker, Salicin, Morphin werden künstlich hervorgebracht werden. Wir kennen freilich die Wege noch nicht, auf denen dieses Endresultat zu erreichen ist, . . . allein, wir werden sie kennenlernen."

Parallel zu diesen wissenschaftlichen Entwicklungen kam es sehr schnell, etwa 30 bis 40 Jahre nach Wöhlers Harnstoff-Synthese, zur Gründung von entsprechenden Industrieunternehmen, deren Kapazitäten den wachsenden Bedarf der Bevölkerung nach den neuen Produkten zu decken hatten. Viele dieser Firmen existieren nicht nur heute noch; indem sie ca. 20 % unseres Bruttosozialproduktes erarbeiten, sind sie zu wesentlichen Tragpfeilern unserer Wirtschaft geworden und feiern so in diesen Jahren in voller Blüte ihre 125. Geburtstage.

Lange Zeit hindurch beschränkten sich jedoch diese Entwicklungen vornehmlich auf das Kopieren natürlicher Stoffe oder Vorgänge; die Chemiker versuchten nachzubauen, was

1) Prof. Dr. Ernst-Ludwig Winnacker, Laboratorium für molekulare Biologie, Genzentrum der Ludwig-Maximilians-Universität, München

ihnen die Natur vorgemacht hatte. Dabei erwiesen sich viele Naturstoffe, wie z. B. Indigo, Penicillin oder das Cortison, nicht nur als außerordentlich anwendungsträchtig und nützlich; man hat aus ihren oft nicht leichten Synthesen auch viel über die enorme Komplexität ihres Aufbaus gelernt. So war man gezwungen, das Repertoire der chemischen Reaktionen immer mehr zu vergrößern und wurde daher recht schnell in die Lage versetzt, die Stoßrichtung zu verändern. Es ging bald nicht mehr um die Synthese von Naturstoffen, sondern darüberhinaus auch um völlig neue Verbindungen. Wohin dies letztlich geführt hat, zeigt z. B. die heutige Farbenpracht unserer Kleider oder die Vielfalt der Produkte der modernen Pharmaindustrie.

Der diesjährige Nobelpreis für Chemie zeigt, daß die „Kunst der synthetischen Chemie" heute auch formalisiert betrachtet werden kann und damit gewissen automatisierten Planungsverfahren zugänglich geworden ist. Die Synthese, auch komplexester chemischer Verbindungen auf dem Reißbrett, wurde durch Corey zur Wirklichkeit.

Wenn man diesen Weg der modernen Chemie Revue passieren läßt, so erkennt man außerordentlich viele Parallelen zu dem was heute in der molekularen Biologie geschieht. Hier bahnt sich eine Entwicklung an, die man in Analogie zu den Vorgängen in der Chemie während der vergangenen 150 Jahre als „synthetische Biologie" bezeichnen könnte und die in Forschung und Anwendung einen ähnlichen Entwicklungsschub auszulösen verspricht, wie wir ihn in der synthetischen Chemie beobachten konnten. Worauf beruht diese bemerkenswerte Entwicklung; wo sind die Parallelitäten zur synthetischen Phase der Chemie und wohin wird dies möglicherweise führen?

Die molekulare Biologie, die zugrundeliegende Wissenschaft, befaßt sich mit der Aufklärung der Struktur und der Funktion des genetischen Materials lebender Organismen. Daß die Entwicklung eines Organismus nach bestimmten Gesetzmäßigkeiten erfolgt und daß dessen Eigenschaften auch irgendwie vererbbar sind, war der Menschheit lange bekannt. Man denke nur an die Bluterkrankheit, die die Königin Victoria von ihrem Vater erworben hatte und in der Folge auf die wichtigsten Königshäuser Europas, z. B. auch auf das russische, vererbt hat. Wie anders wäre die Geschichte des Hauses Romanoff oder vielleicht ganz Europas verlaufen, hätte der Thronfolger und Zarewitsch diese Krankheit nicht besessen.

Die gesetzmäßigen Grundlagen der Genetik, eines Begriffes übrigens, der erst um die Jahrhundertwende vom englischen Botaniker William Bateson geprägt wurde, erkannte Mitte des vorigen Jahrhunderts der Augustinermönch Gregor Mendel. Aus Kreuzungsversuchen mit Erbsen leitete er eine Reihe von Regeln zur Vererbung ab, die man heute als Mendel'sche Gesetze bezeichnet und die bestimmte Voraussagen über das Auftreten und die Verteilung von Merkmalen, wie z. B. einer Blütenfarbe, in den Nachkommen eines Kreuzungsversuches zu machen erlauben. Die stoffliche Natur dessen, was da von den Eltern auf ihre Nachkommen übertragen wurde, konnte dann im Jahre 1944 von Oswald Avery als Desoxyribonucleinsäure, kurz DNA genannt, erkannt werden. Die Entwicklung gipfelte schließlich 1953 im berühmten Strukturvorschlag für die DNA von Watson und Crick, der sogenannten Doppelhelix. Man muß sich diese als eine Art Wendeltreppe vorstellen, wobei 10 Treppenstufen eine Drehung der Treppe ausmachen.

Etwa gleichzeitig erkannte man auch, in welcher Sprache auf dem DNA-Molekül die Information für den Aufbau der Proteine, des Baumaterials eines jeden lebenden Organismus, niedergelegt ist: Die DNA besteht aus vier verschiedenen chemischen Bausteinen, den sogenannten Basen A, T, G und C. Jeweils die Paare A-T und G-C liegen sich gegenüber und bilden die Stufen der Wendeltreppe. Drei aufeinanderfolgende Basen formen ein soge-

nanntes Codon, das für eine bestimmte Aminosäure steht; die Reihenfolge ATG z. B. kodiert für die Aminosäure Methionin, TTT für Phenylalanin, um nur zwei zu nennen. Die Proteine bestehen aus 20 verschiedenen Bausteinen, den Aminosäuren, wobei sich die „Individualität" eines jeden Proteins aus der charakteristischen Aufeinanderfolge einer bestimmten Zahl von Aminosäuren ergibt. Eine Abfolge von Codons auf der DNA entspricht also einer charakteristischen „Sequenz" von Aminosäuren, wobei es eines komplexen biochemischen Syntheseapparates bedarf, der in jeder lebenden Zelle diese Informationsübertragung von der DNA auf die Proteine bewältigt. Der genetische Code, wie diese Verschlüsselung der Information für ein Protein auf der Ebene der DNA genannt wird, ist übrigens universell. Ein gegebenes Stück DNA führt in jeder lebenden Umgebung zum identischen Produkt; aus einem DNA Abschnitt mit der Information für das Hormon Insulin z. B. macht also die Inselzelle des menschlichen Pankreas genauso gut ein Insulinmolekül, wie eine Bakterien- oder Hefezelle, in die man diese DNA hineinbringt.

Der Aufbau der Gentechnologie, als Basis einer synthetischen Biologie, bedurfte jedoch noch weiterer Grundlagen. Da war einmal die Entdeckung der sogenannten Restriktionsendonukleasen, eine Art „molekularer Scheren", mit deren Hilfe die DNA nach Wunsch gezielt in bestimmte und definierte Stücke zerlegt werden kann. Dazu kam die Möglichkeit, die Reihenfolge der Basen in der DNA Baustein für Bausteinzu bestimmen. Derartige Sequenzanalysen, wie man diese Verfahren nennt, sind deshalb von Bedeutung, weil man über eine bekannte DNA-Sequenz aus der erwähnten Dreier-Organisation der Codons die Aminosäuresequenz des in diesem Bereich kodierenden Proteins ableiten kann. Schließlich gelang es zu Beginn der 80er Jahre, die rein chemische Synthese von DNA auf neue exakte Grundlagen zu stellen, so daß sie automatisierbar wurde und Gene nun nach Maß in nützlicher Frist bereitgestellt werden können.

Auf dieser Basis ist es heute möglich, genetisches Material, und vor allem auch Abschnitte daraus, die Information für ein Eiweißmolekül tragen und die wir Gene nennen, aus biologischem Material zu isolieren, zu charakterisieren und in eine andere Zelle oder einen anderen Organismus zu übertragen. Wenn dabei bestimmte Regeln beachtet werden, so wird die genetische Information auch „exprimiert", d. h. in ein Eiweiß- bzw. ein Proteinmolekül umgesetzt. Das Gen mit der Information für das Hormon Insulin, das zur Therapie der Zuckerkrankheit gebraucht wird, läßt sich z. B. heute entweder rein chemisch synthetisieren oder aus menschlichen Zellen isolieren und anschließend in Bakterien zur „Expression" bringen. Da dieses Experiment auch mit anderen Genen für andere Proteine durchführbar ist, stehen uns heute eine Vielzahl von Proteinen, wie z. B. Insulin, Wachstumshormon, die Interferone oder der Blutgerinsellöser TPA (gewebe-spezifischer Plasminogen Aktivator) zur Verfügung, Proteine, die aus ihren natürlichen Quellen bislang entweder überhaupt nicht oder aber nur in geringsten Mengen erhältlich waren.

Man erkennt sofort die Parallele zu den früheren Entwicklungen in der chemischen Naturstoffsynthese. Bis zur Synthese des Indigos und seiner Derivate durch Adolf v. Baeyer im Jahre 1888 standen diese Produkte zur Färbung von Stoffen nur in geringsten Mengen zur Verfügung, sodaß der Name „Kardinalspurpur" nicht von ungefähr kam. Mit der chemischen Synthese dann waren der Verbreitung keine Grenzen mehr gesetzt, wobei es neben der reinen Synthese natürlich auch paralleler industrieller Entwicklungen bedurfte. Die neuen Genfirmen, die heute die oben genannten Produkte produzieren, sind also mit den Farbenfabriken der zweiten Hälfte des vorigen Jahrhunderts vergleichbar. Dabei scheint sich allerdings die Entwicklung der modernen Biotechnologie schneller als damals die der chemischen Industrie zu vollziehen. Schon 1976, vier Jahre nach der Durchführung des ersten gentechnischen Experimentes im Jahre 1972, wurde die erste Genfirma gegründet; nur 10

Jahre später, 1982, war das erste gentechnisch hergestellte Produkt, das menschliche Insulin, im Handel. Bis Ende 1985 wurden von privaten Anlegern in den USA ca. 4 Milliarden Dollar in die industrielle Gentechnologie investiert. Die Firma Genentech wurde im vergangenen Jahr für einen Betrag von 2.2 Milliarden Dollar an Roche verkauft, ein auch für die an hohe Preise und Gewinne gewöhnte amerikanische Finanzwelt großer und nicht leicht verdaubarer Brocken. Bislang sind allerdings die Gewinne bescheiden und bislang auch stützt sich diese Industrie nahezu ausschließlich auf die Nachahmung der Natur.

So stellt sich nun die Frage, ob die moderne Biotechnologie – in Analogie zur synthetischen Chemie seit etwa 1880 – wie diese auch zu wirklich neuen Stoffen und Verfahren kommen kann und kommen wird. Da ihr „Material" die Gene sind, wird dies über deren „intelligente" Veränderung geschehen müssen, sei es nun dadurch, daß bekannte Gene aus verschiedenen Organismen miteinander kombiniert werden, um mit dem neuen, veränderten Satz von Genen vielleicht neue Produkte zu erhalten oder sei es durch gezielte Veränderungen an einzelnen Genen selbst. Beides sollte im Prinzip möglich sein und für beide Ansätze gibt es auch bereits erste Beispiele.

Eine wichtige Rolle im Zellgeschehen spielen die sogenannten Enzyme. Sie ermöglichen im Zellinnern als Katalysatoren die Durchführung von Tausenden von chemischen Reaktionen, mit denen z. B. die aufgenommene Nahrung in Energie umgesetzt wird, und das bei Raum- oder Körpertemperatur, in wässriger Lösung und unter Normaldruck. Ein Chemiker kann davon meist nur träumen. Als Eiweißstoffe nun sind die Enzyme ebenfalls Produkte von Genen und damit Verfahren der Gentechnologie zugänglich, sodaß dieser Technologie somit auch die gesamte Welt der niedermolekularen Stoffe, wie sie von den Enzymen umgesetzt werden, offenstehen müßte. Zwei Beispiele seien hier genannt.

Das erste betrifft das Vitamin C, ein bekanntes Vitamin, das bei einer Jahresproduktion von 170.000 t einen Marktwert von immerhin 400 Millionen Dollar darstellt. Seit 1932 wird es über ein aufwendiges und kapitalintensives Verfahren hergestellt, das auf den Nobelpreisträger T. Reichstein zurückgeht. Dieser mehrstufige Prozeß, in welchem das Vitamin aus Glukose aufgebaut wird, läuft über drei chemische Schritte, von denen einer auch bislang schon mikrobiologisch geführt wurde. Nun ist es gelungen, die Gene für die Enzyme, die die beiden anderen Reaktionen katalysieren können, aus bestimmten Bodenbakterien zu isolieren und in einem einzigen Bakterium zu vereinen. Dieses ist nun in der Lage, das Vitamin bzw. einen unmittelbaren Vorläufer direkt aus Glukose zu produzieren, sodaß Vitamin C heute nicht mehr über ein chemisches Verfahren gewonnen werden muß, sondern durch eine einfache „Fermentation" erhalten werden kann. Hier ist sozusagen erstmals das Konzept einer chemischen Fabrik als „Bierbrauerei" verwirklicht worden.

Bereits in der Entwicklung, aber noch nicht marktreif, sind biotechnologische Verfahren zur Herstellung von Aminosäuren, die für die menschliche, aber auch die Tierernäherung von essentieller Bedeutung sind und die ebenfalls Märkte in der Größenordnung von 50- bis 200.000 Jahrestonnen ausmachen.

Ein anderes Beispiel stammt aus der Welt der Antibiotika. Antibiotika sind komplex aufgebaute Naturstoffe, die in bestimmten Pilzen und Bakterien über lange Biosyntheseketten hinweg in vielen einzelnen, enzymatisch katalysierten Schritten aufgebaut werden. Noch vor wenigen Jahren hielt man eine Manipulation dieser Synthesewege für utopisch, da sie die Isolierung der vielen Gene für die verschiedenen Schritte einer Biosynthesekette voraussetzt. Nun stellt sich aber heraus, daß diese Gene, zumindest in einigen Fällen, nicht verstreut über ein Bakterienchromosom vorliegen, was die Isolierung erschwert hätte, son-

dern alle hintereinander an bestimmten Stellen angeordnet sind. Anstatt auf verschiedenen Fragmenten lassen sich daher alle auf einem einzigen DNA Fragment isolieren und gemeinsam z. B. auf einen anderen Bakterienstamm übertragen. Dabei hat man eine interessante Beobachtung gemacht. Wenn dieser andere Stamm ebenfalls ein Antibiotikum, wenn auch ein anderes, produziert, und er nun einen neuen Set von Enzymen aus dem ersten Stamm durch Genübertragung erhält, so kann es passieren, daß er weder sein eigenes noch das von der Genübertragung her erwartete Antibiotikum, sondern ein neues, von beiden verschiedenes Produkt synthetisiert. Die neue Konstellation von Enzymen erlaubt also völlig neue Synthesewege und damit auch die Bildung neuer Antibiotika. Bei der großen medizinischen Bedeutung der Antibiotika, die sich in einem Marktwert von insgesamt 14 Milliarden Dollar widerspiegelt, sind dies keine uninteressanten Perspektiven.

Ein zweiter Weg für die Biotechnologie, zu neuen Produkten zu kommen, wäre die gezielte Veränderung von Genen selbst oder gar deren Neusynthese, um in beiden Fällen zu Proteinen mit völlig neuen Eigenschaften zu kommen. Wäre es also z. B. möglich, Enzyme auf dem Papier zu konstruieren, die es bisher nie gab, und die daher völlig neue Produkte umzusetzen und herzustellen in der Lage sind?

Rein technisch ist dieser Ansatz dank ungeahnter Fortschritte in der chemischen Synthese von DNA schon gelöst. In einem Syntheseautomaten werden die vier Bausteine der DNA in derivatisierter Form in vier Gefäßen vorgelegt. Über eine geschickte, computergesteuerte Programmierung wird dann ein Reaktionszyklus eingeleitet, der die Anlagerung von einem Baustein nach dem anderen an einen wachsenden DNA-Strang erlaubt. Dabei kann die Natur der anzuhängenden Bausteine beliebig variiert werden, so daß jede Sequenz und damit jede beliebige genetische Information in kurzer Zeit aufgebaut werden kann.

Wenn dieser Weg heute noch kaum beschritten wird und vielleicht für viele sogar utopisch klingt, dann vor allem deshalb, weil die Zusammenhänge zwischen Struktur und Funktion der Proteine weitgehend unbekannt sind und „sinnvolle" Veränderungen, die zu neuen, gewünschten Eigenschaften führen, daher nur langsam möglich werden. Die biologische Aktivität der Proteine liegt nämlich in ihrer räumlichen, dreidimensionalen Struktur begründet, wie jeder weiß, der einmal ein Spiegelei gemacht hat. Wenn diese Raumstruktur zerstört wird, dann geht die biologische Eigenschaft verloren. Die räumliche Struktur nun, in die sich ein Protein während der Synthese in der Zelle auffaltet, ist letztlich durch die Reihenfolge der Aminosäure, der sogenannten Primärstruktur, festgelegt. C. Anfinsen hat dies vor vielen Jahren gezeigt, indem er Bedingungen fand, unter denen sich eine durch Erhitzen denaturierte und auch biologisch inaktive Eiweißkette wieder in die ursprüngliche Raumstruktur zurückfaltete und dabei gleichzeitig auch ihre biologische Aktivität wiedergewann.

Er löste also sozusagen das Problem einer Verflüssigung des Spiegeleies, wenn auch an einem anderen Beispiel. Darüberhinaus wußte er auch nicht, warum er letztlich Erfolg hatte. Denn wenn auch heute über die Methodik der Röntgenstrukturanalyse die atomar aufgelösten Raumstrukturen von über zweihundert Proteinen bekannt sind, so ist es leider bislang nicht gelungen, aus diesen Strukturen bestimmte Regeln abzuleiten, die uns die Zusammenhänge zwischen Primär- und Raumstruktur erkennen ließen. Aus einer gegebenen Reihenfolge von Aminosäuren eine bestimmte Raumstruktur und damit auch eine gewünschte biologische Aktivität vorherzusagen, ist daher bis heute nicht möglich. Das Problem ist zugegebenermaßen auch gigantisch. Die einfachste Aminosäure, das Glycin, besteht aus zehn Atomen, die komplizierteste, das Tryptophan, ist aus 24 Atomen aufgebaut. Wenn ein durchschnittliches Protein 400 solcher Bausteine enthält, so wäre also die relative räumliche Anordnung von gut 10.000 Atomen zu bestimmen. Natürlich können diese sich im Prinzip in

nahezu unendlich vielen verschiedenen Strukturen anordnen, von denen aber nur eine einzige diejenige darstellt, die unter physiologischen Bedingungen stabil ist und auch verwirklicht wird. Diese gilt es vorherzusagen und zu finden und man erkennt leicht die große rechnerische Aufgabe, die vielen Koordinaten der einzelnen Atome gegeneinander, jedes bezüglich jedem anderen, zu optimieren.

Die Computerwissenschaften spielen heute schon eine wichtige Rolle in der Gentechnik, indem sie herangezogen werden, um die vielen bei der Sequenzbestimmung der DNA anfallenden Daten zu speichern und zu sortieren. Gilt es doch, um nur ein Beispiel zu nennen, im Falle des menschlichen X-Chromosoms mit der riesigen Zahl von 160 Millionen Bausteinen fertig zu werden. Die Strukturvorhersage der Proteine ist jedoch noch eine um Größenordnungen schwierigere Aufgabe, sodaß hier wohl der wirkliche und fundamentale Beitrag der Computerwissenschaften zur molekularen Biologie zu erkennen ist.

Dieser Einsatz liegt noch sehr in den Anfängen; dennoch hat man z. B. begonnen, ausgehend von bekannten Raumstrukturen, gezielt Veränderungen vorzunehmen. Diese haben zum Teil auch schon praktische Bedeutung, wie etwa die Veränderungen am alpha1-Antitrypsin. Es ist ein Hemmstoff eines eiweißspaltenden Enzyms in der Lunge, das an sich Lungengewebe zu zerstören in der Lage ist, durch diesen Hemmstoff aber im Zaume gehalten wird. Übermäßiges Rauchen, aber auch angeborene Mängel der Antitrypsinbildung können dieses delikate Gleichgewicht zwischen Enzym und Inhibitor zerstören. Es kommt zum Lungenemphysem, das offensichtlich durch die Gabe des Hemmstoffes kontrolliert werden könnte und auch kontrolliert werden kann. Das natürliche Produkt ist jedoch außerordentlich labil; es hat nur kurze Halbwertzeiten im Blut und muß daher oft gespritzt werden. Bei starken Rauchern ist diese Halbwertzeit noch geringer, da Bestandteile aus dem Tabakrauch einen bestimmten Aminosäurerest irreversibel verändern. Durch gezielte Mutagenese ist es nun gelungen, diese Aminosäure in eine andere umzuwandeln, sodaß das neue Produkt zwar noch die gewünschte Hemmaktivität besitzt, aber auch gleichzeitig unempfindlich gegenüber den oxidierenden Bestandteilen im Tabakrauch wird. Damit erhöht sich die Stabilität des um eine Aminosäure veränderten Proteins im Blut um ein Vielfaches und erleichtert somit den Einsatz in der medizinischen Praxis ganz erheblich.

Ein zweites Beispiel stammt aus der Welt der Antikörper. Sie sind allgemein bekannt als Eiweißmoleküle, die der Körper als Antwort auf die Gegenwart eines fremden Eiweißmoleküls, eines Virus produziert. Sie haben also die Eigenschaft, andere Moleküle zu erkennen und sie an sich zu binden. Im Gegensatz zu den Enzymen binden sie jedoch nur die Moleküle, die sie erkennen; chemische Umsetzungen können sie in der Regel nicht durchführen. Es stellt sich daher die Frage, ob man ihnen diese Eigenschaft nicht durch bestimmte Modifikationen beibringen könnte. Im Prinzip wäre es dann möglich, gegen jede beliebige Substanz, auch gegen solche, für die es natürliche Enzyme gibt, einen Antikörper zu machen und diesen entsprechend zu modifizieren, so daß die fragliche Substanz nicht nur gebunden sondern auch chemisch verändert würde, vielleicht sogar zu weniger toxischen Zwischenprodukten. Inzwischen sind die ersten Beispiele für solche „katalytischen" Antikörper bekannt. Die Beschleunigungsqualität der natürlichen Enzyme erreichen sie allerdings noch nicht.

Die Arbeiten hierzu stecken also zweifellos noch in den Anfängen. Dennoch zeichnet sich bereits heute ab, wohin dies alles führen könnte:

- Die Medizin wird zum ersten Male in die Lage versetzt, die Ursachen vieler, in erster Linie genbedingter Krankheiten zu erkennen und diese damit statt nur symptomatisch auch

kausal zu behandeln. So konnte bereits der Krebs eindeutig als gentechnische Krankheit definiert und auf seine Ursachen hin zurückgeführt werden.

- Es wird sich eine chemische Industrie entwickeln, die nicht nur viele Naturstoffe, sondern auch Produkte, die in der Natur nicht vorkommen, auf enzymatischem, d. h. biotechnologischem Wege herstellen wird. Natürlich wird sich diese „Fabrik der Enzyme" nicht in allen Bereichen durchsetzen; es wird seine Zeit brauchen und es wird auch immer Bereiche der Schwerchemie geben, bei denen der neue Einsatz nicht gelingt oder sich nicht lohnt.
- Die Landwirtschaft könnte sich viel deutlicher als jetzt schon in zwei Bereiche aufspalten, den Bereich der Ernährung und den der Produktion nachwachsender Rohstoffe. Diese würden dann, wie beim Einsatz der Glukose in der Vitamin-C-Produktion beschrieben, zu Ausgangsmaterialien für die neue chemische Industrie werden.
- Auf Grund der bekannten Fähigkeiten bestimmter Mikroorganismen, Sonnenlicht sehr effizient direkt in chemische Energie umsetzen zu können, wird es vielleicht gelingen, wenigstens Teile der Energieversorgung auf eine biologische Grundlage zu stellen.
- Schließlich könnten sogar die Computerhersteller von einer „Biologisierung der industriellen Produktion" betroffen werden. Neue, synthetische Enzyme könnten auf Transistoren als Biosensoren für die Messung bestimmter Substanzen, wie etwa Arzneimittel, Drogen oder Rohstoffkonzentrationen in Fermentern eingesetzt werden. Wenn es gelänge, statt der heute verwendeten Halbleiter entsprechende biologische Strukturen für die Informationsspeicherung zu verwenden, dann könnte das physikalisch begründete Limit der Miniaturisierung in der Mikroelektronik weiter unterschritten werden. Die entsprechenden „Biochips" sind aber z. Z. reine Spekulation und nicht existent.

Angesichts dieser Aussichten, die mit Absicht auch etwas futuristisch dargestellt wurden, stellt sich die Frage, ob wir eine solche Entwicklung überhaupt wollen. Brauchen wir eigentlich spezifische Arzneimittel? Sollten wir nicht stattdessen einfach gesünder leben. Wäre es nicht viel besser, den Herzinfarkt gar nicht erst zu bekommen, um ihn dann nicht mit gentechnisch hergestellten Arzneimitteln behandeln zu müssen? Oder müssen denn eigentlich toxische Abfälle wirklich biologisch abgebaut werden? Wäre es nicht besser, sie erst gar nicht entstehen zu lassen? Und, lohnt sich – angesichts fallender Dollarkurse – eigentlich eine Senkung der Energiekosten in der chemischen Industrie, wie sie durch den vermehrten Einsatz biotechnologischer Verfahren vielleicht zu erreichen wäre?

Obwohl die Antworten auf diese Fragen auch und gerade vor dem Hintergrund einer noch immer wachsenden Erdbevölkerung, die es unter anderem auch zu ernähren und medizinisch zu versorgen gilt, eindeutig scheinen, ist die Kritik am Einsatz der Gentechnik weit verbreitet. Ich habe dafür durchaus Verständnis, handelt es sich hier doch um eine Technik, die an das Leben selbst zu rühren scheint. Ganz unabhängig vom Einsatz der Gentechnik am Menschen, der heute nicht mein Thema ist, redet aber auch die Wissenschaft selbst keineswegs einem hemmungslosen Einsatz dieser Techniken das Wort. Entsprechend der Frage von Hans Jonas, ob es denn nicht angebracht wäre, sich gelegentlich nicht nur im Gebrauch sondern auch im Erwerb der Macht zu beschränken, hat sie von Anfang an ein sehr differenziertes Sicherheitskonzept für die Gentechnik erarbeitet. Diese Entwicklung begann im kalifornischen Asilomar, im Februar 1975, als sich Wissenschaftler aus der ganzen Welt darüber einigten, bestimmte Sicherheitsmaßnahmen im Umgang mit rekombinanter DNA vorzusehen. Das dahinter liegende Sicherheitskonzept beruht dabei auf zwei Grundlagen:

1. Der Umgang mit den Genen oder der DNA an sich ist nicht gefährlich.
2. Entscheidend für die biologische Sicherheit ist das Gefährdungspotential des Organismus, in und mit welchem gearbeitet wird und der durch die genetische Veränderung entsteht.

Um dies zu verstehen, muß man sich mit dem Problem des biologischen Risikos vertraut machen, ein Problem, das an sich nicht neu ist. Am Beispiel der Mikroorganismen, bei denen wir nicht-krankheitserregende Spezies unterscheiden, läßt sich dies am einfachsten verdeutlichen. Die Mehrzahl der Mikroorganismen ist für uns sowie für Tier- und Pflanzenwelt nicht krankheitserregend; im Gegenteil, viele davon haben wir uns zu unserem eigenen Nutzen herangezogen und optimiert, wie z. B. die Hefen, die zur Brot- und Bierherstellung benötigt werden. Ganz anders, als es die Horrorautoren und professionellen Bedenkträger von Simmel bis hin zum genethischen Netzwerk wahrhaben wollen und uns glauben machen möchten, ist der Umgang mit diesen Organismen, auch ihre Züchtung in großen und größten Mengen, als sicher anzusehen. Dies gilt um so mehr, als wir uns immer darüber klar sein müssen, daß wir ohnehin von sehr vielen Mikroorganismen nicht nur umgeben, sondern auch auf sie geradezu angewiesen sind. Über 90 % der Masse an Leben auf dieser Erde liegt in Form von Mikroorganismen vor; selbst in einem menschlichen Organismus sind mehr Bakterienzellen als eigene Körperzellen. Der berühmte Mikrobiologe Klyver bemerkte zu diesem Thema in seiner Leeuwenhoeck Vorlesung vor der Royal Society aus dem Jahre 1953: „Unter 30.000 Bakterienspecies ist nur ein Einziges menschen-, tier- oder pflanzenpathogen, während im Jahre 1953 jeder 17.000. amerikanische Staatsbürger des Mordes überführt wurde."

Ein ganz anderes Verhalten haben wir uns im Umgang mit krankheitserregenden Mikroorganismen angewöhnt. Seit den Tagen Pasteurs und Kochs, als diese vor ca. 100 Jahren ihre Arbeiten über Milzbrand und Tollwut aufnahmen, wissen wir um die Existenz dieser Organismen. Wir haben auch gelernt, mit ihnen zu arbeiten und uns vor ihnen zu schützen. Leider gilt dies nicht für alle diese Organismen, insbesondere nicht die Viren. Eingelullt durch die Erfolge von Impfungen und Antibiotika hat in den letzten Jahren unser an sich in Jahrhunderten geschärftes Bewußtsein für die Infektionskrankheiten nachgelassen. Wir werden die notwendigen hygienischen Maßnahmen nun angesichts der Herausforderungen durch das Hepatitis B- und das AIDS-Virus wieder lernen müssen. Es darf vielleicht an dieser Stelle angefügt werden, daß die Behauptung von fundamentalen Gegnern unseres Faches, wonach das AIDS-Virus ein freiwilliges oder unfreiwilliges Produkt gentechnischer Forschung sei, inzwischen widerlegt werden konnte. Es gelang nämlich, das Virus in Serumproben aus dem Jahre 1959 zu isolieren und zu charakterisieren. So besteht kein Zweifel mehr daran, daß es bereits zu einer Zeit, als nicht einmal der genetische Code geknackt war, existierte.

Wo steckt nun, so muß man sich fragen, angesichts dieses klaren Sachverhalts, ein eventuelles Risiko der Gentechnik? Gibt es vielleicht neben nicht-krankheitserregenden und krankheitserregenden Mikroorganismen noch eine dritte Kategorie, nämlich die der gentechnisch veränderten Mikroorganismen? Um dieser Frage gerecht zu werden, hat die Wissenschaft selbst, wie es sich gehört, unmittelbar nach dem Aufkommen der Gentechnologie in der erwähnten Konferenz im kalifornischen Asilomar auf diese Eventualität aufmerksam gemacht. Es wurden entsprechende Forschungsarbeiten initiiert, die auch worst-case Szenarien, d. h. auch Arbeiten mit krebserregenden Genen, einschlossen. Als Ergebnis dieser Bemühungen entstanden die Sicherheitsrichtlinien 'Zum Schutze vor Gefahren durch in-vitro neukombinierte Nukleinsäuren", die heute weltweit angewandt werden und auch in unserem Land bis zum Inkrafttreten des sogenannten Gentechnikgesetzes zumindest für öffentlich geförderte Vorhaben verbindlich waren. Sie sahen den Einsatz von technischen und biologischen Sicherheitsmaßnahmen vor, die in unterschiedlichen Kombinationen den sicheren Umgang mit gentechnisch veränderten Organismen regelten und garantierten.

Bei den technischen Sicherheitsmaßnahmen unterscheidet man, je nach Bösartigkeit oder

Pathogenität des Organismus, vier Risikoklassen, die sich im wesentlichen an den bewährten Klassifizierungskriterien des Bundes-Seuchengesetzes orientieren. In die niedrigste Risikoklasse - das Gentechnikgesetz spricht von Arbeiten, bei denen nicht von einem Risiko für Mensch und Umwelt auszugehen ist – fallen alle diejenigen Organismen, von denen wir ständig umgeben sind, wie etwa die Bäckerhefe oder eine Vielzahl harmloser Bodenbakterien. Angesichts ihrer Harmlosigkeit ist der Begriff „Risikoklasse" hier allerdings fehl am Platz. Mit derartigen Organismen wird vor allem im technisch-industriellen Bereich gearbeitet. Auch hier ist allerdings, z. B. bei der Herstellung von Impfstoffen, gelegentlich der Umgang mit pathogenen Organismen, samt den dann erforderlichen technischen Sicherheitsmaßnahmen, notwendig.

Über die technischen Sicherheitsmaßnahmen hinaus hat man in Asilomar für den Umgang mit gentechnisch veränderten Organismen einen zusätzlichen Sicherheitsfaktor eingeführt, das sogenannte biologische Containment. Danach werden genetische Manipulationen möglichst nur an solchen Organismen durchgeführt, die außerhalb des Labors oder der Produktionsstätte nicht lebensfähig sind, d. h. weder im Forscher selbst, im technischen Personal oder in der Umwelt. Sie dürfen auch nicht in der Lage sein, ihr genetisches Material samt dem neuen, fremden Gen auf andere Organismen in der Umwelt zu übertragen. Die Mechanismen, mit denen dies geschieht, d. h. die Mechanismen der sogenannten horizontalen Übertragung von genetischem Material zwischen Mikroorganismen, sind inzwischen gut bekannt. Die Sicherheitsstämme, wie sie heute genannt werden, können daher bezüglich dieses Parameters ständig verbessert werden.

Die Einführung des Konzeptes der biologischen Sicherheitsmaßnahmen, einer Art Selbstregulation biologischer Systeme, war für die Einführung der rekombinanten DNA-Technologie ein entscheidender Schritt. Er eliminierte nämlich die Frage nach einem biologischen Restrisiko; angesichts der Labilität der Sicherheitsstämme kommt es letztlich nicht einmal mehr auf das übertragene Gen und dessen Eigenschaften an.

Für den Bau großtechnischer Anlagen hat diese Argumentation eminente Bedeutung, da rein technische Sicherheitsmaßnahmen ihre Grenzen haben und sich nie perfekt einrichten lassen. In Kombination aber mit biologischen Sicherheitsmaßnahmen läßt sich auf diese Weise ein Sicherheitsrisiko auch von Produktionsanlagen ausschließen.

Es kommt noch ein weiterer Fall hinzu. In nunmehr 15 Jahren Anwendung der Gentechnik ist nicht nur kein einziger Unfall bekannt geworden, der auf eine gentechnische Manipulation als solche zurückzuführen wäre, es ist auch klar geworden, daß durch einen bloßen gentechnischen Schritt, d. h. durch die Einführung eines fremden Gens, noch kein Organismus krankheitserregend geworden ist. Entscheidend ist nicht die Herstellungsweise eines Organismus, ob nun durch klassisch-genetische oder durch gentechnische Methoden, entscheidend sind nicht die Methoden, mit denen ein Organismus genetisch verändert wird, sondern entscheidend ist das tatsächliche Risikopotential des veränderten, des neu entstandenen Organismus.

Dieses Konzept hat sich nun auch das neue Gentechnikgesetz zu eigen gemacht. Seine Formulierung und Verabschiedung ist im Grunde die konsequente Folge der Bemühung, nicht zuletzt auch von Wissenschaftlern, dieses Arbeitsgebiet in die öffentliche Diskussion zu bringen und entsprechende weitherum akzeptierte Rahmenbedingungen für den Umgang mit diesem Thema zu schaffen. Auf Asilomar im Februar 1975 folgte eine in den USA sehr kontrovers geführte öffentliche Diskussion und Aussprache, die zur Akzeptanz des Faches wesentlich beitrug. In unserem Land wurde dieses Thema zunächst ignoriert, selbst

als deutsche Industrieunternehmen achtstellige Summen an amerikanischen Hochschulen zu investieren begannen, um ihre Pharmaforschung auf dem internationalen Stand zu halten. Erst im Jahre 1984 kam es dann über die Etablierung einer Enquetekommission „Chancen und Risiken der Gentechnologie" des Deutschen Bundestages zu einer öffentlichkeitswirksamen Thematisierung des Faches. Die Kommission hat nach zweieinhalbjähriger Arbeit neben Hunderten von Einzelempfehlungen auch den Erlaß eines Gentechnikgesetzes vorgeschlagen. Dies ist nun verabschiedet und man könnte geneigt sein, dieses Thema als Paradebeispiel innovativer, weil vorausschauender Technikfolgenabschätzung zu betrachten und sich zufrieden zurückzulehnen. In der Tat gibt es über das Gesetz viel Gutes zu sagen. Es zwingt den Anwender der Gentechnik zur Rücksicht nicht nur auf sich selbst, sondern auch auf andere und auch auf die nicht-menschliche Umwelt. Die Abkehr vom reinen Anthropozentrismus, die im Zusammenhang mit der Einführung des Umweltschutzgedankens in das Grundgestz immer noch diskutiert wird, ist hier längst vollzogen.

Das Gesetz zwingt auch zur Aufklärung der Öffentlichkeit, was immer heilsam und lehrreich ist, und verlangt in bestimmten Bereichen sogar deren Beteiligung am Genehmigungsverfahren.

Daß schließlich das Gengesetz, rein juristisch gesehen, in einem demokratischen Gemeinwesen wie dem unsrigen natürliche und notwendige Voraussetzungen für die Erteilung von Betriebsgenehmigungen schafft, dies ist fast selbstverständlich. So weit also so gut.

Wenn mir als Wissenschaftler, der sich als Mitglied der Enquetekommission sogar für das Gentechnikgesetz eingesetzt hat, dieses nun dennoch Anlaß zu gewissen Sorgen gibt, dann in erster Linie aus folgendem Grund: Indem dieses Gesetz den Umgang mit gentechnisch veränderten Organismen regelt, bezieht es in seinem Geltungsbereich ausdrücklich auch die Grundlagenforschung, solange sie sich solcher Organismen bedient, ein. Es tangiert daher, wie kein anderes Gebiet zuvor, den Grundgesetzartikel V, Absatz 3, zur Freiheit der Forschung. Nun ist und war natürlich die Freiheit der Forschung niemals absolut. Als ihre Meßlatten gelten und galten immer die Grundrechte zur Freiheit und Würde des Menschen oder zu seiner körperlichen Unversehrtheit. In einer Erklärung zur Gentechnik aus dem Frühjahr 1990 haben sich fast dreitausend Wissenschaftler und Ärzte dafür ausgesprochen, diesen noch die Erhaltung des Lebens auf diesem Globus in größtmöglicher genetischer Vielfalt sowie die Unversehrtheit der Keimbahn des Menschen hinzuzufügen. Die Wissenschaft ist also durchaus daran gewöhnt und in der Lage, sich normative Grenzen zu setzen und diese auch einzuhalten.

Wenn ich hier nun im Zusammenhang mit dem Gentechnikgesetz dennoch meine besorgte Stimme erhebe, dann vor allem deshalb, weil die Gefahr besteht, daß sich mit diesem Gesetz eine Vielzahl auch gutmeinender Politiker, unter dem Vorwand der Verminderung einer vermeintlichen Gefahr, ein sanftes Ruhekissen um nicht zu sagen Alibi geschaffen haben, das nun von anderen, viel weniger wohlmeinenden Artgenossen zu einem Einstieg par excellence nicht in die gesellschaftliche Kontrolle der Forschung, die durchaus wünschenswert ist, sondern zum Einstieg in die gesellschaftliche Kontrolle über die Forschung mißbraucht werden könnte. Die Schwierigkeit ist nämlich die, daß der Begriff der Gentechnik so mißverständlich ist. Es handelt sich hier nämlich nicht um eine eng umgrenzte wissenschaftliche Disziplin, die man für gut befinden kann oder nicht, sondern um eine Reihe technischer Verfahren, die für bestimmte Teile biologischer und medizinischer Forschung unentbehrlich und unverzichtbar geworden sind. Man forscht heute nicht einfach auf dem Gebiet der Gentechnik, sondern man arbeitet mit gentechnischen Verfahren an der Beantwortung von relevanten Fragestellungen in den verschiedensten Arbeitsgebieten, die von

der Verhaltensforschung über die Paläontologie bis hin zur Krebsforschung reichen. Überspitzt könnte man durchaus sagen, daß in den Biowissenschaften zwischen Anthropologie und Zoologie nichts mehr ohne Gentechnik geht. Und all das wird nun mit dem Regelwerk des Gentechnikgesetzes belastet, das zwar vier verschiedene Sicherheitsstufen für das Arbeiten mit gentechnisch veränderten Organismen vorsieht – von risikolos bis risikoreich – diese aber davon ungeachtet mit der gleichen Bürokratie zu überziehen droht. Große, mit Personalstellen reich versehene Institute und Industrieunternehmen werden mit diesen Auflagen fertig werden und Stellen für biologische Sicherheitsbeauftragte umwidmen zu können. Insofern muß man um das Arbeitsgebiet insgesamt und seinen Einsatz in unserem Lande auch nicht fürchten.

Aber was ist mit dem organischen Chemiker, der ein Stück DNA amplifizieren will, um dessen Wechselwirkung mit einem isolierten Arzneimittel zu studieren, mit dem Verhaltensforscher, der sich über die Frage des Altruismus im Zusammenleben von Säugetieren Gedanken macht und dazu die Vaterschaftsverhältnisse auf dem Pavianfelsen wissen muß oder dem Biologielehrer, der seinem Leistungskurs Biologie einmal das Prinzip der Antibiotikaresistenzen oder der Wirkungsweise von biologischen Stufen von Kläranlagen beibringen möchte. Werden diese alle wirklich für ihren gelegentlichen Versuche einen biologischen Sicherheitsbeauftragten ernennen, werden sie drei Monate lang auf die Genehmigung einer Arbeit warten wollen, die als Diplomarbeit nur 6 Monate dauern darf oder werden sie gar das Gymnasium zur gentechnischen Einrichtung deklarieren lassen? Man wagt gar nicht daran zu denken; sie werden wohl eher resignieren und stattdessen darüber nachdenken, wie man ihnen auf kaltem Wege, ohne es je gesagt oder auch gewollt zu haben, den Wasserhahn ihres Denkens und ihrer Arbeit abdreht. Nicht einmal die fundamentalen Gegner unseres Faches müssen sich heute gegen Gentechnik aussprechen; sie plädieren einfach für einen Dienst nach Vorschrift.

Ich habe hier mit Absicht ein wenig übertrieben um die besonderen Schwierigkeiten unseres Faches zu erläutern. Ich will auch nicht die Kassandra spielen, nachdem ich selbst die Grundlage hierfür mitgeschaffen habe. Die Gefahr der Unterlassung von Forschungsarbeiten ist aber in der Tat auch nicht zu unterschätzen. Nicht nur, weil der Gesellschaft dadurch vielleicht eine interessante Anwendung entgeht, sondern weil damit das individuelle Bemühen eines Forschers nach mehr Erkenntnis eingeschränkt wird. Erfolgreiches Forschen geschieht niemals und primär im Interesse und für die Gesellschaft; was herauskommt, wenn sie gesellschaftliche Relevanz in der Forschung erzwingt, dies zeigen die Zustände im Bereich der Forschung in der alten DDR nur allzu deutlich. Natürlich darf und muß auch eine freiheitliche und demokratische Gesellschaft Forschungsziele definieren; die wirklichen Grundlagen der Entstehung von Wissen darf sie aber niemals antasten. Diejenigen, die sich daran wagen, werden sich als Nächstes an die Pressefreiheit und das Grundrecht der freien Meinungsäußerung machen. Wo dieses endet, ist nur allzu gut bekannt.

Natürlich sind wir von diesem Zustand weit entfernt. Die „Churchill'sche" Maxime, wonach das „Reich der Zukunft das Reich des Geistes" ist, scheint weiterhin einen vieler Grundkonsense auch unserer Gesellschaft auszumachen. Noch immer herrscht mehrheitlich die Meinung vor, daß ihr nicht durch weniger, sondern, wenn überhaupt, nur durch mehr Wissen geholfen werden kann. Der Geist, in dem das Gentechnikgesetz formuliert wurde, legt von dieser Einsicht beredtes Zeugnis ab. Denn wenn es in seinem § 1 die Förderung gentechnologischer Forschung zur Maxime erklärt, dann zeugt dies zweifellos von Weitblick, bester Einsicht und von Vertrauen in die Zukunft. Die synthetische Biologie wird diese Chance sicherlich wahrnehmen; man spürt allenthalben bei Mitarbeitern und Kollegen die Begeisterung, an etwas grundsätzlich Neuem teilhaben und es mitgestalten zu können. So vorteilhaft

dabei die Nutzen/Risikoanalyse insgesamt aussehen wird, so klar ist auf der anderen Seite, daß auch unser Fach das Null-Risiko nicht wird bieten können. An den Wahrheiten der Wissenschaftstheoretiker, wonach wir selbst des morgigen Sonnenaufgangs nicht sicher sein können, kommen auch wir in unserem Fach nicht vorbei. Marie von Ebner-Eschenbach schrieb einmal, daß, wer in die Öffentlichkeit tritt, keine Nachsicht zu erwarten und keine zu fordern hat. Hier muß sich heutzutage etwas geändert haben. So nämlich wie die Öffentlichkeit zu Recht von der Wissenschaft Verantwortungsbewußtsein und Offenheit in die Darlegung ihrer Ziele und Methoden einfordert, so muß diese wiederum auf eine Öffentlichkeit bauen können, die nichts Sinnloses oder Unmögliches verlangt, auch wenn diese Einsicht, wie es bei den Predigern heißt, gelegentlich Schmerz und Verdruß bringt.

Internationale Aktivitäten der GRS

R. Antoni, G. Hachenberg und P. Schally[1])

Kurzfassung

In diesem Beitrag werden die internationalen Aktivitäten der GRS als Übersicht dargestellt. Die Einzelaufgaben werden dabei nach drei Themenfeldern mit unterschiedlichen Zielen und Aufgaben unterteilt:

- Mitarbeit in multilateralen und bilateralen Gremien und Organisationen,
- Mitarbeit an internationalen Forschungsvorhaben,
- Durchführung von Sicherheitsbewertungen.

Es wird über die Darstellung der internationalen Aktivitäten der GRS hinaus verdeutlicht, wie vielfältig die Sicherheit kerntechnischer Anlagen international verwoben ist und was eine wirksame Zusammenarbeit in den verschiedensten Feldern an unterschiedlichen Initiativen erforderlich macht.

Abstract

This paper summarizes the international activities of GRS. The individual activities fall into three main subject areas, each with differing objectives and functions:

- Cooperation in multilateral and bilateral bodies and organizations
- Cooperation in international research projects
- Performance of safety analyses.

In addition to describing the international activities of GRS, the paper also shows how complexly interwoven the safety of nuclear facilities is at the international level, and how varied initiatives are required in order to ensure effective cooperation in the various fields.

1. Einleitung

Die internationale Zusammenarbeit über Landesgrenzen hinaus ist ein wesentlicher Baustein unserer Tätigkeiten bereits seit Bestehen der GRS. In einer Zeitrafferrückblende und in sehr verallgemeinender Form kann man sagen: In den 60er Jahren hat die GRS ihre Experten nach USA und England zur Ausbildung geschickt, in den 70er Jahren wurden von dort die Bewertungsmethoden übernommen, in den 80er Jahren gemeinsam Großforschungsvorhaben durchgeführt sowie eigene Bewertungsmethoden anhand der Forschungsergebnisse verifiziert und qualifiziert. Heute ist die GRS manchmal wegen ihrer Gründlichkeit nicht sehr beliebt, aber ihre primären Aufgaben sind mehr denn je international verflochten. Dazu gehören:

- Die Auswertung von Betriebserfahrungen – ein Schwerpunkt der GRS – ist nur unter Nutzung der internationalen Ergebnisse sachgemäß durchzuführen

1) Dipl.-Ing. Robert Antoni, Dipl.-Ing. Günter Hachenberg und Dr.-Ing. Peter Schally, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

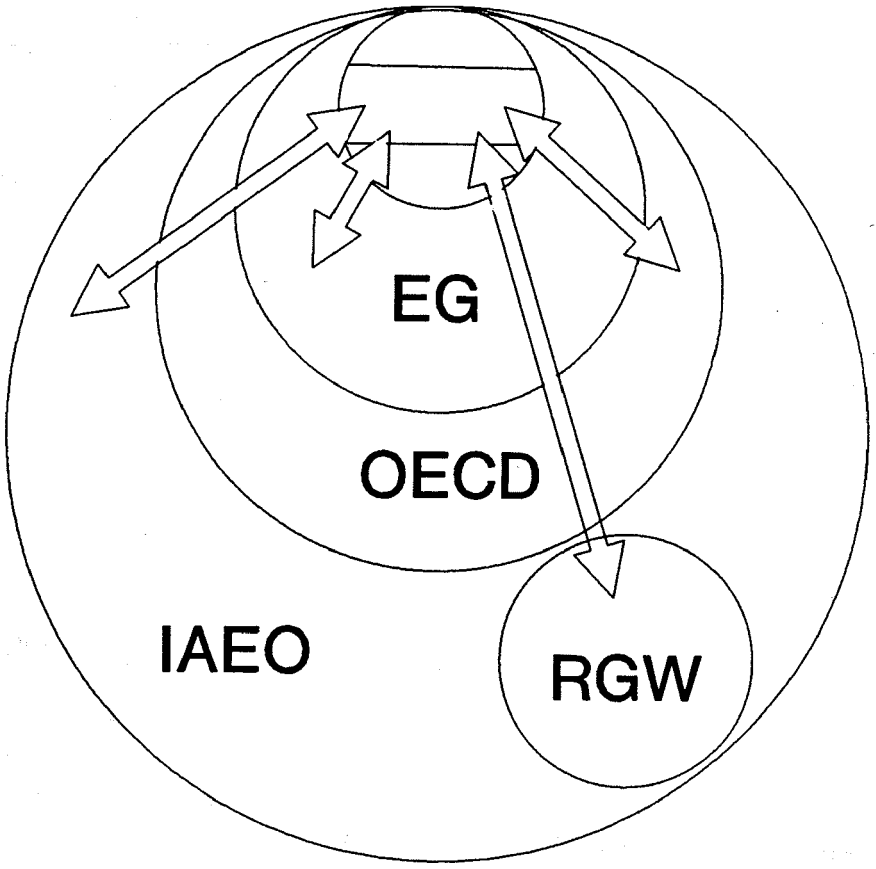


Bild 1: Internationale Gremien auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit

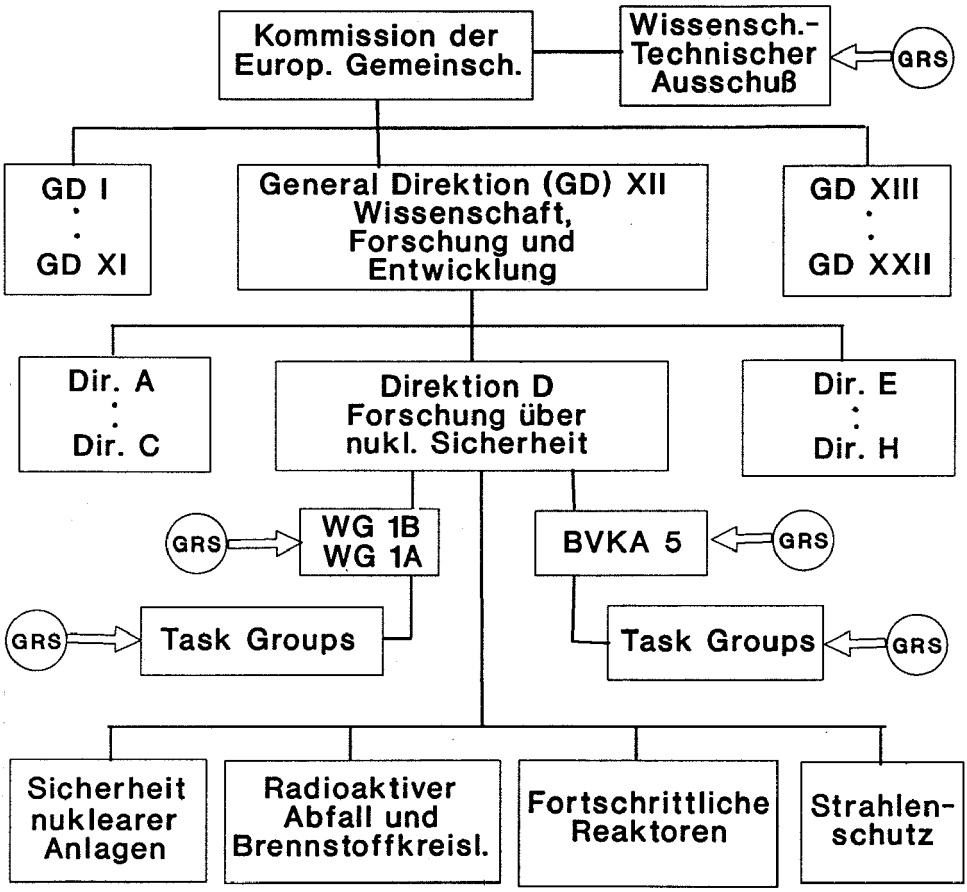
- Die Sicherheitsforschung und Methodenentwicklung – ein weiterer Schwerpunkt der GRS – läßt sich aufgrund sehr hohen Personal- und Mitteleinsatzes nur international realisieren

- Die Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen läßt sich nur auf Basis internationaler Standards und im internationalen Vergleich durchführen.

In den nachfolgenden Ausführungen sollen die internationalen Aktivitäten der GRS als Übersicht dargestellt werden.

2. Mitarbeit in multilateralen und bilateralen Institutionen

Den internationalen Organisationen mit ihren unterschiedlichen Wirkungsspektren kommt bei der Harmonisierung und Weiterentwicklung eine Schlüsselfunktion zu. Die bilaterale Zusammenarbeit zwischen zwei Ländern ist hervorragend geeignet zur Bearbeitung konkreter Aufgabenstellungen im Rahmen gemeinsamer Projekte. Zu beiden Arten der Koope-



BVKA: Beratender Verwaltungs- und Koordinierungsauschuß
WG: Working Group

Bild 2: Organisation der Europäischen Gemeinschaft im Bereich nukleare Sicherheit

ration liefert die GRS wesentliche Beiträge, wobei sie bei den multilateralen Organisationen in aller Regel technischer Berater der Bundesregierung ist.

Die wichtigsten übergeordneten multilateralen Gremien im Bereich nuklearer Sicherheit sind Bild 1 zu entnehmen:

EG	- Die Europäische Gemeinschaft im Westen Europas
RGW	- Der Rat für gegenseitige Wirtschaftshilfe im Osten Europas
OECD	- Die Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit der NEA
IAEO	- Die internationale Atomenergie-Organisation

Obgleich die generelle Zielsetzung jeder dieser Organisationen ähnlich ist, nämlich die Sicherheit bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie weiter zu verbessern, sind die Einzelaufgaben und die Partner in den Organisationen unterschiedlich.

2.1 Zuarbeit zur EG

Die Mitwirkung der GRS in den Gremien und Vorhaben der EG erfolgt in verschiedenen Bereichen (Bild 2).

Die Beratung der Kommission zu Forschungsaktivitäten erfolgt im Ausschuß für Wissenschaft und Technik (AWT), in dem die GRS mitarbeitet. In diesem 33 Mitglieder zählenden Ausschuß werden die übergeordneten Programme beraten und der Kommission zur Entscheidung vorgelegt.

Die Arbeiten zur nuklearen Sicherheit finden im wesentlichen durch die Direktion D, Forschung für nukleare Sicherheit, in der Generaldirektion XII statt. Ihre Hauptthemenfelder sind:

- die Harmonisierung und Weiterentwicklung der Sicherheitsstandards
- der Erfahrungsaustausch
- die Reaktorsicherheitsforschung
- die Lagerung radioaktiver Abfälle
- die Stillegung von Kernanlagen
- die Sicherheitsüberwachung für Spaltstoffe.

Diese Arbeiten werden von zwei unterschiedlichen Beratungsgremien flankiert: der Working Group (WG) 1A bzw. WG 1B und dem Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß (BVKA) 5.

Aufgabe der Working Groups 1A und 1B ist die Formulierung und Weiterentwicklung einheitlicher Sicherheitsanforderungen. Dabei sind in Working Group 1A nur Behörden und in WG 1B zusätzlich Mitglieder aus der Industrie vertreten.

Einzelthemen, bei welchen die GRS in dem WG 1A bzw. deren Untergruppen wesentliche Beiträge liefert, sind:

- die Sicherheitsüberprüfung in Betrieb befindlicher Anlagen
- die Umsetzung von Ergebnissen probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) in regulatorischen Aktivitäten
- die Verfahren zur Identifizierung, Bewertung und Umsetzung von Anlagenänderungen
- die Analysen und Bewertungen zu Accident-Management-Prozeduren.

Seit der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) im letzten Jahr den Vorsitz in der WG 1A übernommen hat, wurden die Aktivitäten deutlich verstärkt, insbesondere mit dem Ziel der Vereinheitlichung der Vorgehensweisen innerhalb EG, OECD und IAEO.

Hierzu bereitet die GRS ein DV-gestütztes Informationsmanagementsystem vor mit dem Ziel einheitlicher Aussagen zu gleichen Fragestellungen bei den verschiedenen Organisationen.

Der BVKA 5 bildet mit seinen verschiedenen Untergruppen den beratenden Ausschuß zur Sicherheitsforschung. Hier arbeitet die GRS in Arbeitsgruppen mit zum Vergleich und zur

- BRITE/EURAM Fertigungstechnologien und neue Materialien

- PAQO
- SCOPE
- REQUEST
- DARTS
- ISEM

Vorhaben des Programmes ESPRIT II zu Informations-Technologien

- Vergleichende Untersuchungen (Benchmark Exercises) u.a. zu den Themen Quellterm, Dosisabschätzung, Ereignisablaufanalysen
- Probabilistische Untersuchungen zur Quantifizierung von Code-Unsicherheiten
- Abfalloptimierung mit Hilfe des Leitnuklidmodells

Bild 3: GRS-Vorhaben im Auftrag der Europäischen Gemeinschaft

Vereinheitlichung von Störfallcodes und der Aus-/Bewertung der LOBI-Experimente von Ispra.

Neben dieser Tätigkeit im Auftrag des Bundes werden von der GRS eigene Aufträge für die EG durchgeführt. Sie betreffen in vielen Fällen nicht Themen zur Reaktorsicherheit. Die wesentlichen Einzelthemen sind Bild 3 zu entnehmen.

Die zum Teil umfangreichen Vorhaben werden meist in Arbeitsgemeinschaften mit Organisationen aus verschiedenen Ländern der EG durchgeführt. Dadurch ergibt sich ein erheblicher Multiplikator beim wechselseitigen Know-how-Transfer.

Als aktuelle Zukunftsaufgabe im Rahmen der EG-Kooperation sind z. Z. zu sehen: das Rahmenprojekt PhARE. Dies umfaßt ein Milliarden Ecu-Programm der EG zum Technologietransfer in die RGW-Staaten. Die GRS hat hier gemeinsam mit ihrer Partnerorganisation IPSN in Paris einen umfangreichen Arbeitsvorschlag erstellt und hofft, daß eine konkrete Zusammenarbeit mit den RGW-Ländern zustandekommt.

Ab Ende 1992 soll der gemeinsame Markt in der EG auf Basis einheitlicher Maßstäbe in der Technik und Industrie zusammenwachsen. Bei der Harmonisierung der Standards, insbesondere im Bereich der Sicherheit und Qualität sehen wir ein weiteres Aufgabenfeld der GRS. Allerdings zeichnen sich hier die Grenzen der GRS ab, da mit einem weitgehend konstanten Personalstamm nicht beliebig viele neue Aufgaben gleichzeitig angegangen werden können.

2.2 Zuarbeit zur OECD

Ein weiteres bedeutendes Forum für die internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Kerntechnik, das über die Europäische Gemeinschaft hinaus westliche Staaten umfaßt, stellt die Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) für die Nuclear Energy Agency (NEA) dar. Die generellen Zielsetzungen der Aktivitäten der OECD sind:

- Analyse extremer Störfallabläufe zur Reduzierung des Restrisikos,
- die Vereinheitlichung und Vereinfachung der Genehmigung von Kernkraftwerken,
- der Erfahrungsaustausch zwischen den Experten zu Betriebserfahrungen, Sicherheitsforschung und Sicherheitsbewertung sowie
- die Erhaltung eines Stammes von qualifiziertem Personal und damit von Know-how.

Die Zusammenarbeit in der OECD läßt sich anhand der Gremien, wie sie in Bild 4 dargestellt sind, verdeutlichen. Beteiligt ist die GRS in nahezu allen Arbeitsgruppen, die über das Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) gesteuert werden.

Die meisten Arbeitsgruppen haben zu Spezialfragen noch Untergruppen gebildet. Der Erfahrungsaustausch erfolgt durch Fachexperten auf hohem Niveau mit großem fachlichen Tiefgang. Die Diskussionen, Abstimmungen und fachlichen Meinungsbildungen sind wichtige Bausteine zur Konsensfindung bei übergreifenden Sicherheitsaussagen und unterstützen den Know-how-Transfer und die Formulierung einheitlicher Standards.

2.3 Zuarbeit zur IAEO

Seit einigen Jahren, insbesondere seit dem Ereignis von Tschernobyl und aufgrund zahlreicher Initiativen von der Bundesrepublik Deutschland wurde die Zusammenarbeit im Rahmen der IAEO deutlich verstärkt. In der IAEO sind neben den wesentlichen Industrienationen auch die Entwicklungs- und Schwellenländer sowie die Länder des RGW vertreten. Eine kurze Übersicht zur Organisation der IAEO liefert Bild 5. Von den wesentlichen Arbeitsergebnissen in den letzten Jahren sind zu nennen:

- Die Revision der NUSS-Codes (Nuclear Safety Standards), die heute treffender IAEA-Sicherheitsstandards für Kernkraftwerke genannt werden. Bei der Formulierung der NUSS-Codes wurden wesentliche Anregungen von der GRS eingebracht.

- Die Erarbeitung der grundlegenden Sicherheitsprinzipien durch eine internationale kerntechnische Sicherheitsberatergruppe, bei der wesentliche Anregungen von der GRS eingeflossen sind.

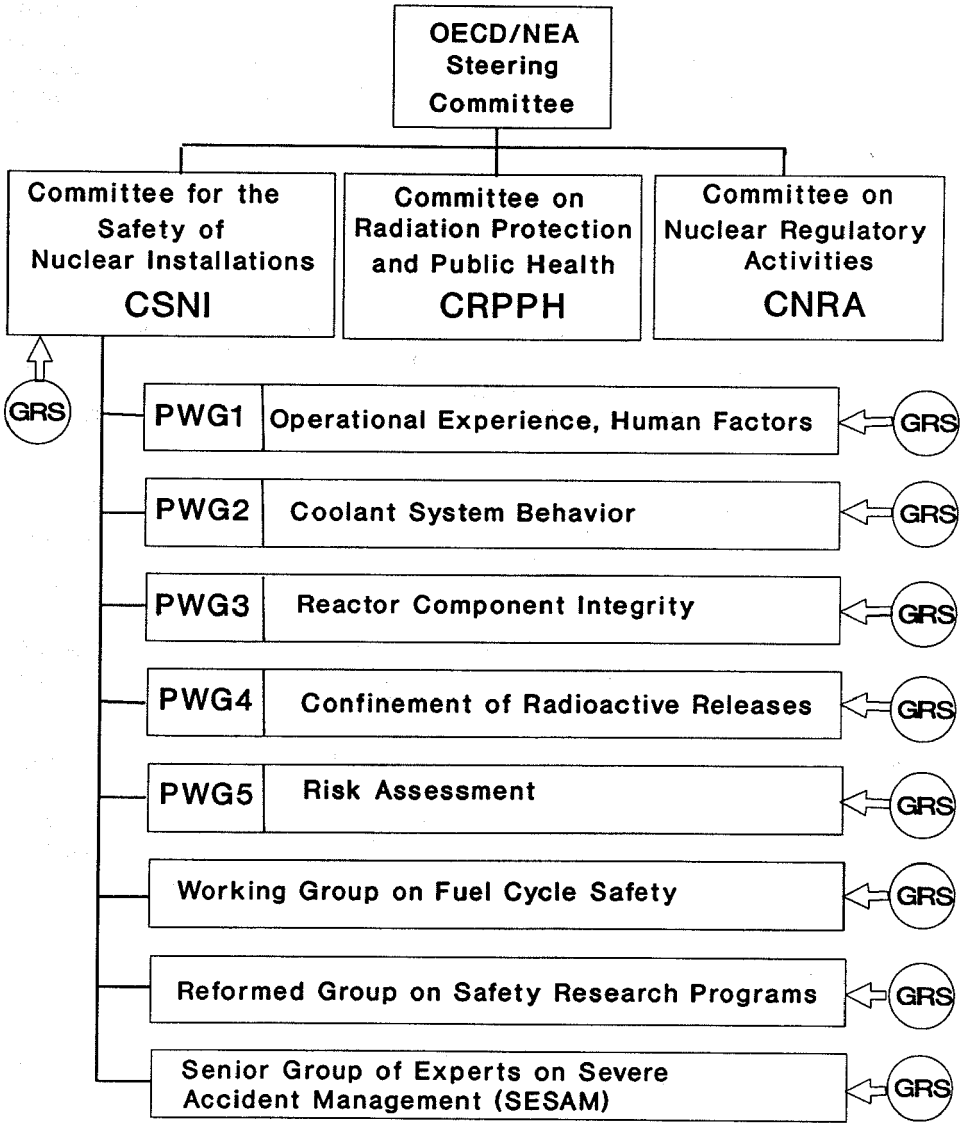


Bild 4: OECD/NEA Organisation

- Die Intensivierung der OSART-Missionen. Seit einigen Jahren beteiligen sich nahezu alle Länder bei der sicherheitstechnischen Überprüfung ihrer in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke durch internationale Expertengruppen. Spezialisten der GRS werden hier häufig als Experten hinzugezogen.

- Die Koordinierung und Harmonisierung von Rekonstruktionen bzw. Nachrüstungen von Kernkraftwerken. Zunächst für die WWER-Anlagen im Ostblock, im Grundsatz für alle

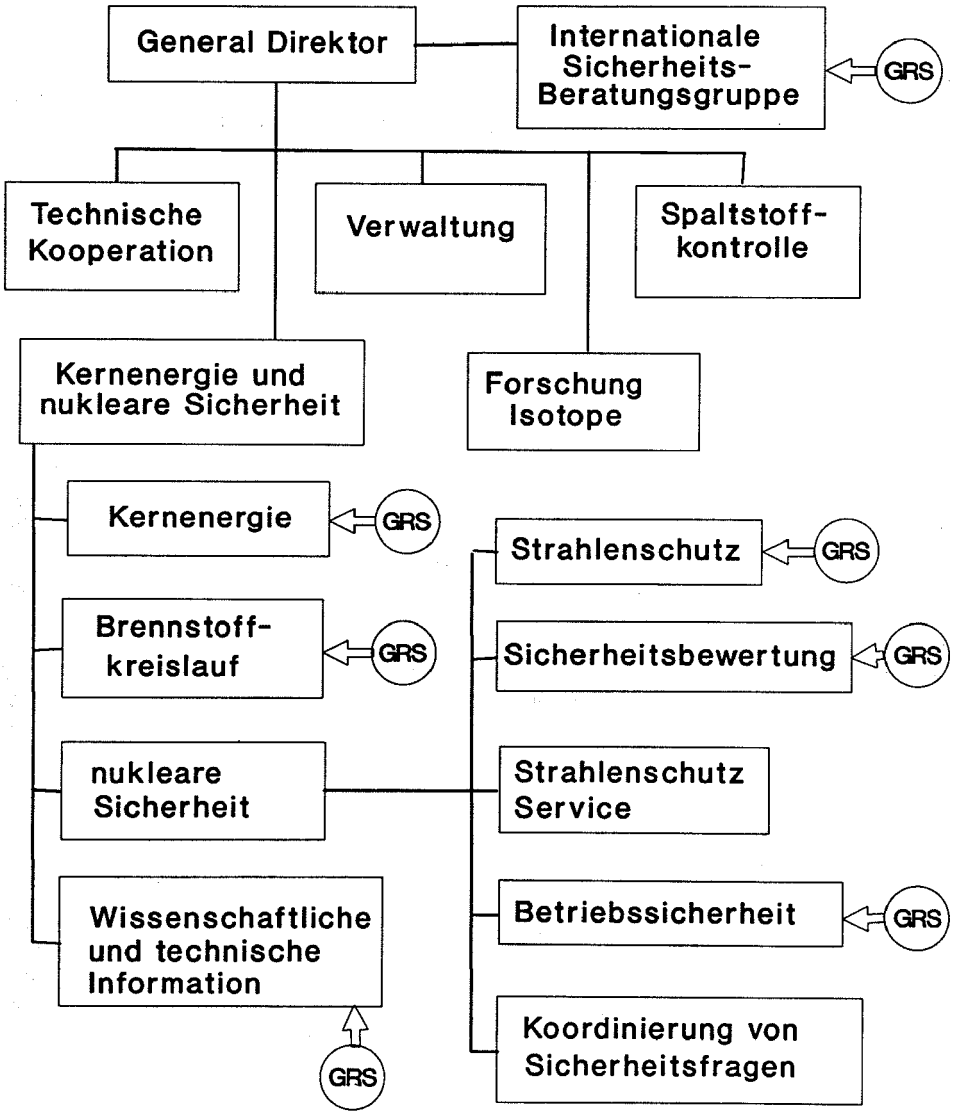


Bild 5: IEAO-Organisation

Reaktortypen, werden über die IAEO Arbeitskreise gebildet, die zum Erfahrungsaustausch über Analysen zur Rekonstruktion beitragen sollen. Die GRS hat hier in jüngster Zeit Untersuchungen zu den WWER-Kernkraftwerken vorgestellt.

Die genannten Arbeitsthemen zeigen, daß die IAEO wesentliche Schlüsselfunktionen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen übernommen hat.

2.4 Zuarbeit zum RGW

Die osteuropäischen Länder haben gleichfalls wie im Westen die EG ein Forum zur Zusammenarbeit auf dem Bereich der Reaktorsicherheit gebildet. Hierzu dient der Rat für Gegenseitige Wirtschaftshilfe (RGW). In verschiedenen Arbeitsgruppen werden insbesondere die sicherheitstechnischen Fragestellungen zu den sowjetischen Reaktoren vom Typ WWER behandelt. Bekannt sind die Arbeitsgruppen:

- Zur Rekonstruktion von WWER 440-Reaktoren,
- zu Problemen des sicheren Betriebes von WWER-Reaktoren,
- zur Störfallbewertung und Störfallberichtssystem,
- zur Aufsicht und Genehmigung von Forschungsreaktoren.

Über die Tätigkeit der Arbeitsgruppen ist im Detail nicht sehr viel bekannt. Die Arbeitsgruppen bilden ein Forum zum Erfahrungsaustausch aber auch für Vorschläge zu gezielten Rekonstruktionsmaßnahmen. Das sogenannte „16-Punkte-Programm" wurde in dem Forum erarbeitet. Weiterhin bestehen Arbeitsabsprachen innerhalb des Partnerlandes für eine detaillierte Planung und Realisierung von Rekonstruktionsmaßnahmen zu den einzelnen WWER-Baulinien.

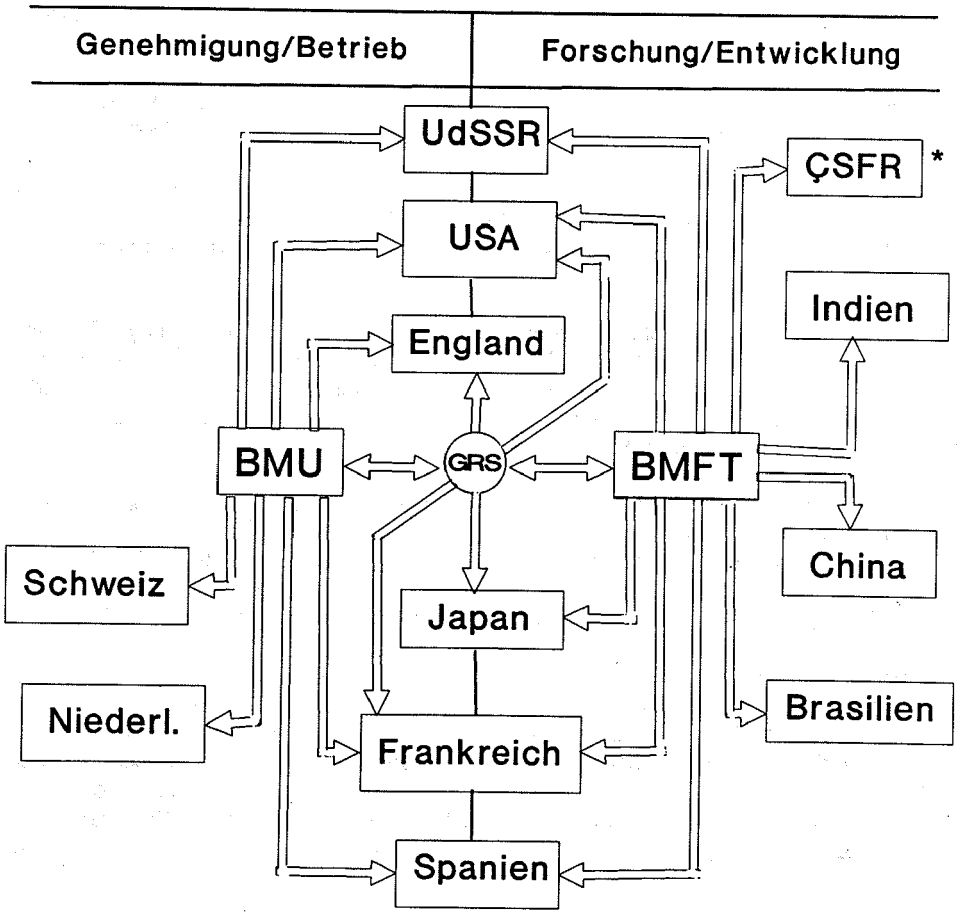
Eine Beteiligung der Bundesrepublik Deutschland als Nachfolge der ehemaligen DDR ist zur Zeit in Diskussion. Es bleibt abzuwarten, welche Möglichkeiten zur Mitgestaltung bei der Rekonstruktion der WWER-Anlagen sich dadurch auftun.

2.5 Bilaterale Zusammenarbeit

Auch in der bilateralen Zusammenarbeit der Bundesrepublik mit anderen Staaten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit leistet die GRS einen wesentlichen Beitrag. Die GRS ist dabei sowohl im Rahmen von bilateralen Abkommen der Regierungen, als auch auf der Grundlage eigener vertraglicher Abmachungen mit Institutionen der jeweiligen Vertragsländer tätig. Eine Übersicht zur bilateralen Zusammenarbeit ist Bild 6 zu entnehmen.

Im Bereich der sicherheitstechnischen Bewertung kerntechnischer Anlagen existieren Kooperationsabkommen des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) mit den europäischen Nachbarländern England, Frankreich, Schweiz, Spanien und den Niederlanden, sowie mit den USA und der Sowjetunion. Die GRS leistet dem BMU hierbei Zuarbeit und unterstützt ihn bei der Ausführung dieser Vereinbarungen.

Im Rahmen der BMU-Kooperation soll hier nur auf eine aktuelle neue Vereinbarung eingegangen werden. Im Juni 1989 beschlossen der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit und der französische Minister für Industrie und Raumordnung die Bildung einer deutsch-französischen Expertenkommission zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Ihre Aufgabe ist die Bewertung von Sicherheitszielen und der Vergleich technischer Eigenschaften der in beiden Ländern vergleichbaren Entsorgungsanlagen für radioaktive Abfälle. Die Arbeitsfelder umfassen:



* in Vorbereitung

Bild 6: Bilaterale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit

- Wiederaufarbeitung
- Endlagerung radioaktiver Abfälle
- MOX Brennelement-Fertigung

Zur fachlichen Vorbereitung und Abwicklung der Sitzungen dieser Expertenkommission wurde ein deutsch-französisches Sekretariat bei der GRS in Köln eingerichtet.

Eine äquivalente Vereinbarung zum Thema nukleare Entsorgung ist auch mit Großbritannien vorgesehen.

Die bilateralen Kooperationen des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT), die alle wesentlichen Länder mit eigener Reaktorsicherheitsforschung in der östlichen und

westlichen Hemisphäre umfassen, erfolgen auf der Grundlage von Abkommen zur Wissenschaftlich Technischen Zusammenarbeit (WTZ).

Im Rahmen eines Auftrages unterstützt dabei die GRS den BMFT bei der inhaltlichen Vorbereitung, Begleitung und Auswertung der internationalen Zusammenarbeit.

Besonders enge und langjährige Beziehungen bestehen mit den führenden westlichen Industrienationen wie Japan, USA und Frankreich. Mit Vertretern dieser Länder finden jährliche Koordinatorentreffen statt, bei deren Vorbereitung der BMFT durch die GRS maßgeblich unterstützt wird.

Mit Japan hat der BMFT sowohl mit der Japan Science and Technology Agency (JSTA) als auch mit dem Ministry for International Trade and Industry (MITI) Abkommen geschlossen, die durch verschiedene Unterverträge ergänzt werden. Verhandlungen über eine direkte Zusammenarbeit der GRS mit dem von MITI getragenen Nuclear Power Engineering Center (NUPEC) stehen kurz vor dem Abschluß.

Die Zusammenarbeit des BMFT mit den USA erfolgt sowohl mit Regierungsstellen wie der US Nuclear Regulatory Commission (USNRC), als auch mit der Industrie wie z. B. mit dem Electric Power Research Institute (EPRI). In die meisten konkreten Projekte ist die GRS auch fachlich einbezogen. Im Advanced Containment Experiment (ACE) Projekt ist die GRS darüberhinaus stellvertretend für die deutschen Teilnehmer Vertragspartner des EPRI.

Die Zusammenarbeit zwischen dem französischen Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) und dem BMFT ist seit vielen Jahren einer der Grundpfeiler der internationalen Kooperation des BMFT auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit. In Anbetracht vergleichbarer Ansätze für die Reaktorsicherheitsforschung in beiden Ländern ist ein pauschaler Austausch aller Forschungsergebnisse vereinbart. Spezielle Abkommen bestehen – wegen der Teilnahme Dritter an diesen Programmen – derzeit zu den Filterversuchen in Cadarache und dem Austausch von Ergebnissen der Thermohydraulikexperimente in der UPTF und in BETHSY.

Bereits frühzeitig wurde seitens des BMFT die Zusammenarbeit mit den RGW-Staaten vorangetrieben. Die Bemühungen führten zum Abschluß von Abkommen zur Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit mit der Sowjetunion, Polen, Ungarn und Bulgarien sowie der ehemaligen DDR. Eine Übersicht über die WTZ-Abkommen mit den RGW-Staaten enthält Bild 7. Weiterhin konnten schon 1987 spezielle Vereinbarungen zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie mit der Sowjetunion und der ehemaligen DDR abgeschlossen werden, die wesentlich dazu beitrugen, die in den RGW-Staaten existierenden sowjetischen Reaktoren vom Typ WWER kennenzulernen und den osteuropäischen Partnern fortschrittliche Analysemethoden in die Hand zu geben. Insbesondere die intensive Zusammenarbeit mit Institutionen in der ehemaligen DDR legten dabei den Grundstein für ein Know-how, das für die Bewertung der WWER-Anlagen von entscheidender Bedeutung ist.

Die bilaterale Zusammenarbeit mit der Sowjetunion umfaßt insgesamt 9 Themenkreise, die auf deutscher Seite zum erheblichen Teil von der GRS bearbeitet werden. Dazu führt die GRS im Auftrag des BMFT derzeit 3 Vorhaben durch mit den Titeln:

- Analysen von Kühlmittelverluststörfällen mit dem Rechenprogramm ATHLET;

WTZ Abkommen

- Sowjet Union 7/86
  Ressortabkommen zur Kernenergie 4/87
- Polen 11/89
- Ungarn 10/87
- Bulgarien 2/88

WTZ Abkommen in Vorbereitung

- CSFR

Bild 7: Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit RGW-Staaten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit

- Vergleich von Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen Saporoshe/Biblis und
- Verifikation der Rechenprogramme RALOC und DRASYS.

Im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit mit der ehemaligen DDR werden bei der GRS weitere WWER-spezifische F + E-Vorhaben durchgeführt, welche die bilaterale Zusammenarbeit mit der Sowjetunion sinnvoll ergänzen.

Neben der bilateralen Zusammenarbeit über den Bund gibt es eine spezielle Kooperation der GRS. Im Jahr 1989 wurde eine Zusammenarbeit mit der französischen Gutachtergruppe IPSN – Institut de Protection et de Sureté Nucléaire – geschlossen. Ziel der Zusammenarbeit ist die Erarbeitung gemeinsamer Fachaussagen zu Sicherheitsthemen bei

- neuen Anlagenkonzepten
- Accident Management
- Lagerung von Abfällen
- nichtnuklearen Vorhaben

Hierzu erfolgt ein Austausch von Personal und die Bildung von gemeinsamen Arbeitsgruppen. Langfristig ist die Schaffung einer gemeinsamen Organisation geplant.

3. Internationale Projekte der Reaktorsicherheitsforschung

Gemeinsame Projekte, sowohl im multilateralen als auch im bilateralen Rahmen sind seit langem ein wesentlicher Bestandteil insbesondere der vom BMFT geförderten internationalen Kooperation im Bereich Reaktorsicherheit. Der Schwerpunkt der bisherigen Untersuchungen lag dabei in den Bereichen Transientenanalyse und Störfallablauf, wobei vorwiegend thermohydraulische System- und Einzeleffektexperimente durchgeführt wurden. Doch auch auf dem Gebiet schwerer Störfälle, Brennstabverhalten und Komponentensicherheit trugen internationale Projekte wesentlich dazu bei, das Wissen über Ursachen und Abläufe von Störfällen zu verbessern.

Wichtige internationale Projekte der RS-Forschung sind in Bild 8 zusammengestellt. Sie sehen eine Unterteilung nach den Themenschwerpunkten vor:

- Thermohydraulik
- Schwere Störfälle
- Komponentensicherheit

Im folgenden soll anhand eines Beispieles die Mitwirkung der GRS an internationalen Projekten der Reaktorsicherheit dargestellt werden. Hierzu eignet sich in besonderer Weise das 1980 zwischen dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT), dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) und der United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) vereinbarte 2D/3D-Projekt zur analytischen und experimentellen Untersuchung der mehrdimensionalen thermohydraulischen Notkühlvorgänge im Primärsy-

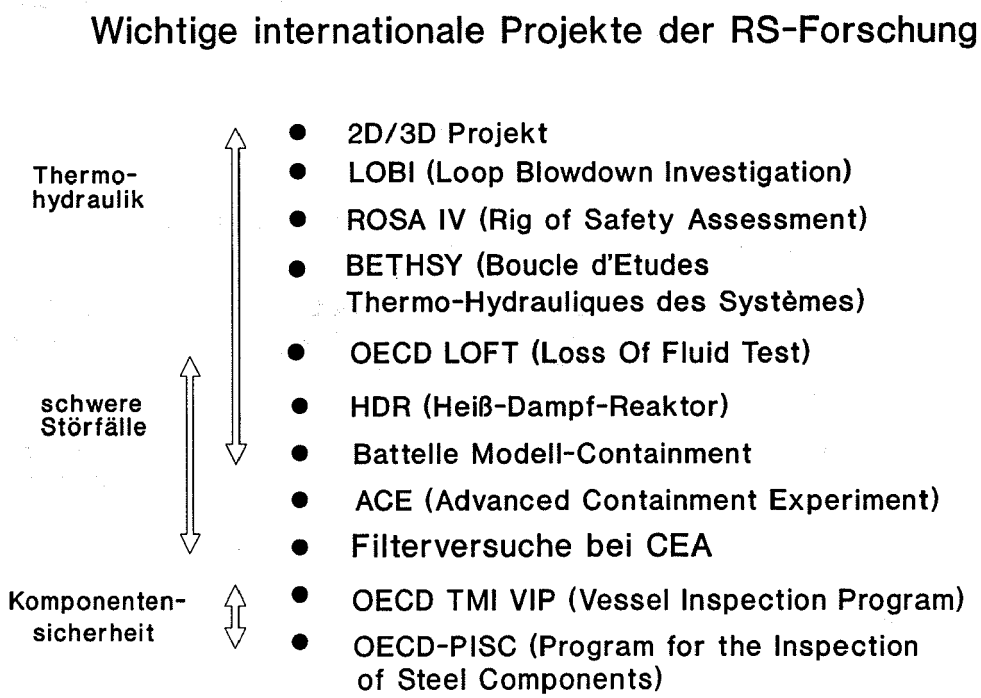


Bild 8: Wichtige internationale Projekte der RS-Forschung

stem eines Druckwasserreaktors nach einem Kühlmittelverluststörfall. Als Versuchsstand von deutscher Seite wurde die UPTF-Versuchsanlage (Upper Plenum Test Facility) im Großkraftwerk Mannheim errichtet.

Der BMFT übertrug die Projektleitung für das Vorhaben der GRS. In dieser Tätigkeit erfolgte die Unterstützung des BMFT im internationalen Steering Committee und im Technical Coordination Committee. Der Gesamtforschungsaufwand von deutscher Seite betrug ca. 400 Mio DM. Hierin eingeschlossen sind die Errichtung der Forschungsanlage UPTF sowie die Durchführung der Versuche.

Daneben wurden in den GRS-Fachbereichen die analytischen Begleitarbeiten zu experimentellen Untersuchungen in Deutschland und Japan durchgeführt. Die Ergebnisse und Beiträge der Partner wurden von der GRS bewertet und in eigenen Entwicklungen umgesetzt.

Weiterhin stellte die GRS im Rahmen des Projektes Resident Engineers in die Partnerländer ab. Die Resident Engineers der Partnerländer waren überwiegend bei der GRS angesiedelt.

Parallel zu dem experimentellen 2D/3D-Projekt wurde von der GRS im Auftrag des BMFT die Code-Entwicklung zur Bewertung der Notkühlung und der schweren Störfälle vorangetrieben. Unser ATHLET-Code stellt das Ergebnis dieser Entwicklung dar. Er hat seine Bewährungsprobe bereits bei der Begutachtung von deutschen Kernkraftwerken und für die Risikostudie Phase B bestanden und wird z. Z. für Analysen zu WWER-Anlagen modifiziert.

Internationale Projekte der Reaktorsicherheit werden auch in Zukunft eine hohe Priorität besitzen. Die GRS wird dabei als kompetenter Partner auch weiterhin eine wichtige Rolle spielen.

4. GRS-Vorhaben zur Reaktorsicherheitsbewertung

Im letzten Teil des Beitrags sollen nun einige von der GRS in den letzten Jahren durchgeführte Arbeiten zur konkreten Beurteilung spezieller sicherheitstechnischer Einzelaspekte bis hin zur Beurteilung der Genehmigungsfähigkeit von kompletten neuen Anlagenkonzepten kurz vorgestellt werden.

Einen Überblick über die in den letzten Jahren durchgeführten wesentlichen Arbeiten gibt die folgende Übersicht:

- 1000 MWe 3 Loop Druckwasserreaktor der KWU (für Export, z. B. Türkei, Ägypten, China)
- SECURE – Heizreaktor der Fa. ASEA-Atom
- 600 MWe DWR-Konzept deutsch-französischer Bauart (zusammen mit IPSN)
- DWR 300 MWe Quinshan (chinesischer Eigenbau)
- TRILLO I – Begutachtungsbeiträge zur Erteilung der Betriebsgenehmigung (zusammen mit dem TÜV Südwest)
- Analyse von Reaktivitätsstörfällen für den Druckwasserreaktor Sizewell-B

- Beurteilung der „Equivalent Rod Bundle" (ERB-2) – Korrelation für KWU-Brennelemente für Einsatz in Westinghouse DWR-Anlagen (Ringhals Schweden)
- Bewertung des schwedischen Konzepts zur Eindämmung der Folgen postulierter Kernschmelzunfälle
- Beratung zu möglichen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für die niederländischen Kernkraftwerke Borssele und Dodewaard
- Störfallanalysen zu WWER-Anlagen

Im Rahmen dieses Beitrags ist es nicht möglich, auf alle genannten Arbeiten und ihre Einzelaspekte einzugehen. Stellvertretend werden die drei zuletzt genannten Vorhaben näher beschrieben.

4.1 Beratung zu und Bewertung von Konzepten im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes (Accident Management)

4.1.1 Schwedische Kernkraftwerke

Bei den schwedischen Kernkraftwerken handelt es sich überwiegend um SWR-Anlagen der schwedischen Firma ASEA-Atom. Am Standort Ringhals sind 3 DWR der Firma Westinghouse in Betrieb.

Im Mai 1981 entschied die schwedische Regierung, daß für einen beschränkten Weiterbetrieb der Kernkraftwerke zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen vorzusehen sind. Für das Kernkraftwerk am Standort Barsebäck sollten Maßnahmen zur Reduzierung der Folgen eines Kernschmelzens vorgesehen werden. Dazu wurde eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem bis Ende 1985 zur Installation empfohlen. Aufbauend auf den in Barsebäck gesammelten Erfahrungen sollten dann ggf. modifizierte Druckentlastungssysteme für die Sicherheitsbehälter der anderen Anlagen bis 1989 installiert werden.

Die Anforderungen an die Druckentlastungssysteme ergeben sich aus den folgenden Punkten des schwedischen Accident Management-Konzepts:

- Frühes bzw. spätes Containmentversagen soll durch ein gefiltertes Sicherheitsbehälter-Druckentlastungssystem verhindert werden.
- Langfristige Landkontamination und damit die Notwendigkeit der Evakuierung/Umsiedlung großer Landstriche, verbunden mit enormen sozialen und ökonomischen Konsequenzen, soll verhindert werden. Daraus ergibt sich als konkrete Anforderung: Max. 0,1 % des Kern-Inventars von Radionukliden wie Caesium darf im Falle eines Kernschmelzunfalls in die Umgebung gelangen.

Auf diese Anforderungen hin wurde vom schwedischen Betreiber mit der Realisierung des FILTRA-Systems, einem Kiesbettfilter großer Abmessungen, begonnen.

Die GRS wurde von der schwedischen Genehmigungsbehörde Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) beauftragt, das FILTRA-Konzept für Barsebäck zu bewerten. Später wurde der Auftrag auf die anderen Anlagen an den Standorten Ringhals, Oskarshamn und Forsmark erweitert.

Zu folgenden wesentlichen Punkten wurden Kommentare/Empfehlungen von der GRS für die DWR abgegeben:

- Maßnahmen zur Beherrschung von Containment Bypass-Sequenzen, insbesondere zur Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrlecks
- primärseitige Druckentlastung, Verhinderung von Hochdruckkernschmelzen und Direct Containment Heating
- spezielle Schutzeinrichtungen gegen sich ausbreitende Kernschmelze auf dem Boden der Reaktorgruben
- ein System zur unschädlichen H_2-Beseitigung.

Auf vergleichbare Empfehlungen für die SWR wird hier nicht eingegangen.

4.1.2 Niederländische Kernkraftwerke

Eine weitere Untersuchung zum Accident Management und zur Risikobewertung hat die GRS im Auftrag der niederländischen Behörden im Jahre 1987 für die Anlagen Borssele (KWU-2 Loop DWR-Anlage, 452 MWe, Inbetriebnahme 1973) und Dodewaard (GE, 55 MWe, SWR-Anlage mit Notkondensator) durchgeführt. Diese Beratungsstudie umfaßte im wesentlichen:

- qualitative Diskussion und Bewertung von Ereignisabläufen
- Diskussion von möglichen Kernschmelzszenarien und Containmentbelastungen bei solchen Ereignissen
- Diskussion und Empfehlung von Maßnahmen zur Verhinderung von Unfällen und Begrenzung von Unfallfolgen.

Die Gründe für die Beauftragung der GRS lagen in ihrer Fachkompetenz, die die GRS durch den Abschluß der Risikostudie Phase B gewonnen hatte.

Die GRS kam nach qualitativer Wertung zu den Empfehlungen, die in Bild 9 dargestellt sind. Die Vorschläge wurden zur Realisierung an die Betreiber weitergegeben.

4.2 Störfallanalysen zu WWER-Anlagen

Als letztes Beispiel werden die Untersuchungen zu den WWER-Anlagen dargestellt. Eine Übersicht der Sicherheitsanalysen zeigt Bild 10.

Im wesentlichen erfolgten die Untersuchungen für den finnischen Betreiber der Kernkraftwerke LOVIISA 1 und 2. Desweiteren hat die GRS im Rahmen eines Vertrages zwischen der GRS und Minatomenergo für ein neues sowjetisches Reaktorkonzept, dem WWER-1000/88, die Beherrschung von großen und kleinen Brüchen im Reaktorkühlkreislauf untersucht.

Aus der Fülle dieser von der GRS durchgeführten Analysen für Kernkraftwerke sowjetischer Bauart wird hier nur kurz auf zwei Untersuchungen etwas näher eingegangen.

Generelle Empfehlung:

Durchführung einer anlagenspezifischen Untersuchung auf probabilistischer Basis (PRA-Level 1)

Prevention Maßnahmen:

- Möglichkeit der primärseitigen Druckentlastung vorsehen (Wasserausströmung, hohe Temperaturen)
- Untersuchung von Möglichkeiten, die RESA beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung zu einem früheren Zeitpunkt zu initiieren
- Entwicklung von Maßnahmen zur Verhinderung einer Dampferzeuger-Überspeisung bei DE-Heizrohrbrüchen
- Schnelle sekundärseitige Druckentlastung
- Nutzung des Speisewasserbehälterinventars bei Ausfall der auslegungsgemäß vorhandenen Bespeisungsmöglichkeiten
- Schaffung von Anschlußmöglichkeiten auf der Sekundärseite für mobile Pumpen oder Feuerlöschsysteme
- Verstärkung der Kompensatoren der Lüftungsleitungen im Ringraum
- Überprüfung der Batteriekapazität und ggf. Entwicklung von Strategien zur Streckung der Batteriekapazität

Bild 9: Empfehlungen für die DWR-Anlage Borssele

Prevention Maßnahmen (Fortsetzung)

- Alternative Einspeisemöglichkeiten auf der Primärseite im niedrigen Druckbereich
- Möglichkeiten einer Hochdruckeinspeisung aus dem Sumpf
- Erweiterung der "Emergency Operating Procedures" (EOP) für schwere Störfälle; z.B. Entwicklung und Absicherung von "Bleed and Feed"-Prozeduren, Gewährleistung des Containmentabschlusses

Mitigation Maßnahmen:

- Filterung der Zuluft für die Warte
- Möglichkeiten zur Verhinderung von H_2-Detonationen im SB bei Kernschmelzszenarien
- Verbindung des SB-Innensprühsystems mit dem Feuerlöschsystem und Schaffung von Anschlußmöglichkeiten für mobile Pumpen. Ein Zumischen von Chemikalien sollte vorgesehen werden.
- Druckentlastung des SB über ein Filtersystem

Bild 9: Empfehlungen für die DWR-Anlage Borssele (Fortsetzung)

WWER-Analysen mit ATHLET

Anlage	KKW Nord 1-4	LOVIISA-1	IVO-500	IVO-1000	WWER-1000/88
Typ	WWER-440/230	WWER-440	WWER-440	WWER-1000	WWER-1000
Grosser Bruch		●	●	●	●
Kleines Leck	○			●	●
DE-Heizrohrleck	●	●	●		
Scram		●	●		
ATWS			●		
IBS	●				
TSA	○				
SpW Ausfall	○				

○ In Bearbeitung ● abgeschlossen

(Stand: 10/90)

Bild 10: WWER-Analysen mit ATHLET

4.2.1 Analysen von Dampferzeugerlecks für den Druckwasserreaktor WWER-440 mit dem Programm ATHLET

Im Auftrag des finnischen Energieversorgungsunternehmens Imatran Voima Oy (I.V.O.) hat die GRS 1988/89 eine Reihe von Analysen zu Dampferzeugerlecks für einen Druckwasserreaktor des Typs WWER-440 durchgeführt. Einen Querschnitt des Reaktorgebäudes mit Anordnung von Primärkreis, liegenden Dampferzeugern und Eiskondensator zeigt Bild 11.

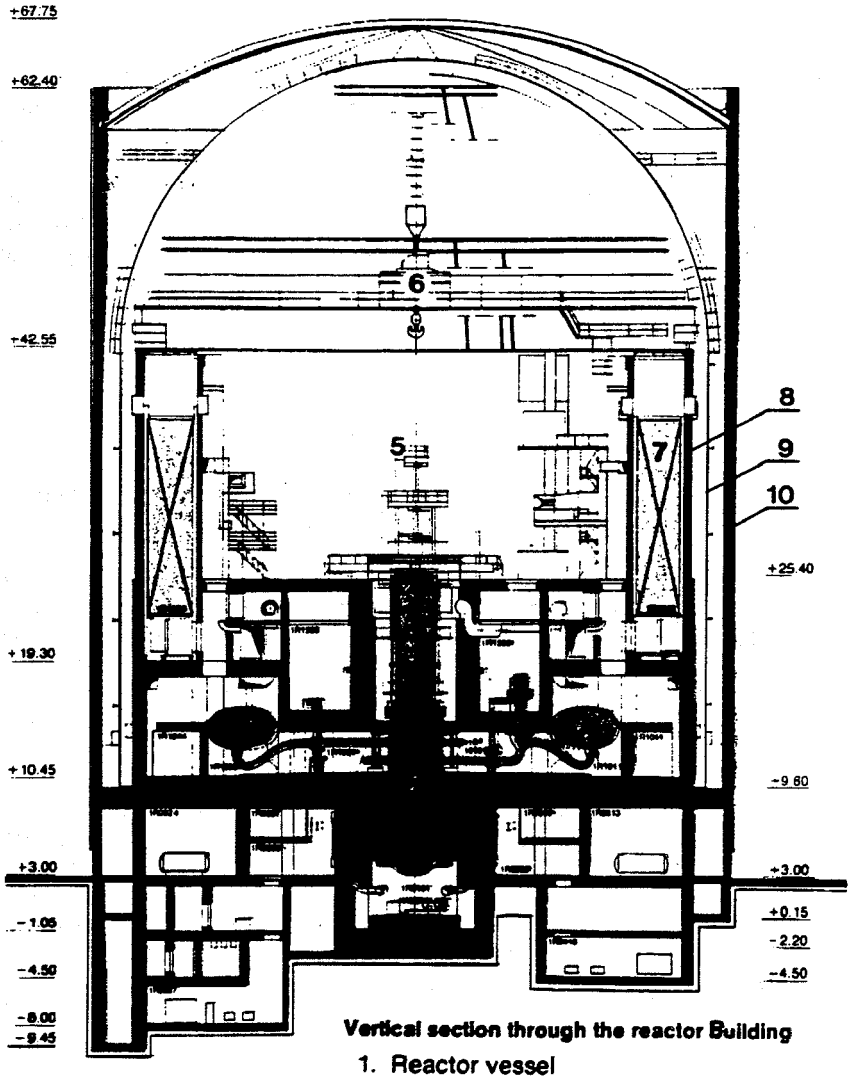
Ziele dieser Analysen waren:

- festzustellen, ob es möglich ist, durch geeignete Notfallschutzmaßnahmen den Primärdruck unter den Ansprechdruck der sekundärseitigen Sicherheitsventile abzusenken, bevor der defekte Dampferzeuger aufgefüllt wird sowie

- für den Fall, daß der Dampferzeuger doch eher aufgefüllt wird und daß Wasser aus den außerhalb des Sicherheitsbehälters befindlichen Sicherheitsventilen strömt, die an die Umgebung freigesetzte Kühlmittelmenge zu bestimmen.

Es wurden

- Dampferzeugerheizrohrbrüche mit verschiedenen Randbedingungen, Zusatzausfällen und Leckquerschnitten sowie
- ein Leck am Austrittssammler eines Dampferzeugers



Vertical section through the reactor Building

1. Reactor vessel
2. Control rod drives
3. Pump
4. Steam generator
5. Refuelling machine
6. Polar crane
7. Ice condenser
8. Inner concrete wall
9. Steel containment
10. Outer concrete wall

Bild 11: LOVIISA POWER STATION

untersucht.

Die Rechnungen wurden mit dem GRS Systemcode ATHLET durchgeführt. Sehr detaillierte Nodalisierungen waren erforderlich, um die typischen Eigenschaften, insbesondere liegende Dampferzeuger, der WWER-Anlage genau zu erfassen.

Weitere Arbeiten zur Qualifikation von ATHLET für WWER-Anlagen mit liegenden Dampferzeugern werden zukünftig in Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern aus der Sowjetunion und aus der ehemaligen Deutschen Demokratischen Republik durchgeführt. Hierzu gehören auch Voraus- und Nachrechnungen von WWER-spezifischen Integralexperimenten.

4.2.2 Störfallanalysen für das neue Reaktorkonzept WWER-1000/88

Eine weitere Analyse konzentrierte sich auf die Bewertung von Störfällen zum Reaktorkonzept WWER-1000/88.

Die Untersuchungen umfaßten den Wirksamkeitsnachweis eines geplanten passiven Wärmeabfuhrsystems (PWAS) während eines vollständigen Wechselstromausfalls und die Wirksamkeit des PWAS bei einem kleinen Leck überlagert mit vollständigem Wechselstromausfall.

Bild 12 zeigt eine Prinzipskizze des geplanten viersträngigen PWAS für das WWER-1000/88-Konzept.

Das PWAS besteht aus vier Teilsystemen, von denen jedes mit einem der vier Dampferzeuger verbunden ist. Die Wärmetauscher der Teilsysteme sind außerhalb des Sicherheitsbehälters räumlich voneinander getrennt angeordnet. Der Dampf strömt vom Dampferzeuger zu dem jeweiligen Wärmetauscher, wo er kondensiert. Das Kondensat fließt durch Schwerkraft zum Dampferzeuger zurück. Mit den durchgeführten Rechnungen konnte das Potential des PWAS zur Vermeidung von Kernschmelzen aufgezeigt werden. Die Vorteile und Nachteile des PWAS werden von den sowjetischen Experten z. Z. mit anderen Systemen verglichen. Die Auswahl des optimalen Systems für das Reaktorprojekt WWER-1000/88 wird gegenwärtig fortgesetzt.

4.2.3 RALOC Rechnungen zur Wasserstoffverteilung für das finnische KKW LOVIISA

Neben den bereits erwähnten Störfallanalysen für WWER-Anlagen hat die GRS in enger Zusammenarbeit mit dem finnischen Betreiber IVO auch Parameterstudien mit dem Multicompartment Code RALOC zur Was serstoffverteilung bei schweren, auslegungsüberschreitenden Störfällen für das KKW LOVIISA durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß bei unterstellten kleinen Lecks Unsymmetrien in der H_2-Verteilung entstehen. Der Betreiber beabsichtigt, in einem Modellcontainment die mit RALOC ermittelten Ergebnisse zu überprüfen und zu verifizieren. Es ist geplant, dem finnischen Betreiber für die Durchführung von Voraus- und Nachrechnungen der Versuche den RALOC-Code zur Verfügung zu stellen.

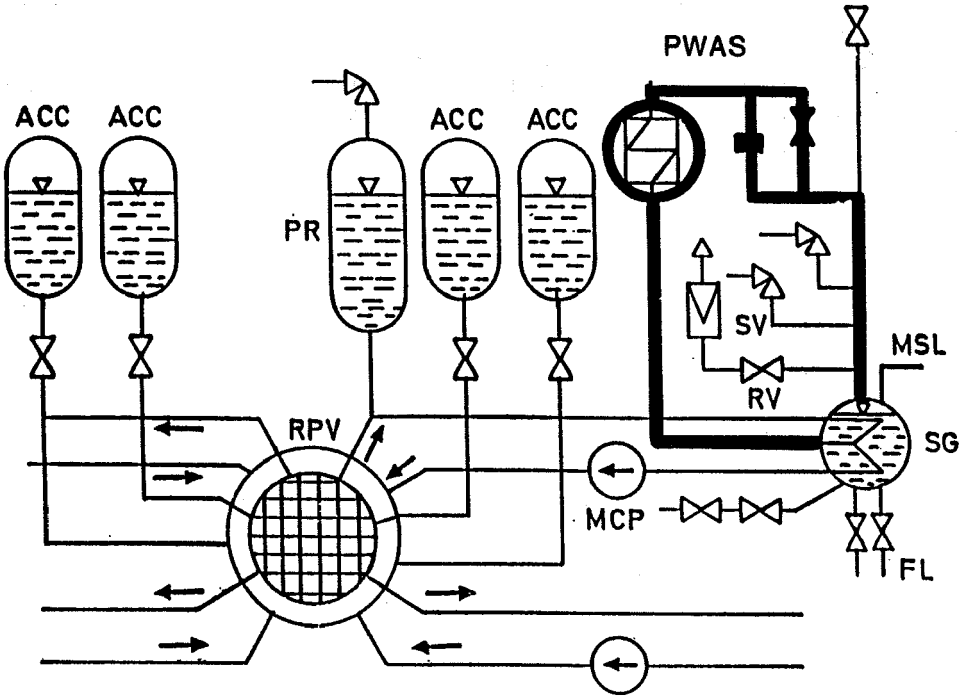


Bild 12: WWER 1000/88 mit PWAS (1 von 4 Teilsystemen, vereinfacht)

5. Zusammenfassung

Diese Übersicht der GRS-Aktivitäten in der internationalen Zusammenarbeit hat die Vielfalt der anstehenden Aufgaben deutlich gemacht. Als GRS sehen wir für die Zukunft hier auch weiterhin ein wesentliches Arbeitsfeld, das wir durch gezielte Maßnahmen ausbauen werden. Zu nennen sind dabei im organisatorischen Bereich:

- Die verstärkte Zusammenarbeit und gegebenenfalls die Gründung einer gemeinsamen Organisation mit der IPSN in Frankreich,
- die Verstärkung und den Aufbau von Büros in Washington und Moskau,
- die Übernahme von bis zu 50 Fachexperten aus der ehemaligen DDR zur vertieften Bewertung der WWER-Anlagen,
- die Einrichtung eines weiteren Büros der GRS in Berlin,
- die Intensivierung gemeinsamer Sicherheitsseminare und die Bereitschaft, eine Vielzahl von Experten in unserer Gesellschaft auszubilden.

Im fachlichen Bereich sehen wir es als Aufgabe an

- bei anstehenden Sicherheitsanalysen für kerntechnische Anlagen die Partnerländer zu unterstützen, um einerseits selbst zu lernen, wie das Sicherheitskonzept dieser Anlagen funktioniert und andererseits mit unseren Methoden eine sicherheitstechnische Optimierung dieser Anlagen zu erreichen;

- durch Transfer von Betriebserfahrungen eine Optimierung der Betriebsabläufe zu erreichen und
- durch gemeinsame Weiterentwicklung der probabilistischen Bewertungsmethoden und Accident-Management-Prozeduren die Sicherheitsbeurteilung und das Sicherheitskonzept der kerntechnischen Anlagen weiter zu verbessern.

Rekonstruktion von WWER- und RBMK-Anlagen[1])

N. Ponomarev-Stepnoi[2])

Kurzfassung

Zunächst wird der Ausbau der Kernenergie in der UdSSR beschrieben. Es kommen im wesentlichen zwei Reaktortypen zum Einsatz: WWER und RBMK-Reaktoren. Insgesamt beträgt die installierte Leistung aller Blöcke 38 000 MW. Sie wird von 16 RBMK und 25 WWER-Blöcken erbracht. Weitere 22 Blöcke sind im Bau, 6 Kernkraftwerke sind in der konkreten Planung.

In der UdSSR sind umfangreiche Maßnahmen in der Planung und der Entwicklung, um die Sicherheit der Kernenergieanlagen zu verbessern. Der Unfall in Block 4 im Kernkraftwerk Tschernobyl hat dazu geführt, daß aufgrund der Unfallanalysen umfangreiche sicherheitstechnische Verbesserungen eingeleitet worden sind. Nach einer kritischen Bestandsaufnahme aller RBMK-Reaktoren wurde ein umfangreiches Nachrüstprogramm entwickelt. Es beinhaltet sowohl Änderungen in der Reaktorauslegung wie auch Änderungen in den Sicherheitssystemen.

Auch bezüglich der WWER-Reaktoren der ersten Generation (Typ 230) hat die UdSSR ein umfangreiches Nachrüstprogramm vorgeschlagen. Es bezieht sich insbesondere auf die Ertüchtigung des Notkühlsystems, das in der Lage sein soll auch größere Leckquerschnitte zu beherrschen. Außerdem wird vorgeschlagen, die Sprödbruchsicherheit durch Ausheilen des Stahls der Reaktordruckbehälter zu verbessern. Das russische Nachrüstprogramm findet auch unter internationaler Beteiligung statt. So bringen zum Beispiel die IAEO, die WANO und die GRS Verbesserungsvorschläge ein.

Abstract

This paper firstly describes the expansion of nuclear energy in the USSR. Two main reactor types are used, namely WWER and RBMK reactors. The total installed power of all units amounts to 38,000 MW. This is produced by 16 RBMK and 25 WWER units. A further 22 units are under construction, and 6 nuclear power plants have reached the concrete planning stage.

Extensive measures are being planned and developed in the USSR aimed at improving the safety of nuclear facilities. The accident analysis following the accident in Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant prompted the introduction of extensive safety-related improvements. A critical stocktaking of all RBMK reactors led to the development of an extensive backfitting program which includes both modifications to reactor design and changes to the safety systems.

The USSR has also proposed an extensive backfitting program for the first generation of the WWER reactors (Type 230). In particular, this involves upgrading the emergency core

[1]) Der Vortrag wurde auf russisch gehalten. Der vorliegende Text ist die Übersetzung des Tonbandmitschnitts.

[2]) Prof. Dr. Nikolai N. Ponomarev-Stepnoi, 1. stellvertr. Direktor des Kurchatov-Institutes für Atomenergie, Moskau

cooling system, which should also be able to cope with larger leak cross sections. Moreover, it is proposed that the safety against brittle fracture be improved by annealing the steel of the reactor pressure vessel. The Soviet backfitting program is also taking place with the participation of international bodies with, for example, IAEA, WANO and GRS offering suggestions for improvement.

1. Einleitung

Für die Möglichkeit, am GRS-Fachgespräch teilnehmen und über WWER- und RBMK-Reaktoren sprechen zu können, möchte ich mich bedanken. Ich kann aber nicht sagen, daß das für mich ein erfreuliches Thema ist. Die Fragen, über die ich sprechen will, sind außerordentlich kompliziert. Während des Fachgespräches habe ich bisher sehr oft das Wort WWER gehört. Daraus kann ich entnehmen, daß Sie diese Schwierigkeiten mit uns teilen.

Zuerst einige Bemerkungen zur Kernenergetik in unserem Lande. Die Kernenergieressourcen in unseren Lande basieren im wesentlichen auf 2 Reaktortypen – Reaktoren vom Typ WWER und vom Typ RBMK. Eine Reihe von Reaktoranlagen ist schon längere Zeit in Betrieb. Die einzelnen Blöcke wurden zu unterschiedlichen Zeiten errichtet. Einige davon entsprechen nicht mehr den heutigen Anforderungen. Die Reaktoren, die vor 1980 in Betrieb gingen, wurden nach wesentlich „weicheren" Normen errichtet, als den heute geltenden Normen und Regeln. 1986 ging der 4. Block des KKW Tschernobyl unfallbedingt außer Betrieb und 1989 wurden im Armenischen KKW 2 Blöcke außer Betrieb genommen.

Die summare Leistung aller Blöcke beträgt 38 Mio. kW. Sie wird von 16 Blöcken mit RBMK-Reaktoren und 25 Blöcken mit WWER erbracht. In 10 Kernkraftwerken wird gegenwärtig an 22 Blöcken gebaut. Im Stadium der Vorbereitung befinden sich 6 Kernkraftwerke. Wenn man aber die öffentliche Meinung in unserem Lande berücksichtigt, kann es nicht als sicher gelten, daß alle jetzt im Bau befindlichen Reaktoren tatsächlich in Betrieb gehen.

Die installierte Leistung der Kernkraftwerke macht ca. 13,5% der Gesamtleistung aller Kraftwerke aus. Dieser Wert ist aber in den verschiedenen Teilen des Landes sehr unterschiedlich. Im Nordwesten der Sowjetunion erreicht dieser Anteil 33%.

Nun noch einige Bemerkungen zu unseren Plänen für die Zukunft, zum geplanten Wachstum der Kernenergiekapazitäten. Die vom Ministerium ab 1990 für den Bau vorgesehenen Kapazitäten liegen höher als die ungefähren Pläne für die Einführung dieser Kapazitäten. Das bedeutet, die geplante Einführung der Kapazitäten liegt unter den vorhandenen Möglichkeiten. Das hängt, wie schon gesagt, mit der kritischen Position der Öffentlichkeit zur Kernenergie zusammen.

Nun will ich zum Hauptthema meines Vortrages kommen – zu Fragen der Rekonstruktion von KKW-Blöcken. Vielleicht haben auch Sie gewisse Schwierigkeiten bei meinem Vortrag. Deshalb kommt bei diesem Vortrag das Prinzip dreier unabhängiger Kanäle zur Informationsübertragung an die Zuhörer zur Anwendung. Ich spreche Russisch, die Folien sind auf englisch und die Übersetzung hören Sie auf deutsch. Ich meine, das ist das beste Sicherheitsprinzip.

2. RBMK-REAKTOREN

Als erstes möchte ich auf die Problematik der RBMK-Reaktoren eingehen. Dazu eine kurze Übersicht: Zur 1. Generation der RBMK-Reaktoren gehören zwei Blöcke im Leningrader KKW, zwei Blöcke des Kursker KKW und zwei Blöcke im KKW Tschernobyl. Speziell auf die Situation dieser Blöcke will ich eingehen (Bild 1).

Die Maßnahmen, die nach dem Unfall im KKW Tschernobyl eingeleitet wurden, sollen es ermöglichen, diese Blöcke genügend effektiv weiter zu betreiben. Die besten Werte für die Auslastung von Kernreaktoren werden in Japan erreicht. Die RBMK-Reaktoren nähern sich bezüglich dieser Größe den japanischen Reaktoren an.

Sie wissen alle, was sich im April 1986 im 4. Block im KKW Tschernobyl ereignet hat (Bild 2). Wir haben die Prozesse, die im Unfallblock vor sich gegangen sind, weiter analysiert.

Aus dem Reaktorsaal kann man Aufnahmen des zerstörten Reaktorkernes machen (Bild 3). Danach wurde die Verteilung des Kernbrennstoffes in der zerstörten Anlage rekonstruiert (Bild 4). Die rechnerische Analyse aller Ereignisse, die im April 1986 abgelaufen sind, wurde fortgesetzt. Dazu wurden spezielle Rechenprogramme geschaffen.

Dieser Unfall hat uns gezwungen, die Fragen der Sicherheit dieser Blöcke ernsthaft zu überdenken. Es wurden die folgenden Sofortmaßnahmen eingeleitet (Bild 5). Durch Einführung zusätzlicher Absorber und durch Änderung der Brennstoffanreicherung konnte der Dampfblasenkoeffizient der Reaktivität bis auf etwa den Wert ß (beta) gesenkt werden. Ebenso wurde die Schnellwirkung des Reaktorschutzes so erhöht, daß jetzt an den Blöcken die Reaktivität in 2,5 Sekunden um einen Betrag von 2ß verringert werden kann (Bild 6).

Außerdem wurden die Betriebsvorschriften der Anlage wesentlich verbessert. Das betrifft die Bedienvorschriften, die Kontrollvorschriften für den Werkstoffzustand, das Trainingsprogramm des Betriebspersonales usw. Die eingeführten Änderungen haben die Sicherheit dieser Blöcke erhöht. Aber trotzdem weichen die Blöcke der 1. Generation von den heute geltenden Normen ab. Unzulänglich ist das Lokalisierungssystem. Die Blöcke sind nicht für die Möglichkeit des Bruches von Rohrleitungen großen Durchmessers ausgelegt. Das Havarieeinspeisesystem ist sowohl bezüglich seiner Konstruktion, als auch Verfügbarkeit unzureichend. Unzulänglich ist auch die räumliche Trennung der Sicherheitssysteme. Ein Störfall mit einem Bruch von Kühlkanälen im Reaktorkern wird nicht beherrscht.

Unter Berücksichtigung dieser Abweichungen (Bild 7) wurde eine Konzeption zur Rekonstruktion von Blöcken der 1. Generation erarbeitet (Bild 8). Diese Konzeption wurde mehrfach diskutiert und bereits von unserer Administration bestätigt.

Der Konzeption liegt eine individuelle Überprüfung jedes einzelnen Blockes zugrunde. Jeder Block der 1. Generation wurde von einer Kommission speziell untersucht und es wurden entsprechende Gutachten erarbeitet.

Mit der Realisierung der Rekonstruktionsmaßnahmen wurde bereits begonnen. Sie beinhalten Projektierungsarbeiten und eine schrittweise Einführung.

Außerdem wurden kompensierende Maßnahmen erarbeitet, die bis zur Verwirklichung der Rekonstruktionsmaßnahmen eingeführt werden. Sie sollen ein ausreichendes Sicherheitsni-

Nuclear Power Plants with RBMK reactors

NPP	Unit	Type	Commissioning	Notes
LNPP	1	1000 (I)	XII 1973	Backfitted in 1990
	2	1000 (I)	VII 1975	
	3	1000 (II)	II 1980	
	4	1000 (II)	II 1981	
KNPP	1	1000 (I)	XII 1976	
	2	1000 (I)	XII 1978	
	3	1000 (II)	X 1983	
	4	1000 (II)	XII 1985	
	5	1000 (II)		Final stages of construction
	6	1000 (II)		Construction closed down
CNPP	1	1000 (I)	IX 1977	
	2	1000 (I)	XII 1978	
	3	1000 (II)	XII 1981	
	4	1000 (II)		Accident in 1986
SNPP	1	1000 (II)	XI 1982	
	2	1000 (II)	V 1985	
	3	1000 (II)	V 1990	
	4	1000 (II)		Construction closed down
INPP	1	1500 (II)	XII 1983	
	2	1500 (II)	IX 1986	
	3	1500 (II)		Construction closed down

LNPP Leningrad Nuclear Power Plant
SNPP Smolensk Nuclear Power Plant
CNPP Chernobyl Nuclear Power Plant
KNPP Kursk Nuclear Power Plant
INPP Ignalina Nuclear Power Plant

Bild 1.

Bild 2.

Bild 3.

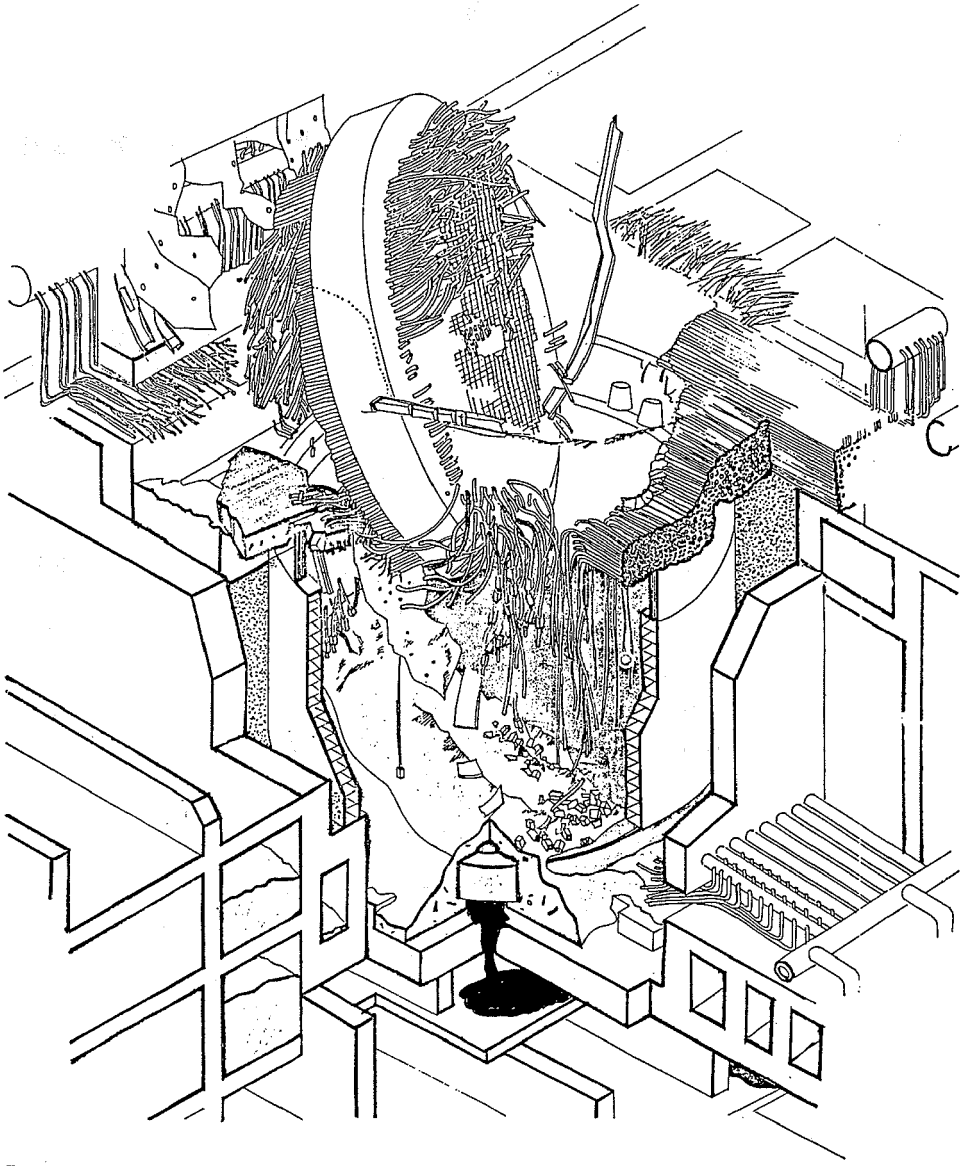


Bild 4.

veau vor Abschluß der Rekonstuktion sicherstellen. Eine vollständige Übereinstimmung mit den heute geltenden Normen und Regeln ist durch die Rekonstruktion dieser Blöcke nicht erreichbar. Deshalb müssen entsprechende kompensierende Maßnahmen auch nach der Rekonstruktion wirksam bleiben. Eine wesentliche Maßnahme ist dabei die mögliche Begrenzung der Lebensdauer dieser Blöcke. Darauf bestehen unsere Aufsichtsbehörden.

Die Rekonstruktionsmaßnahmen beinhalten eine Reihe von wesentlichen Erweiterungen der Anlage. So ist die Nachrüstung von Notkühlsystemen vorgesehen, die es ermöglichen, den

RBMK

Measures to improve safety after the Chernobyl accident

Decreased void reactivity effect ($\alpha_{\varphi} \approx 1 \pm 0.1 \beta_{эф}$)

- **placement of up to 80 additional absorbers into thecore**
- **operating reactivity margin up to 45 manual control rods**
- **fuel enrichment - 2.4 %**

Speed of response of the emergency protection system $2\beta_{эф}$eff for 2.5 sec.

- **rod design (elongated displacer, telescopic absorber)**
- **fast emergency protection (film cooling of the channel, 21-24 channels)**
- **late deceleration**
- **additional signals (operating margin, distortion of power density, pressure drop speed)**

Regulatory operation documents

- **operating rules and procedures**
- **metal monitoring procedures**
- **scope of personnel training**
- **operating procedures for protecting and blocking devices**

Bild 5.

Bruch von Rohrleitungen der Nennweite 300 zu kompensieren. Ebenso wird eine Erweiterung des Steuer- und Schutzsystems vorgenommen, die eine Vergrößerung der Anzahl der Schutzkanäle und deren räumliche Trennung beinhaltet. Eine Notwarte wird eingerichtet. Eine Kategorie von Störfällen, die nach unserer Meinung besonders unangenehm sein können, sind Störfälle mit einem großen Leck. Deshalb sind verschiedene Maßnahmen zur Verhinderung bzw. Vorbeugung von großen Lecks vorgesehen. Dazu dient die Einführung verschiedener Systeme zur Diagnostik des Zustandes der Metalle und zur Früherkennung von Lecks. Es ist anzunehmen, daß dadurch die Wahrscheinlichkeit für einen Störfall mit einem großen Leck auf 10^{-6} bis 10^{-7} gesenkt werden kann (Bild 9). Die Stabilität der Konstruktionen soll so erhöht werden, daß sie einen Störfall mit einem großen Leck aushal-

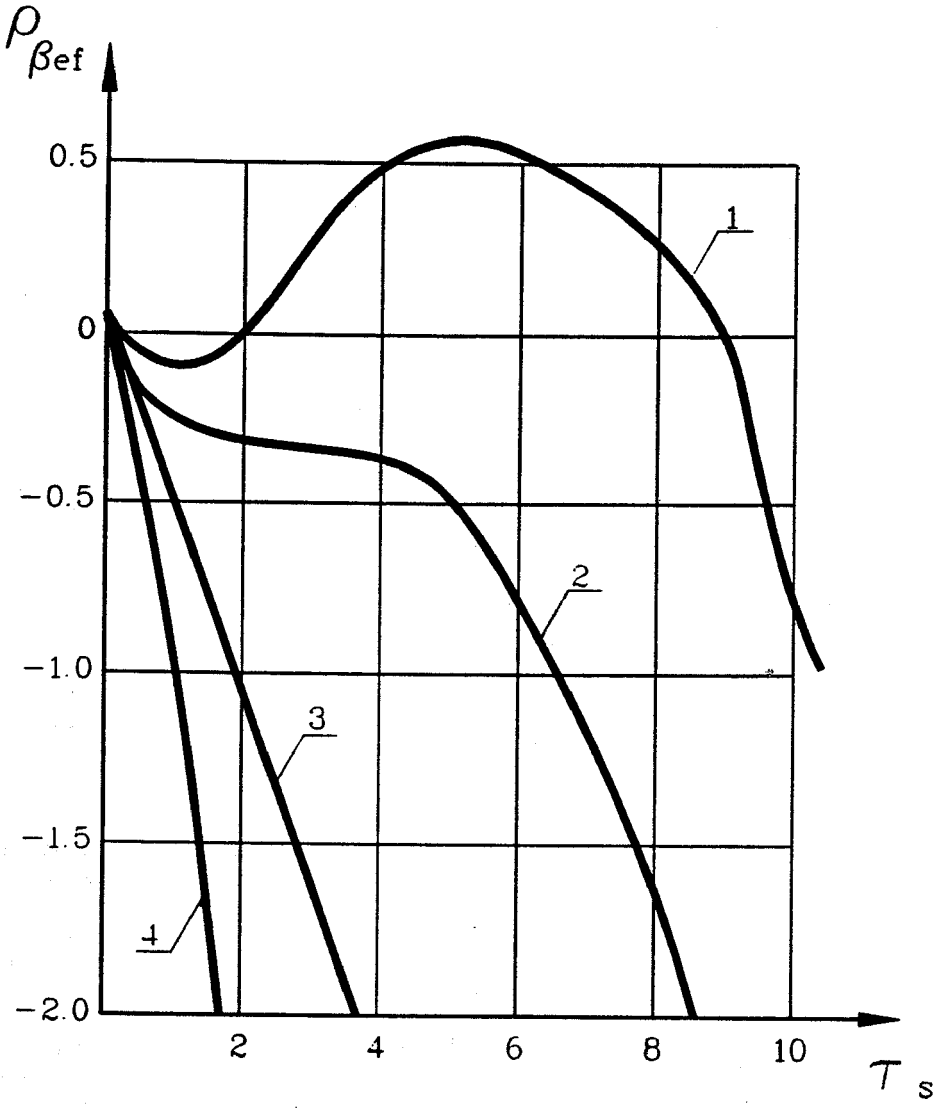


Fig.1 Worth emergency protection

1 – Chernobyl–4 26.04.86, reactivity margin 7 manual control rod (7MCR)
2 – Rules reactivity margin, 15MCR
3 – Improved control and emergency protection, reactivity margin 30MCR
3 – Improved control and emergency protection, reactivity margin 30MCR fasten scram rod in operation

Bild 6.

RBMK-1000 (first generation)

Deviation from rules and norms

Accidentconfinementsystem

Large pipe rupture
(stability of structures, ECCS capacity)

Redundancy and spatial separation of safety systems
(stand-by control panel, electricity supply, control and protection)

Release of steam and gas mixture from the reactor
(rupture of not more than a single channel)

Externalevents
(seismicity,blastwaves,etc.)

Bild 7.

ten. Die Möglichkeiten zum Dampfabwurf aus dem Reaktorinnenraum werden auf 10 Kanäle erhöht. Das System zur Lokalisierung von Störfällen wird verbessert. Eine Besonderheit, die für RBMK-Reaktoren spezifisch ist, betrifft das Auswechseln von Zirkonrohren im Reaktorkern. Damit wird berücksichtigt, daß sie gegenwärtig nach längerem Betrieb mit dem Graphit in Berührung kommen. Zu den kompensierenden Maßnahmen gehört die Erarbeitung von verschiedenen Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen mit Lecks im Primärkreislauf. Es kommt darauf an, eine Freilegung des Reaktorkernes bei diesen Störfällen zu verhindern. Nach unseren Analysen und Berechnungen trägt eine Verringerung der Leistung der Blöcke wesentlich zur Reduzierung dieses Risikos bei. Eine Absenkung der Leistung auf 70% bewirkt, daß bei auslegungsüber schreitenden Störfällen mit Freilegung des Reaktorkernes die Freisetzung von Spaltprodukten wesentlich reduziert wird.

Gegenwärtig werden diese Maßnahmen an den Blöcken der 1. Generation eingeführt. Am ersten Block des Leningrader KKW sind die grundlegenden Rekonstruktionsmaßnahmen der ersten Etappe bereits realisiert. Unter anderem wurden die Verteilungskollektoren im unteren Teil des Reaktors ausgewechselt, zusätzliche Systeme zur Notkühlung wurden installiert und eine ganze Reihe anderer Maßnahmen wurde abgeschlossen. Die Gesamtinvestition in der ersten Etappe der Rekonstruktion beläuft sich auf ca. 200 Rubel/kW. Davon entfallen etwa 100 Rubel/kW auf Kapitalinvestitionen (Bild 10).

Es wird schwerfallen, alle Nachteile dieses Reaktortypes durch konstruktive Veränderungen zu beheben. Deshalb müssen schon während und ebenso nach Abschluß der Rekonstruk-

RBMK-1000 (first generation)

Backfitting concept

Individual checks of power units

- safety assessment
- equipment conditions
- duration and quality of the operation
- siting

Content of backfitting measures

Implementation of backfitting measures

- designs, safety justification, schedule
- step-by-step approach

Compensating measures

- before the backfitting
- after the backfitting

Limitation of the operating lifetime

Bild 8.

tion, wie schon erwähnt, kompensierende Maßnahmen eingeführt werden. Dazu gehört auch die planmäßige Stillegung dieser Blöcke, sobald entsprechende Leistungsressourcen zur Ablösung zur Verfügung stehen. Die Grundlage dafür bilden individuelle Risikoanalysen, die für jeden Block einzeln vorgenommen werden müssen.

3. WWER-REAKTOREN

Die Fragen über den weiteren Betrieb der WWER-Reaktoren von Typ 230 (Bild 11) spielen eine außerordentlich wichtige Rolle. Diese Reaktoren haben neben negativen auch viele positive Eigenschaften. Sie verfügen über negative Reaktivitätskoeffizienten bezüglich verschiedener Parameter, niedrige Werte für die thermische Belastung der Brennstäbe und ein großes Kühlmittelinventar im Primärkreislauf. Professor Birkhofer erwähnte bereits, daß

RBMK-1000 (first generation)

Content of backfitting measures

ECCS (up to reference diameter of 300)

- efficiency and number of channels (3)
- check valves in distributing group header
- water accumulators

Control and protection system (speed of response, accuracy, reliability)

- multi-channel approach, spatial separation
- equipment replacement
- in-core sensors
- stand-by control panel
- new information system

Large leak prevention (probability $< 10^{-6} \div 10^{-7}$)

- metal diagnostic (ultrasound, acoustic emission, hydro testing)
- early leak detection (moisture content, activity, acoustic methods, TV)

Stability of structures and systems in case of large pipe ruptures

- reinforcement of engineering structures
- decreased pressure

Increased steam discharge (up to 10 fuel channels)

Accident confinement area

- vacuum barrier

Reliable electricity supply

power: redundancy, speed of response

Fire resistance of communication lines and the roof

Seismic resistance of safety systems

Maintenance of the gap between the fuel channel and the graphite

Bild 9.

BACKFITTING MEASURES (Phase I)

AT THE UNIT 1 OF LNPP

Main technical backfitting measures of Phase I:

- replacement of Distributing Group Headers (DGH); installation of check valves at DGH inlet;

- introduction of ECCS headers to supply water into each DGH after the check valve;

- connection of the feedwater cooling system to ECCS headers;

- introduction of barriers between Pressure Header of Main Circulation Pumps (MCP) and ECCS Header for emergency cooling of any DGH channel;

- increased steam and gas discharge potential;

- replacement of all 1693 fuel channels to restore the gap between the fuel channel and the graphite;

- introduction of "Skala-M" information and measurement system;

- introduction of coolant leakage monitoring system based on gas parameter monitoring.

Backfitting measures costs:

- Specific backfitting investment ~200rubles/kW, including capital construction costs~ 100rubles/kW.

Bild 10.

Operating Nuclear Power Units with VVER-440

(Type B-230, 179)

NPP name	Connection to the network
Novovoronezh NPP	
Unit 3	1971
Unit 4	1972
Kola NPP	
Unit 1	1973
Unit 2	1974
Nord NPP in GDR	
Unit 1	1973
Unit 2	1974
Unit 3	1977
Unit 4	1979
Kozloduj (Bulgaria)	
Unit 1	1974
Unit 2	1975
Unit 3	1980
Unit 4	1982
Bogunitze (Czechoslovakia)	
Unit 1	1978
Unit 2	1980

Bild 11.

diese Anlagen auch beim Versagen der Dampferzeugerbespeisung noch mehrere Stunden standhalten. Der Primärkreislauf ist genügend dicht und die horizontalen Dampferzeuger sind zuverlässig. Gleichzeitig muß man aber auch die Nachteile dieser Anlagen sehen, die es nicht gestatten, eine optimistische Sicht zu bewahren. Der Maßstab für die dem Projekt zugrundeliegenden Störfälle ist zu eng. Die Systeme zur Notkühlung sind lediglich auf den Bruch von Rohrleitungen einer Nennweite 32 ausgelegt. Bei einem Bruch von Rohrleitungen der Nennweite 200 müssen die Lokalisierungssysteme das Dampf-Wasser-Gemisch nach außen abwerfen. Die geringen Abmessungen des Druckgefäßes verursachen das Problem der Sprödbrüchigkeit des Druckbehälterstahles. Es gibt noch eine ganze Reihe weiterer Mängel: Die Stränge der Sicherheitssysteme sind nicht genügend räumlich getrennt. Die Dichtheit des Druckraumsystems ist nicht ausreichend. Das Diagnosesystem ist zu schwach ausgebildet usw.

Man muß bemerken, daß diese Mängel auch schon früher erkannt wurden. Wir bemühen uns schon seit längerer Zeit, Projekte für die Rekonstruktion dieser Blöcke auszuarbeiten.

Für das Armenische KKW liegt bereits ein Rekonstruktionsprojekt vor (Bild 12). Es wurde 1988 fertiggestellt. Damit wurde der Versuch unternommen, die zu diesem Zeitpunkt geltenden Normen möglichst vollständig zu erfüllen. Es beinhaltet ein dreisträngiges Sicherheitssystem, ein passives System zur Notkühlung des Reaktorkerns, zusätzliche Lösungen für die Lokalisierungssysteme mit zusätzlichen Gebäuden und Räumen. Als dieses Projekt erarbeitet war, hat sich gezeigt, daß die damit verbundenen Kosten fast dem Neubau eines KKW entsprechen würden. Darauf könnte man vielleicht eingehen, aber derart umfangreiche Arbeiten an einem bereits vorhandenen Standort in kurzer Zeit auszuführen, ist praktisch unmöglich. Deshalb wurde weiter nach anderen praktikablen Lösungen gesucht.

Von unserem zwischenbehördlichen Wissenschaftlichen Rat wurde 1989 eine Grundkonzeption für die Rekonstruktion dieser Blöcke empfohlen (Bild 13). Bei der Erarbeitung dieses Konzeptes wurden die Empfehlungen des Rates der Kontrollorgane berücksichtigt. Die vorgesehenen Rekonstruktionsmaßnahmen erlauben, Störfälle mit Lecks einer Nennweite 100 zu beherrschen und Störfälle mit den Bruch von Rohrleitungen größeren Durchmessers zu kontrollieren. Die wichtigsten Maßnahmen, die in dieser Konzeption empfohlen werden, sind u.a. folgende: Installation eines passiven Systems zur Wärmeabfuhr. Bei einem Störfall mit einem dicht bleibenden Primärkreislauf und gleichzeitigem Notstromfall im Kraftwerk ermöglicht dieses System eine sehr effektive Abkühlung des Reaktors.

Es werden zusätzlich 4 Druckspeicher neben den Reaktor installiert und das Notkühlsystem wird räumlich getrennt. Aber all diese Maßnahmen sind noch nicht ausreichend.

Im Februar 1990 begann eine neue Etappe bei der Rekonstruktion von WWER-Reaktoren des Typs 230. Professor Birkhofer informierte mich über den Auftrag, den er von Bundesumweltminister Töpfer erhalten hatte und schlug vor, gemeinsam die Sicherheitsanalyse dieser Blöcke zu beginnen. Insbesondere betraf das die Blöcke 1 bis 4 im KKW Greifswald. Das ist auch ein Detail, das die Veränderungen in unserer Gesellschaft charakterisiert. Wir haben uns in Paris getroffen. Dort hat er mir die vorläufigen Ergebnisse der Analysen, die von der GRS vorgenommen wurden, übergeben. In sehr kurzer Zeit haben wir durch gemeinsame Anstrengungen ein großes Arbeitspensum bei der Analyse dieser Blöcke geleistet. Obwohl es zu dieser Zeit das vereinigte Deutschland noch nicht gab, haben wir zusammengearbeitet, ohne die Grenzen zu spüren. Die Arbeitstreffen fanden in Mokau, Berlin und München statt. Im Ergebnis hat die GRS das „grüne Buch" herausgegeben. Wir sind mit den darin enthaltenen grundlegenden Schlußfolgerungen einverstanden.

Backfitting project

to mitigate 2 F dy 500 primary leak

at the Armenian Nuclear Power Plant (1988)

1. Three channels of active safety systems of:

- **Reliable electricity supply**
- **High and low pressure ECCS**
- **Spray system**
- **Emergency cooling of the reactor facility through the secondary circuit**
- **Process water from reliable consumers**

2. Passive ECCS (4 hydro accumulators)

3. New radioactivity confinement system:

- **New leak-tight compartment layout**
- **System of steam release channels from the reactor vault and the leak-tight compartment**
- **Bubbling condenser and gas holder**

4. Fire safety measures

The expenses are comparable with the construction cost of a new Nuclear Power Plant

Bild 12.

Die Experten der Firma Siemens haben parallel dazu gearbeitet. Im Ergebnis all dieser Arbeiten ist es zum gegenwärtigen Zeitpunkt möglich, eine Konzeption vorzulegen, die genügend realistisch ist.

Die Firma Siemens schlägt zur Rekonstruktion dieser Blöcke eine Konzeption vor, die es

Backfitting concept recommended by Interindustry Scientific and Technical Council in September-October 1989

Maximum design basis accident - one-way Dy 100 leak accompanied by total blackout

Beyond the design basis accident - leaks exceeding Dy 100 up to one-way rupture of Dy 200

No changes in existing active ECCS, higher redundancy due to a passive ECCS channel

Measures:

- **Passive ECCS consisting of 4 hydro accumulators**
- **SPOT (system of passive heat removal from steam to air) from steam generators**
- **Redundancy of active ECCS due to a mobile source of reliable electricity supply and a mobile pump unit**
- **Additional source to supply feedwater to steam generator**
- **Stand-by control panel with independent electricity supply**
- **Improved leak-tight compartments and modernization of exhaust ventilation systems**

Bild 13.

ermöglicht, Störfälle mit einem einseitigen Bruch von Rohrleitungen einer Nennweite 200 zu beherrschen sowie auslegungsüberschreitende Störfälle mit Lecks bis zur Nennweite 500 kontrollierbar zu halten (Bild 14).

Ich möchte hier etwas abschweifen. Der Störfallanalyse für diese Blöcke wird in der ganzen Welt große Aufmerksamkeit gewidmet. Im Rahmen der IAEO wurde eine spezielle Expertengruppe mit Spezialisten aus den Ländern Osteuropas gebildet. Sie haben das Programm STCP für Reaktoren dieses Typs adaptiert. Mit Hilfe dieses Rechenprogrammes wurde bereits eine breite Palette von Auslegungs- und auslegungsüberschreitenden Störfällen untersucht. Einige Ergebnisse dieser Analysen wurden vor zwei Wochen in Toronto von Dr.

Backfitting concept of VVER-440/230 (Siemens Corporation)

- Initial design event - one-way Dy 200 pipe leak. For beyond the design basis accidents - two-way Dy 200 leak or 2F Dy 500 leak, absence of core melt down

- Two independent spatially separated channels of 2*100 % with two hydro accumulators, pumps of High and low pressure ECCS, spray system pumps

- Additional emergency feedwater system

- Intermediate circuit (2×100 %) for cooling (instead of process water)

- installation of fast pressure relief devices at steam pipes of each steam generator

- steam release from the leak-tight system to water through Venturi nozzles

- Three new buildings are under construction: ECCS, riverside pump unit, building for water accumulators with Venturi pipes

- Stand-by control room

- Modernization of control systems, instrumentation, electricity supply

Bild 14.

Jankowski vorgestellt. Dabei wurde aufgezeigt, welche inneren Prozesse bei diesen Störfällen in der Reaktoranlage ablaufen. Damit möchte ich nur unterstreichen, daß wir über die geeigneten mathematischen Modelle verfügen, die es ermöglichen, die bei Störfällen in Reaktoren dieses Typs ablaufenden Ereignisse einzuschätzen.

Eine andere Firma, die auch ihre Konzeption zur Rekonstruktion dieser Blöcke vorgestellt hat, ist die Firma Westinghouse (Bild 15). Diese Konzeption geht in den Möglichkeiten zur

Backfitting concept of VVER-440/230 (Westinghouse Corporation)

Design basis accident:

For the containment - the rupture of the maximum diameter pipe connected to the primary circuit

For ECCS - 2F Dy 500 rupture

Beyond the design basis accident:

Emergency gas removal, monitoring systems, hydrogen ignition

- **Two ECCS systems of 2 × 100 %**
- **Additional feedwater system**
- **Intermediate cooling circuit for ECCS heat exchangers**
- **Additional reactor shut down system based on another principle**
- **Three versions of confinement system**
- **Stand-by control room**
- **Modernization of control systems, instrumentation, electricity supply**

Bild 15.

Beherrschung von Auslegungsstörfällen noch weiter. Das sind aber erst konzeptionelle Vorstellungen.

Unter Berücksichtigung aller Anstrengungen, die in unserem Land, in den Ländern Osteuropas, in Deutschland und ebenso unter Teilnahme der IAEO und der Vereinigten Staaten unternommen wurden, arbeitet eine Arbeitsgruppe der WANO an einer Konzeption für die Rekonstruktion dieser Blöcke (Bilder 16.1–16.3). Das ist eine regionale Gruppe, die in der Sowjetunion beheimatet ist. Diese Gruppe hat eine Konzeption erarbeitet, die nun kurz vorgestellt werden soll. Die vorgesehenen Maßnahmen haben folgende Zielrichtung: Erweiterung des Spektrums der Auslegungsstörfälle, Verringerung der Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Ausgangsereignissen, Erhöhung der Effektivität der Lokalisierungssysteme, Verringerung des Einflusses von Bedienungsfehlern auf die Sicherheit, Verbesserung der Brandschutzsicherheit, Verbesserung der Mensch-Maschine-Wechselwirkung, Beherrschung von Störfällen einschließlich auslegungsüberschreitender Störfälle mit einen doppelseitigen Bruch von Rohrleitungen bis zur Nennweite 500. Dabei wird berücksichtigt, daß die Hauptausrüstungen unverändert bleiben sollen. Es soll keine wesentlichen Veränderungen

Soviet backfitting proposals within the framework of WANO (GRS recommendations taken into account)

Phase 1.

1. Reactor vessel annealing to restore their plastic properties (as necessary)

2. Heating of boron solution in emergency makeup tanks

3. Insertion into the core of dummy assemblies or use of loading schemes with low leakage

4. Diagnostic systems, improved secondary metal monitoring

5. Changes in protection and blocking schemes

6. EP-50 pump replacement

7. Use of pumps of adjacent unit for emergency cooling of the primary circuit

8. Reliable supply for pumps of deionate for emergency makeup of steam generators

9. Improved reliability of emergency electricity supply systems

10. Stand by monitoring panel

11. Measures to decrease the probability of fires and to speedy extinguish the fires

Bild 16.1

Phase 2.

1. At least two independent channels of emergency makeup and cooling

2. Application of the "leak-before-rupture" concept for primary piping, fresh steam and feedwater

3. Emergency gas removal from the reactor lid and steam generator headers

4. Two independent channels of emergency feedwater

5. Emergency pressure relief system from the primary circuit to boron storage tank (V=800 cub.m)

6. Additional cut-off valves at air pipes

7. Additional fire extinguishing systems

Bild 16.2

der Gebäudekonstruktion geben und die Grenzen der Schutzzonen um das Kraftwerk sollen erhalten bleiben (Bild 17).

Die Rekonstruktionsarbeiten sollen schrittweise, in Etappen ausgeführt werden (Bild 18). Es war möglich, alle durchzuführenden Maßnahmen in drei Hauptetappen einzuordnen. Dabei wurden etwa 7 Kriterien berücksichtigt. Ich möchte aber nicht im einzelnen erläutern, was zu der einen oder anderen Rekonstruktionsetappe gehört.

Die Rekonstruktion beginnt mit dem Ausheilen des Druckgefäßes. Die Methodik und Technologie zum Ausheilen von Reaktordruckgefäßen ist gegenwärtig hinreichend gut ausgearbeitet. Aber auch hierbei gibt es noch Fragen, die das tiefere Verständnis dieser Problematik betreffen. Gegenwärtig wird die Ausheilung des Druckgefäßes vom 3. Block im KKW Novo-Woronesh vorbereitet. Um noch einmal die Offenheit unseres Gesellschaftssystems zu charakterisieren, möchte ich erwähnen, daß unsere amerikanischen Kollegen angefragt haben, ob sie daran teilnehmen können. Sie bereiten sich jetzt auf die Teilnahme vor.

Mit der letzten Rekonstruktionsetappe, stellen wir uns vor, sollte mindestens die Beherrschung von Störfällen mit Lecks bis zu einer Nennweite 500 gewährleistet sein.

Ich möchte Sie nicht mit der Aufzählung weiterer Details ermüden. Die zuletzt vorgestellte Rekonstruktionskonzeption wurde von der regionalen Arbeitsgruppe der WANO erarbeitet und an den Hauptsitz der WANO in Paris übergeben.

Phase3.

1. At least two ECCS hydro accumulators to remove heat during accidents with up to 2F Dy 500 leaks

2. Modern electrical equipment of control and protection system, neutron flux monitoring devices and more efficient in-core monitoring system

3. Two independent systems of process water with spray pools or cooling towers. Intermediate process water circuit

4. At least two channel system of reliable electricity supply located in a separate building

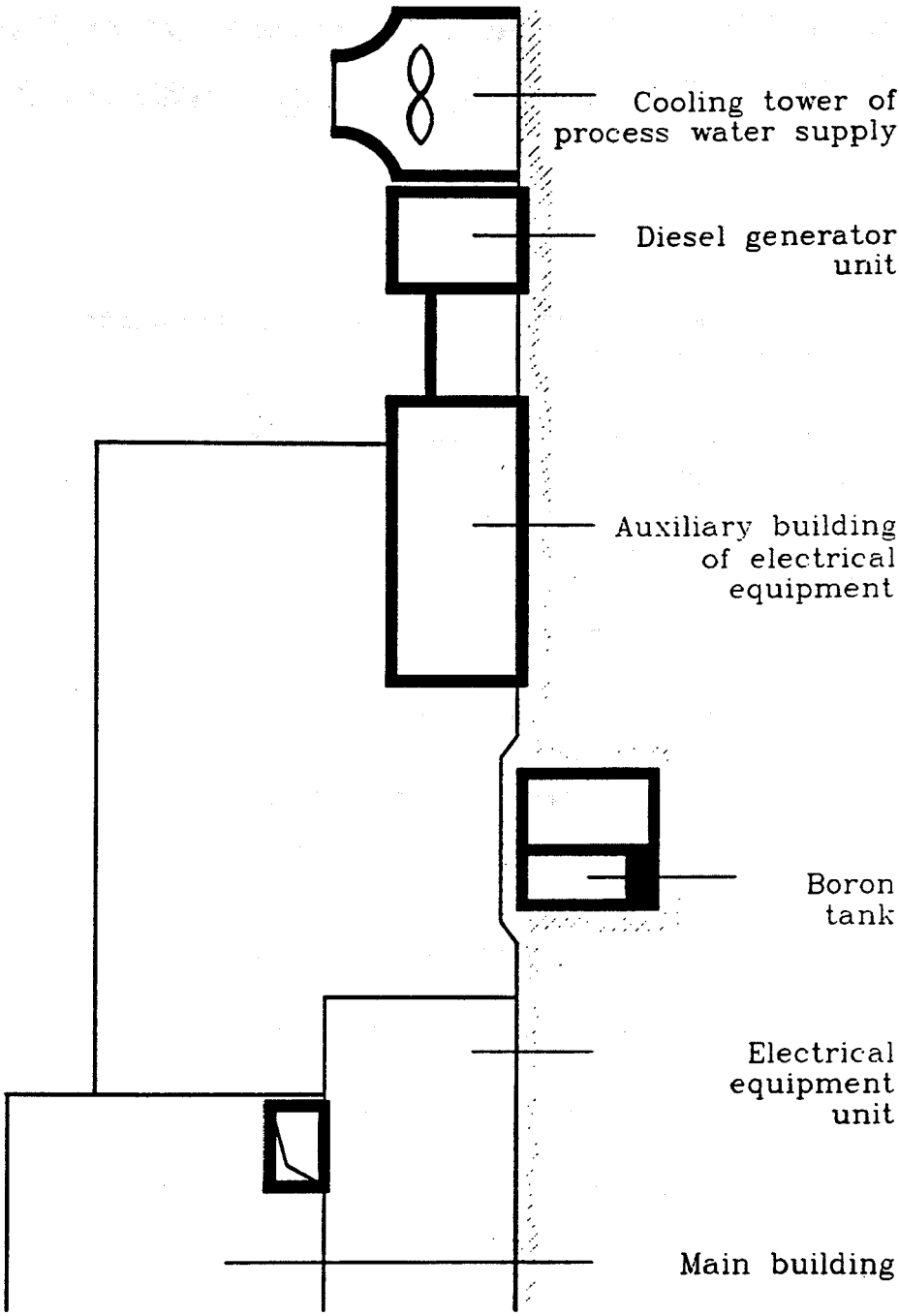
5. Modern complex of computers, protecting and blocking devices, standby control room

6. Controlled pressure and radioactivity release system, hydrogen safety measures in case of beyond the design basis accident

7. Implementation of modern fire safety standards

Bild 16.3

Wenn ich hier über die Rekonstruktion von WWER-Reaktoren der 1. Generation gesprochen habe, wollte ich vor allem meine Genugtuung darüber zum Ausdruck bringen, daß viele Spezialisten verschiedener Länder zum Verständnis dieser Problematik beigetragen haben. Es ist klar geworden, daß man realistische Lösungen für die Rekonstruktion dieser Reaktoranlagen finden kann. Mir scheint aber, daß deren Realisierung weiterer gemeinsamer Anstrengungen bedarf. Die Möglichkeiten für solche gemeinsamen Arbeiten werden hier durch das alljährlich stattfindende Fachgespräch der GRS demonstriert. Das ist wirklich, wie in der Begrüßung von Herrn Staatssekretär Stroetmann zum Ausdruck gebracht wurde, eine Brücke zwischen Ost und West. Ich möchte hinzufügen, daß es eine sehr feste und zuverlässige Brücke ist.



Layout of VVER-440/230 buildings after backfitting

Bild 17.

Measures on special NPP operation regime (Adopted by USSR Operating organization)

1990

1. Inclusion into the shift personnel of each power unit of nuclear safety specialists and radiation monitoring specialists

2. Measures to mitigate beyond the design basis accidents and corresponding personnel training

3. More stringent monitoring during operational shifts and procedures

1991-1992

1. Comprehensive metal monitoring of primary equipment and piping

2. Improvement of tightness of leak-tight compartments

3. Diagnostic systems

4. Fast acting valves at steam pipes from steam generators

5. Replacement of EP-50 emergency makeup pumps by CN-65-130 pumps

6. Emergency protection system in case of earthquakes

1992-1993

1. Additional feedwater system

2. Standby emergency electricity supply system and standby control room

Bild 18.

Zielsetzungen und Stand gemeinsamer Sicherheitsuntersuchungen für die Kernkraftwerke am Standort Greifswald

F. W. Heuser [1])

Kurzfassung

Für das Kernkraftwerk Greifswald werden seit Anfang 1990 umfassende Sicherheitsuntersuchungen durchgeführt. Begonnen wurden diese Arbeiten zunächst im Rahmen der Ende 1989 zwischen beiden deutschen Staaten vereinbarten verstärkten Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit. Die Untersuchungen erfolgen im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU). Hauptauftragnehmer für diese Untersuchungen ist die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Am Standort Greifswald befinden sich sowjetische Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440. Die Blöcke 1-4 des Kernkraftwerkes sind mit Reaktoren der älteren Baulinie WWER-440/W-230 ausgerüstet. Diese Blöcke wurden bereits in den siebziger Jahren in Betrieb genommen. Desweiteren gibt es am Standort die Blöcke 5-8 mit Reaktoren der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213. Von diesen Blöcken befindet sich Block 5 in der Inbetriebnahme, die Blöcke 6-8 sind noch im Bau.

Abstract

Extensive safety investigations have been carried out on the Greifswald nuclear power plant since the beginning of this year. This work was originally begun as part of the improved cooperation in the field of reactor safety agreed between the two German states at the end of 1989.

The investigations are being conducted on behalf of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety („BMU"). The main contract for these investigations was awarded to Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH. The Greifswald site has Soviet Type WWER-440 pressurized water reactors. Units 1 – 4 of the nuclear power plant are equipped with older Type WWER-440/W-230 reactors. These units were commissioned as early as the seventies. Units 5 – 8 are equipped with newer Type WWER-440/W-213 reactors. Of these units, Unit 5 is in the commissioning phase, while Units 6 – 8 are still under construction.

1. Einführung

Begonnen wurden die Arbeiten zunächst mit der Beurteilung der Blöcke 1–4, also den Reaktoren der älteren Baulinie WWER-440/W-230. Die hierzu bislang durchgeführten Untersuchungen erfolgten in enger Zusammenarbeit mit dem früheren Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der DDR und mit Unterstützung durch Vertreter des Kernkraftwerkes.

[1]) Dr. Friedrich Wilhelm Heuser, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Desweiteren wurden für die Arbeiten sowjetische Experten, Vertreter des Ministeriums für Atomenergie und Industrie, Experten des Kurchatov-Institutes, Moskau, sowie Ingenieure des Projektanten und Herstellers hinzugezogen. An verschiedenen Beratungen zu einzelnen Fachfragen haben auch französische Fachleute, Vertreter des Institut de Protection et de Sûreté Nucleaire (IPSN), Paris, teilgenommen.

Zur Bearbeitung einzelner Teilaufgaben wurden auf Seiten der GRS Sachverständige verschiedener Technischer Überwachungsvereine (TÜV Bayern, TÜV Norddeutschland, Rheinisch-Westfälischer TÜV) und der Materialprüfanstalt Stuttgart (MPA) hinzugezogen.

Im folgenden werden zunächst einige Auslegungsgrundsätze und wichtige Auslegungsmerkmale der älteren Baulinie WWER-440/W-230 besprochen.

Der zweite Teil des Vortrages befaßt sich ausführlicher mit den bisherigen Untersuchungen zu den Blöcken 1-4, den hierzu erzielten Ergebnissen und den daraus abgeleiteten Schlußfolgerungen. Abschließend wird auf die derzeit laufenden und im weiteren vorgesehenen Arbeiten zur Beurteilung der Blöcke 5-8, den Reaktoren WWER-440/W-213, eingegangen.

2. Auslegungsmerkmale des WWER-440/W-230

Die Auslegung der älteren Baulinie WWER-440/W-230 wird von Grundsätzen und daraus abgeleiteten Sicherheitsanforderungen bestimmt, wie sie seinerzeit in den sechziger Jahren in der UdSSR für die Planung und den Bau von Druckwasserreaktoren bestanden.

Aufgrund der zur zuverlässigen Konstruktion des primären Kreislaufes ergriffenen Maßnahmen, der für die Komponenten des Hauptkühlkreislaufes eingesetzten Werkstoffe und der beim Bau von Atomanlagen in derUdSSR gewonnenen Erfahrungen, sind Schäden, wie der Abriß einer großen Rohrleitung, wenig wahrscheinlich. Störfälle mit einem solchen Ausgangsereignis, z. B. einem Kühlmittelverlust über ein größeres Leck, werden daher im Projekt nicht betrachtet. Ebenso werden Ereignisabläufe, für die ein Versagen redundanter Systeme oder passiver Sicherheitseinrichtungen unterstellt werden muß, nicht untersucht.

Bild 1 zeigt das Grundschaltbild des Reaktorkühlkreislaufes.

Der Reaktorkühlkreis besteht aus einem wassergekühlten und wassermoderierten Leistungsreaktor mit sechs Hauptumwälzschleifen (HUL) der Nennweite NW 500. Jede Umwälzschleife enthält eine Hauptumwälzpumpe (HUP), einen Dampferzeuger (DE), sowie zwei Absperrschieber (HAS) mit elektrischem Antrieb zur Absperrung der Umwälzschleife am Reaktordruckbehälter (RDB).

Der Druckhalter (DH) ist im nicht absperrbaren Bereich an eine der Hauptumwälzschleifen über zwei Rohrleitungen der Nennweite NW 200 angeschlossen.

Als Auslegungsstörfall für einen Kühlmittelverlust wird der Abriß der Druckhalter-Sprühleitung mit der Nennweite NW 100 betrachtet. Die Leitung enthält einen Durchflußbegrenzer äquivalent NW 32, das entspricht einem Leckquerschnitt von ca. 8 cm^2.

Als Sicherheitseinschluß besitzt die Anlage ein Druckraumsystem, das sogenannte Confinement, das den Reaktorkühlkreislauf und seine Komponenten umschließt. Bild 2 zeigt einen schematischen Gebäudequerschnitt des Druckraumsystems.

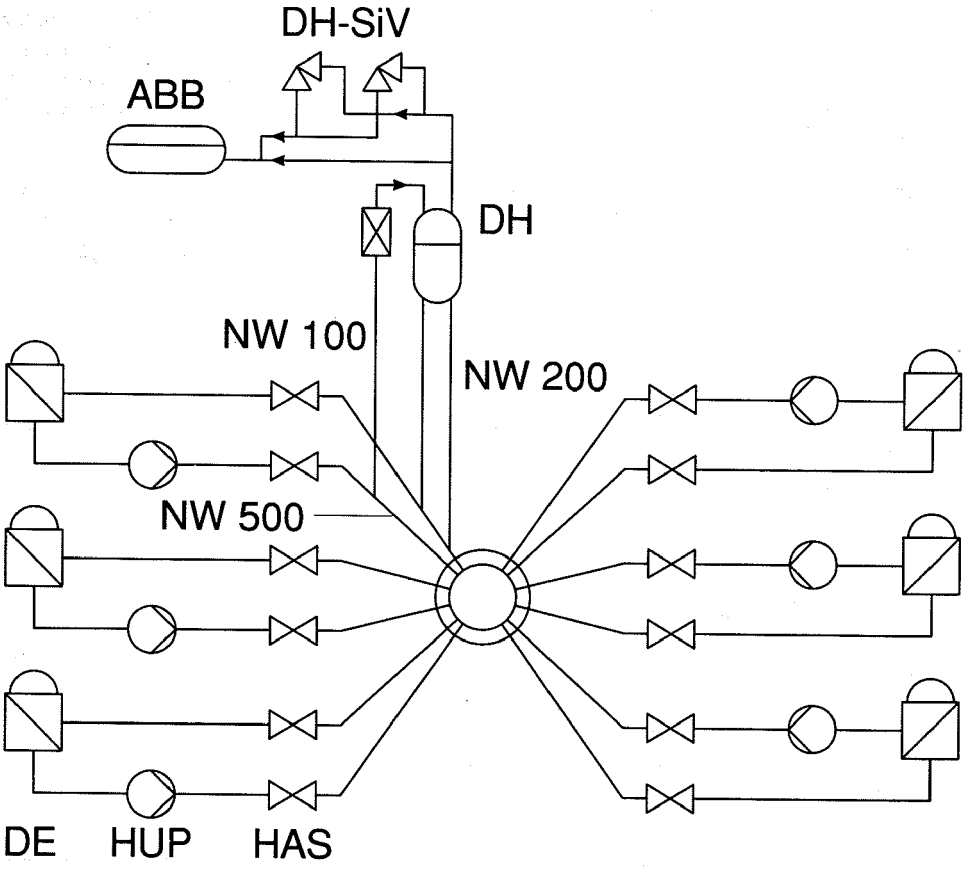


Bild 1: Reaktorkühlkreislauf WWER-440/W-230

Das Druckraumsystem hat ein Volumen von ca. 14 000 m^2 und ist gegen einen Überdruck von 0,1 MPa ausgelegt. Zum Druckabbau, z. B. nach einem Kühlmittelverluststörfall, ist das Druckraumsystem mit einem Sprinkler-System verbunden. Dieses System ist mit dem primärseitigen Notkühlsystem funktionell eng vermascht.

Für Leckstörfälle, bei denen die Auslegungsgrenze des Druckraumsystems überschritten wird, besteht eine Druckabsicherung durch neun Überdruckklappen, die vor Erreichen des Auslegungsdruckes öffnen. Beim Auslegungsstörfall selbst, einem Leck äquivalent NW 32 und funktionierendem Sprinkler-System kommt es nicht zum Ansprechen der Überdruckklappen.

Die knappe Schilderung dieser Auslegungsmerkmale macht deutlich, daß die Anlagen der älteren Baulinie W-230 in ihrer sicherheitstechnischen Auslegung im Vergleich zu heutigen Sicherheitsanforderungen erhebliche Defizite aufweisen. So ist das Spektrum der zugrunde gelegten Auslegungsstörfälle sehr begrenzt. Ebenso besitzen diese Anlagen – im Vergleich zu heute gültigen Anforderungen – keinen ausreichenden Sicherheitseinschluß.

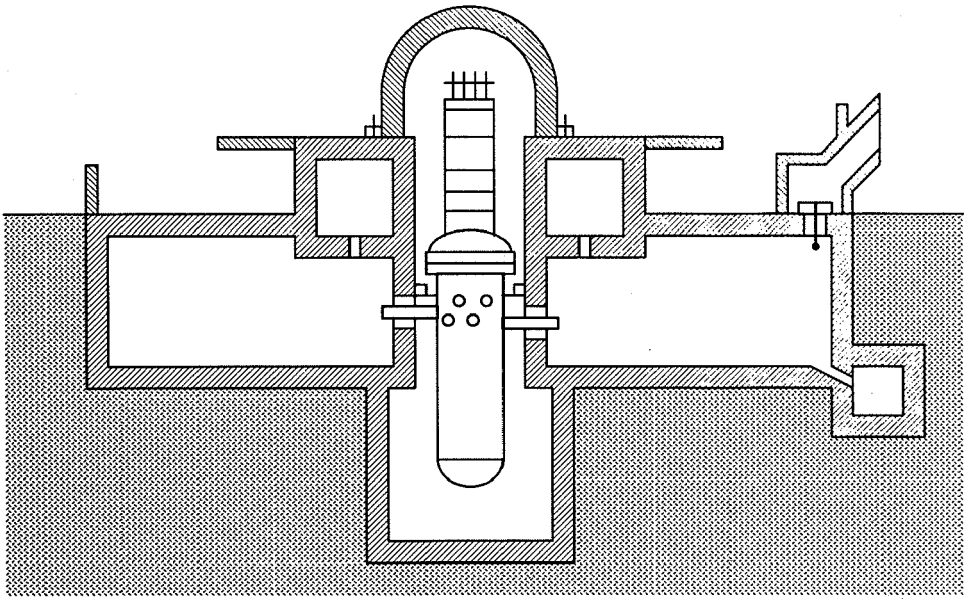


Bild 2: Druckraumsystem WWER-440/W-230

Andererseits verfügen diese Anlagen jedoch auch über Eigenschaften, die sicherheitstechnisch positiv zu werten sind. Zu nennen sind hier

- die verhältnismäßig geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns,
- die Absperrbarkeit der einzelnen Hauptumwälzschleifen des Primärkreislaufes, und
- der relativ große primärseitige und sekundärseitige Wasserinhalt.

Tabelle 1 zeigt hierzu für den WWER-440 im Vergleich mit anderen Baulinien, dem WWER-1000 und den Konvoi-Anlagen, einige charakteristische Nenndaten.

Die mittlere Leistungsdichte der WWER-440-Reaktoren liegt knapp 20% unter der der WWER-1000. Ausgesprochen günstig liegen die Verhältniszahlen Wasserinhalt zu Leistung. Insbesondere der große Speisewasserinhalt der liegenden Dampferzeuger stellt ein erhebliches Potential für Accident Management Maßnahmen dar. Mit diesem Wasser vorrat kann auch bei einem totalen Ausfall der elektrischen Energie versorgung die Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger über mehrere Stunden aufrechterhalten werden.

3. Untersuchungen zu den Blöcken 1-4

Erste Untersuchungsergebnisse wurden bereits im Februar dieses Jahres in einem ersten Zwischenbericht, [1], veröffentlicht. Der Bericht befaßte sich hauptsächlich mit der Beurteilung der druckführenden Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes. Ausführlicher zu behandeln war hier die aus der Neutronenbestrahlung verursachte Materialversprödung der Reaktordruckbehälter, insbesondere im Bereich der kernnahen Schweißnaht.

Tabelle 1: Ausgewählte Nenndaten für WWER- und Konvoi-Anlagen

		WWER 440	WWER 1000	Konvoi 1300
Reaktorkern [1]				
- Heizflächen-belastung	W/cm^2	44	57	57
- Leistungs-dichte	kW/dm^3	86	107	93
Wasserinhalt				
- primär	m^3/GW	156	99	99
- sekundär	m^3/GW	183	88	61

[1] mittlere Werte

Bild 3 zeigt den Reaktordruckbehälter. Er ist ein stehender, zylindrisch geschweißter Behälter mit gewölbtem Deckel und Boden. Der Zylinder besteht aus drei nahtlos geschmiedeten Ringen, die durch Rundnähte miteinander verbunden sind.

Der Druckbehälter ist aus einem niedrig legierten ferritischen Stahl gefertigt. Die Druckbehälter der Blöcke 1 und 2 sind unplattiert, die der Blöcke 3 und 4 sind zweilagig plattiert.

Für die Beurteilung des Einflusses der Neutronenbestrahlung auf das Werkstoffverhalten wird als Kriterium die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur herangezogen. Hier gab es Hinweise darauf, daß die Sprödbruchübergangstemperatur im Bereich der kernnahen Schweißnaht über der Betriebszeit schneller anstieg als ursprünglich prognostiziert. Diese Hinweise ergaben sich aus Prüfergebnissen an Einhängeproben in der Anlage Loviisa, Proben in Block 2 des Kernkraftwerkes Armenien, sowie in Blöcken der Anlagen Kola und Rovensk.

Die Ursache für diese Abweichung liegt nach heutigem Wissen in der zum Zeitpunkt der Druckbehälter-Herstellung nicht ausreichend spezifizierten Begrenzung und Überprüfung der Gehalte an Kupfer und Phosphor im Schweißgut. Erschwerend für die Beurteilung kam hinzu, daß für die Blöcke 1-4 der Anlage Greifswald keine den Betrieb begleitenden Einhängeproben eingesetzt werden konnten, mit denen der Anstieg der Sprödbruchübergangstemperatur über der Betriebszeit hätte verfolgt werden können. Der Einfluß von Verunreinigungen auf die Versprödung des Werkstoffes mußte daher an Hand eines empirischen und

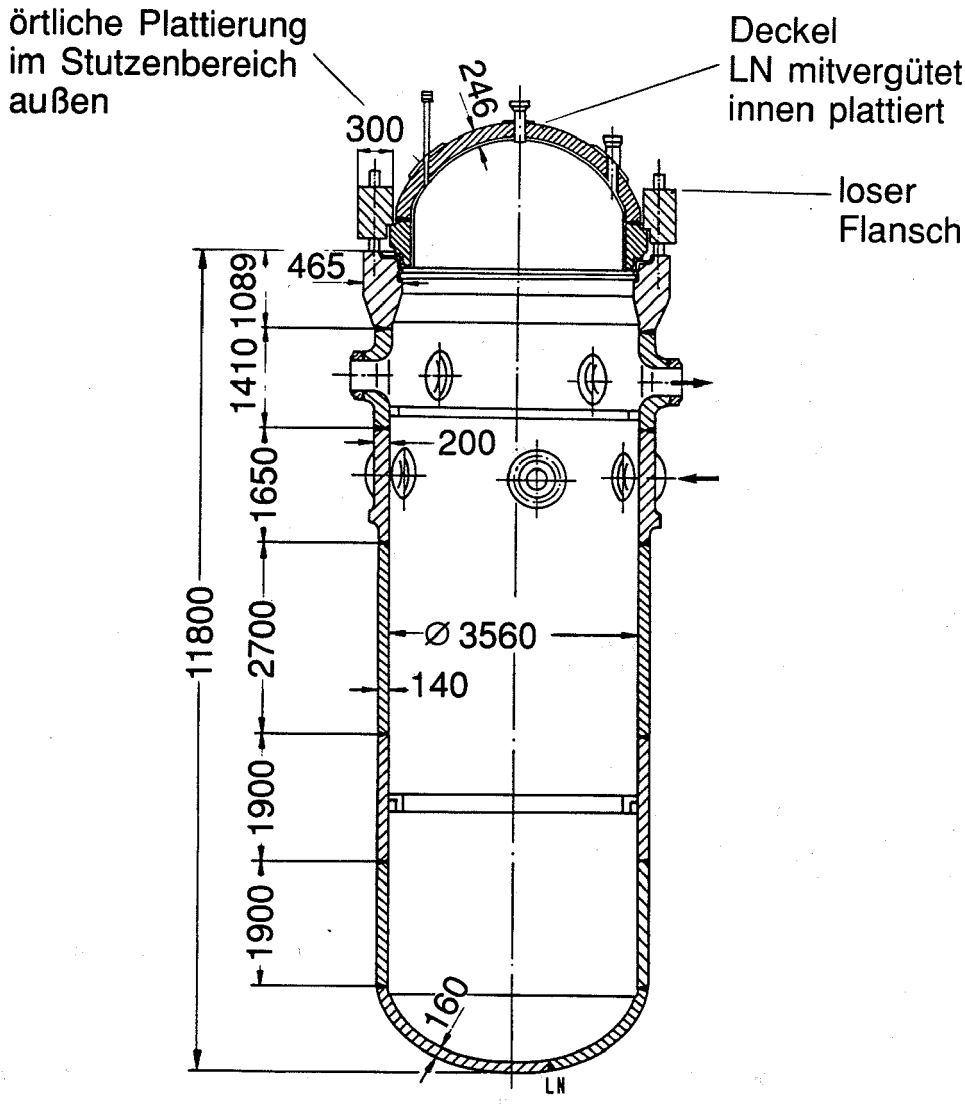
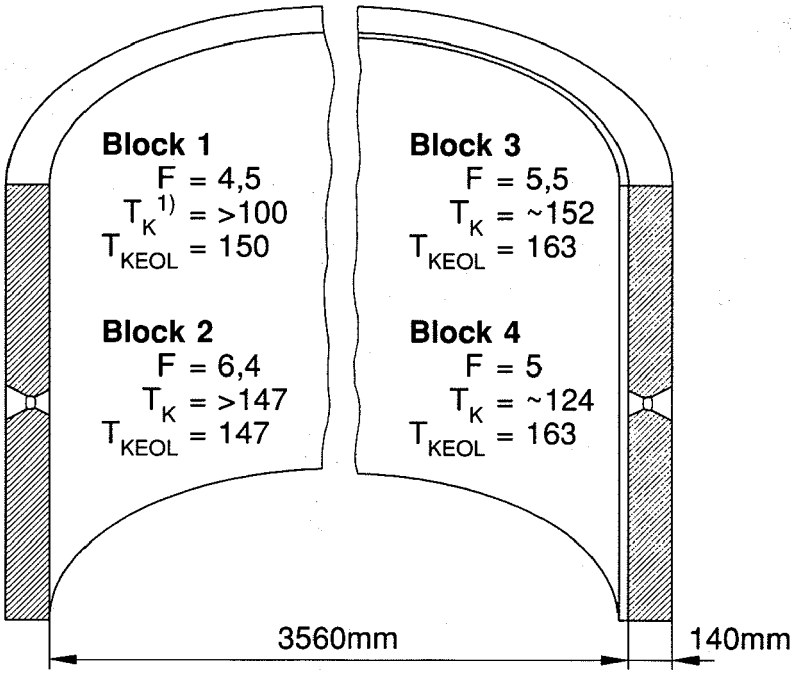


Bild 3: Reaktordruckbehälter WWER-440/W-230

in Normen der UdSSR festgelegten Ansatzes bestimmt werden, der aus einer großen Anzahl von Proben aus Forschungsreaktoren und Einhängeproben abgeleitet worden ist.

Bild 4 enthält die nach diesem Ansatz für die Blöcke 1-4 ermittelten Ergebnisse. Angegeben sind jeweils für die einzelnen Blöcke die im Bereich der kernnahen Schweißnaht bis Ende 1989 akkumulierten Neutronenfluenzen (für Neutronenenergien › 0,5 MeV, in Einheiten von 10^{19} cm^{-2}), sowie die hierzu ermittelten Werte der Sprödbruchübergangstemperatur T_K im Vergleich zu den maximal zulässigen End-of-Life Werten T_{KEOL}.



F in Einheiten von 10^{19} cm^{-2}
Neutronenenergie >0,5 MeV
T_K und T_{KEOL} in °C
1) T_K vor Wärmebehandlung ~186 °C

Bild 4: Temperaturverschiebungen an der kernnahen Schweißnaht der KKW Greifswald, Blöcke 1-4

Der kernnahe Bereich des Druckbehälters von Block 1 wurde 1988 einer Wärmebehandlung unterzogen. Untersuchungen an Werkstoffproben, die nach der Glühung entnommen wurden, haben ergeben, daß mit der Wärmebehandlung die Versprödung des Werkstoffes weitgehend wieder rückgängig gemacht worden ist, der Werkstoff während der Glühung also wieder weitgehend ausgeheilt werden konnte.

Für die Blöcke 2 und 3 wurden für die kernnahe Schweißnaht sehr hohe Werte der Sprödbruchübergangstemperatur im Bereich der maximal zulässigen Werte T_{KEOL} ermittelt. Für diese Blöcke wurde daher – auch aufgrund bestehender Unsicherheiten in den Werkstoffdaten – im ersten Zwischenbericht eine vorsorgliche Unterbrechung des Betriebes empfohlen. Inzwischen wurde auch für diese Blöcke eine Wärmebehandlung vorgenommen und der kernnahe Bereich der Druckbehälter ausgeglüht.

Zu den weiteren Untersuchungen wurde im Juni dieses Jahres ein zweiter Zwischenbericht,

[1], veröffentlicht. Dieser Bericht befaßt sich vor allem mit der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlagen und mit der Auswertung vorliegender Betriebserfahrungen.

Im Vergleich zu heutigen Sicherheitsanforderungen wurden hier in der systemtechnischen Auslegung in nahezu allen Bereichen Defizite festgestellt. Hier sind vor allem zu nennen

- Geringe Redundanz und weitreichende Vermaschungen in den Sicherheitssystemen, dies betrifft z. B. das Notkühlsystem, die sekundärseitige Noteinspeisung und die Diesel-Notstromversorgung,

- weitgehend fehlende räumliche Redundanz redundanter Sicherheitseinrichtungen, z. B. die räumlich getrennte Verlegung von Kabeln redundanter Systemstränge,

- das Fehlen wichtiger Anregekriterien im Reaktorschutzsystem, so sind z. B. im Vergleich zu westdeutschen Druckwasserreaktoren folgende Anregekriterien für eine Reaktorschnellabschaltung nicht vorhanden:
  DNB-Grenzwert
  Druck im Primärkreislauf „hoch"
  Druckhalter-Wasserstand „hoch"
  Dampferzeuger-Wasserstand „tief",

- Verletzlichkeit der Anlage gegen interne Überflutung, z. B. bei einem Leck im Nebenkühlwassersystem,

- unzureichende aktive und passive Brandschutzmaßnahmen. So kann z. B. ein Brand in Kabelverteilungen oder im Bereich von Schaltanlagen den vollständigen Ausfall der Warte verursachen.

Als Beispiel für die zwischen den Sicherheitssystemen bestehenden Vermaschungen soll die funktionelle Abhängigkeit zwischen dem Kern-Notkühlsystem, dem sogenannten Havarie-Boreinspeisesystem, und dem Sprinkler-System für den Druckabbau im Confinement kurz diskutiert werden. (Bild 5)

Das Havarie-Boreinspeisesystem ist das einzige System für die Notkühlung. Es besteht aus zwei mal drei Pumpen (i.g. 6x50%), die aus einem gemeinsamen Borwasserbehälter jeweils über eine Sammelleitung kaltseitig in den Reaktorkühlkreis einspeisen.

Eine direkte Nachkühlung über dieses System ist nicht möglich, da im Systemumlauf keine Kühler vorhanden sind. Bei einem Leckstörfall strömt das aus dem Leck austretende Kühlmittel aus dem Gebäudesumpf direkt wieder zurück in den Borwasserbehälter.

Um bei der Einspeisung von Notkühlwasser Thermoschocks zu vermeiden, wird der Borwasserbehälter mit den Notkühlpumpen auf eine Temperatur von 55 bis 59 °C vorgeheizt. Bei einem Leckstörfall würde der Borwasserbehälter über das aus dem Sumpf rückströmende Wasser weiter aufgeheizt. Hier ist über das Sprinkler-System eine Rückkühlung des Borwasserbehälters erforderlich, da die Notkühlpumpen, z. B. in den Blöcken 1 und 2, nur für eine Vorlauftemperatur von bis zu 75 °C ausgelegt sind. Für die sicherheitstechnisch einwandfreie Funktion der Notkühlpumpen besteht daher lediglich eine enge Temperaturspanne von knapp 20 °C. Eine Rückkühlung besteht hier nur im Sprinkler-System über die Zwischenkühler zum Nebenkühlwassersystem, dem sogenannten Technisch-Wasser-Sy-

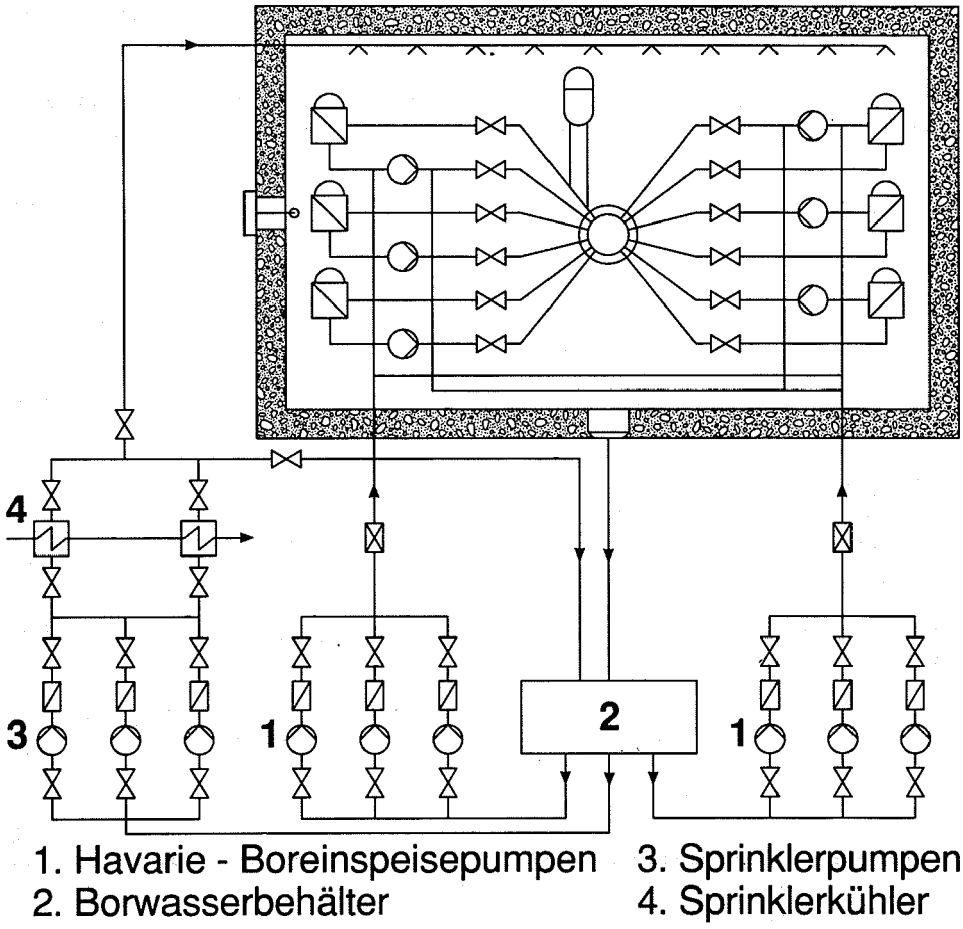


Bild 5: Grundschaltbild Havarie-Boreinspeisesystem KKW Greifswald, Blöcke 1-4

stem. Dieses System, jeweils eines für eine Doppelblockanlage, ist stark vermascht und führt Seewasser. Es dient zur Rückkühlung sowohl betrieblicher als auch sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten.

Generell lassen sich weitere Beispiele für solche Vermaschungen, auch für Abhängigkeiten zwischen betrieblichen und sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen, anführen.

Eine besondere Bedeutung kommt der Auswertung von Betriebserfahrungen zu. Im zweiten Zwischenbericht konnte natürlich noch keine vollständige Auswertung der Betriebserfahrungen vorgenommen werden. So wurden bislang lediglich ausgewählte Unterlagen über Betriebstransienten und sicherheitsrelevante Störungen aus den letzten zehn Jahren (1980-1990) ausgewertet.

Um für diese Auswertungen eine möglichst repräsentative Auswahl von Ereignissen zu erreichen, wurde zunächst eine Klassifizierung möglicher Ereignisgruppen vorgenommen.

Tabelle 2: Sicherheitsbeurteilung KKW Greifswald
Blöcke 1–4, WWER–440/W-230
Klassifizierung möglicher Ereignisse

Klassifizierung der Ereignisse

- ○ Ausfall eines bzw. beider Turbosätze
- ○ Ausfall der Speisewasserversorgung
- ○ Überspeisung von Dampferzeugern
- ○ Überspeisen des Druckhalters
- ○ Lecks im Primärsystem
- ○ Lecks im Sekundärsystem
- ○ Ausfall von Hauptumwälzpumpen
- ○ Einschränkung der Abschaltreaktivität
- ○ Entriegelung des Havarieschutzes
- ○ Ausfälle der Notstromversorgung
- ○ Ausfälle der sicheren Wechselstromversorgung 380V
- ○ Ausfälle der sicheren Gleichstromversorgung 220V

Tabelle 2 zeigt diese Klassifizierung. Zu diesen Ereignisgruppen wurden aus den Aufzeichnungen der Betriebserfahrungen im allgemeinen je zwei typische Ereignisse ausgewählt und nach folgenden Gesichtspunkten bewertet:

- Beschreibung des auslegungsgemäßen Ablaufes der aufgetretenen Störung,
- Einhaltung der Bedingungen des sicheren Betriebes,
- Überprüfung auf ausreichende Redundanz,
- Bewertung erforderlicher Handmaßnahmen,
- Beurteilung aufgetretener Folgefehler,
- Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage,

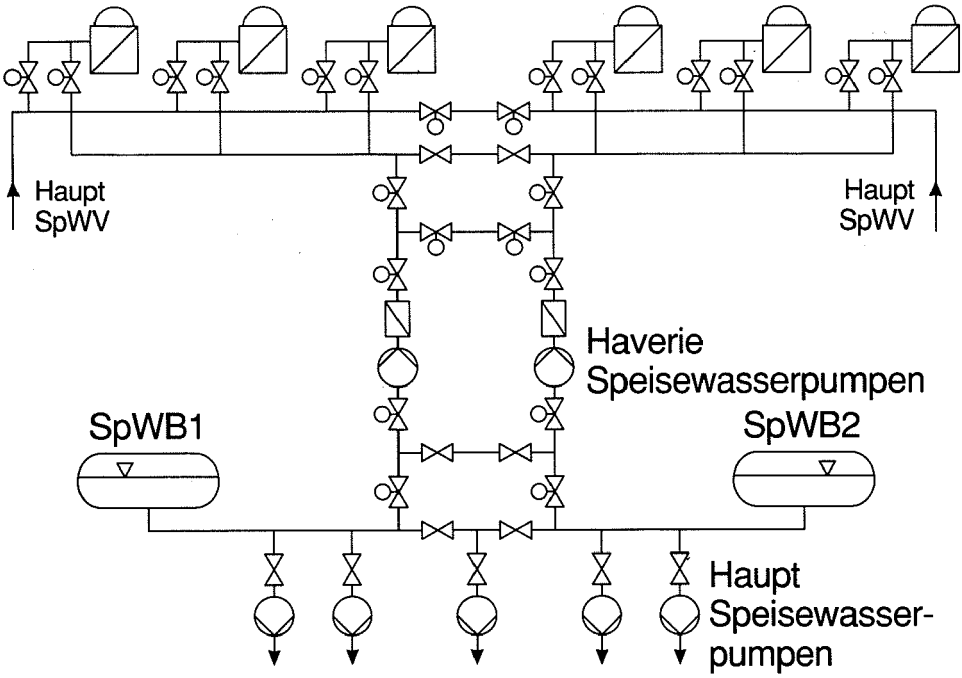


Bild 6: Prinzipschaltbild Speisewasserversorgung KKW Greifswald, Blöcke 1-4

- Anwendbarkeit der Betriebsvorschriften, und
- Einhaltung der Abschaltreaktivität.

Die ausgewählten Vorkommnisse, ihre Ursachen, sowie die daraus abgeleiteten und für erforderlich gehaltenen Ertüchtigungsmaßnahmen werden im Bericht im einzelnen diskutiert.

Bild 6 zeigt ein Prinzipschaltbild zur sekundärseitigen Speisewasser- und Notspeisewasserversorgung. Die Armaturen und Pumpen beider Systeme sind räumlich eng benachbart im Maschinenhaus aufgestellt. Je Block sind insgesamt fünf Hauptspeisewasserpumpen und zwei Havarie- bzw. Notspeisepumpen vorhanden. Sowohl saug- als auch druckseitig sind die Rohrleitungen dieser Systeme eng vermascht. So werden z. B. saugseitig beide Systeme über eine gemeinsame Sammelleitung aus zwei Speisewasserbehältern bespeist.

Im Beobachtungszeitraum kam es in 3 Fällen zu einem Ausfall der Speisewasserversorgung mit anschließender Zuschaltung der Havariespeisepumpen. Alle 3 Fälle traten bei einer beabsichtigten Freischaltung eines Speisewasserbehälters bei Leistungsbetrieb, bzw. Spannungsverlust auf. Diese Ereignisse sind deswegen sicherheitstechnisch von Bedeutung, weil bei Ausfall einer Speisewasserpumpe eine automatische Leistungsabsenkung, bzw. bei vollständigem Ausfall aller Pumpen eine Reaktorschnellabschaltung auslegungsgemäß nicht vorgesehen ist.

Ein in Block 1 aufgetretener Störfall kann dies näher erläutern. Zur Freischaltung eines Speisewasserbehälters wurden zwei in Reservevorwahl befindliche Speisewasserpumpen außer Betrieb genommen. Dabei wurde aufgrund eines Verdrahtungsfehlers auch der Trennschieber für eine weitere Speisewasserpumpe zugefahren. Dies führte – nach dem Ausfall der dritten Pumpe – zu einem Druck- und Temperaturanstieg im Reaktorkreislauf und schließlich zum Ansprechen des Aggregateschutzes für die zwei noch in Betrieb befindlichen Pumpen.

Die Generatoren wurden vom Netz getrennt, der Inselbetrieb der beiden Turbosätze wurde mit einer der beiden Havariespeisepumpen aufrecht erhalten. Die zweite Notspeisepumpe startete nicht, da ein Leistungsschalter defekt war. Eine zwischenzeitlich wieder in Betrieb genommene Speisewasserpumpe fiel nach etwa 20 Minuten bei Ansprechen des Grenzwertes „Füllstand im Speisewasserbehälter tief" wieder aus. Der erste Turbosatz schaltete automatisch ab. Kurze Zeit später wurde auch der zweite Turbosatz von der Blockwarte aus abgeschaltet und damit schließlich Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Aus diesem und ähnlichen Vorkommnissen, die in der Anlage aufgetreten sind, müssen z. B. folgende Ertüchtigungsmaßnahmen abgeleitet werden

- die automatische Leistungsabsenkung des Reaktors bei Ausfall von einzelnen Hauptspeisewasserpumpen,
- die automatische Reaktorschnellabschaltung bei vollständigem Ausfall der Speisewasserversorgung,
- die Optimierung der Speisewasserregelung,
- eine Querverbindung der Havariespeisesysteme aller vier Blöcke mit fernsteuerbaren und geschützten Armaturen.

Bei der Auswertung der Betriebserfahrungen wurden einige Fälle festgestellt, bei denen es im Reaktorkühlkreis zu einer Verringerung der Borkonzentration durch Einspeisen von Chemikalien kam. In einem weiteren Fall wurde zum Anfahren des Reaktors Deionat in den ersten Kreislauf bei eingefahrenen Abschaltkassetten eingespeist, so daß die Abschaltreaktivität nicht mehr gewährleistet war.

Damit wurde in jedem Fall gegen die „Bedingungen des sicheren Betriebes" verstoßen. In diesen Bedingungen ist allgemein festgelegt, daß die Borkonzentration jeglicher Zuspeisung größer sein muß als die im primären Kreislauf vorhandene.

Bei der näheren Untersuchung dieser Fälle stellte sich heraus, daß die speziellen Betriebsanweisungen für das Zuspeisen von Chemikalien unzureichend waren. Es ist dringend erforderlich, diese Betriebsanweisungen zu überarbeiten, zumal die Anlagen praktisch von Hand gefahren werden müssen. Das unborierte Zuspeisen ist sicherheitstechnisch nicht vertretbar, da eine kontinuierliche Messung der Borkonzentration im Primärkreislauf nicht vorhanden ist. Außerdem ist hier auch ein erhöhter Schulungsbedarf für das Schichtpersonal notwendig. So stellte sich z. B. heraus, daß Schichten, die vorher in den Blöcken 1 und 2 tätig waren, eine andere Blockfahrweise durchführten als Schichten, die von Anfang an in den Blöcken 3 und 4 arbeiteten.

Faßt man die bisher zu den Betriebserfahrungen vorgenommenen Auswertungen zusammen, so ist insgesamt festzustellen:

Die Häufigkeit sofort meldepflichtiger, sicherheitsrelevanter Ereignisse hat sich in den letzten fünf Jahren zwar verringert. Es hat sich jedoch auch gezeigt, daß die Betriebsvorschriften in der genaueren Beschreibung bestimmter Anweisungen und Handlungen nicht internationalen Ansprüchen entsprechen. Darüber hinaus wurden für den Zeitraum der letzten zehn Jahre bis in die jüngste Zeit mehrfach auch gravierende Verstöße gegen Betriebsvorschriften festgestellt. Beispiele hierfür sind

- ungenügende Kontrolle von Komponenten nach erfolgter Instandhaltung,
- unvollständige Prüfung der an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen durchgeführten Änderungen,
- Überbrücken von Anregungskriterien für das Reaktorschutzsystem während des Leistungsbetriebes zur Vermeidung von Schutzaktionen,
- nicht vollständige Funktionsfähigkeit der zur Überwachung der Anlage erforderlichen sicherheitstechnischen Instrumentierung während der Revision und des Anfahrbetriebes,
- Weiterbetrieb der Anlage bei voller Leistung mit einem Leck im Primärkreisreinigungssystem außerhalb des Druckraumsystems.

Desweiteren wurden Mängel in der systematischen Aufarbeitung der Betriebserfahrung und erhebliche Defizite bei der Umsetzung gewonnener Erkenntnisse in die Betriebspraxis festgestellt.

4. Schlußfolgerungen

Nachrüstmaßnahmen für die Blöcke 1-4

Die bei den Untersuchungen zu den Blöcken 1-4 festgestellten Defizite zeigen, daß Ertüchtigungsmaßnahmen in fast allen Bereichen notwendig sind. Das betrifft sowohl technische Änderungen und Nachrüstungen für die Systeme und Anlagen als auch Maßnahmen zur betrieblichen Organisation und Betriebsführung.

Als Ergebnis der Untersuchungen ist im zweiten Zwischenbericht eine umfangreiche Liste von Ertüchtigungsmaßnahmen zusammengestellt worden, [1]. Sie werden in drei Kategorien unterschieden:

Kategorie I

Diese Kategorie umfaßt die Maßnahmen, die unmittelbar notwenig sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau für einen kurzfristigen Weiterbetrieb (ca. 2 Jahre) zu erreichen.

Die Maßnahmen sind besonders dringlich. Sie sind aus beidem, den systemtechnischen Untersuchungen und den Auswertungen der Betriebserfahrung abgeleitet worden.

Sie betreffen Vorkommnisse in den Betriebserfahrungen, bzw. auslösende Ereignisse, die häufiger auftreten können, und die im weiteren derzeit nicht mit ausreichender Zuverlässigkeit durch die vorhandene Anlagentechnik und die vorgesehene Betriebsweise beherrscht werden. Die Maßnahmen sind unverzüglich durchzuführen.

Kategorie II

Diese Kategorie enthält Maßnahmen, die notwendig sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau für einen befristeten Weiterbetrieb der Anlagen zu erreichen.

Die Maßnahmen sind so rasch wie möglich, spätestens jedoch innerhalb von zwei Jahren nach Wiederaufnahme des Betriebes, durchzuführen.

Kategorie III

Diese Kategorie enthält Maßnahmen, die erforderlich sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau auch für einen längerfristigen Weiterbetrieb zu ermöglichen. Diese Kategorie umfaßt also Maßnahmen, die für erforderlich gehalten werden, um den Sicherheitsstatus der Anlagen dem internationalen Sicherheitsniveau anzugleichen.

Die Maßnahmen sind aus umfassenden Sicherheitsuntersuchungen abzuleiten. Dabei ist es auch notwendig das Spektrum der zu betrachtenden Auslegungsstörfälle zu erweitern und mit detaillierten Störfallanalysen neu festzulegen. Aus den bisherigen Untersuchungen sind zunächst vor allem kurzfristig erforderliche Maßnahmen, Maßnahmen der Kategorien I und II, abgeleitet worden. Dies zeigt deutlich die Übersicht in Tabelle 3. Die Tabelle gibt – aufgeschlüsselt nach verschiedenen Bereichen – eine Übersicht über die Gesamtzahl der für die einzelnen Kategorien abgeleiteten Maßnahmen.

Die Vorschläge zu den Kategorien I und II sind bereits weitgehend als technische Einzelmaßnahmen spezifiziert worden. Zur Kategorie III, den längerfristig notwendigen Maßnahmen, konnten mit den bisherigen Untersuchungen lediglich allgemeinere Vorschläge gemacht werden. Um diese Vorschläge näher zu spezifizieren und im weiteren auch zu vervollständigen, sind weitergehende Untersuchungen erforderlich.

Auffallend hoch ist in Kategorie I die Anzahl von Maßnahmen zu Leittechnik, Ergonomie und Betriebsführung. Das ist verständlich, weil Defizite z. B. in der Leittechnik, etwa bei der Störfallinstrumentierung oder bei der Ansteuerung und Sicherstellung automatischer Schutzaktionen, oft bereits mit geringfügigen Änderungen beseitigt werden können. Verbesserungen in den Betriebsvorschriften, z. B. eindeutige Anweisungen und Handlungshilfen für das Betriebspersonal, sind in jedem Fall kurzfristig erforderlich und möglich.

Tabelle 4 gibt eine Übersicht zu ausgewählten Ertüchtigungsmaßnahmen der Katagorie I. Eine Zusammenstellung aller technischen Maßnahmen, die aus den bisherigen Untersuchungen abgeleitet worden sind, ist im zweiten Zwischenbericht enthalten.

Ergebnisse und Schlußfolgerungen aus den Untersuchungen sind ausführlich mit sowjetischen Experten, Vertretern der für die Atomenergie zuständigen Behörden, Wissenschaftlern des Kurchatov-Institutes, sowie Fachleuten des Projektanten und Anlagenherstellers diskutiert worden. Von einigen Einzelfragen abgesehen, z. B. der Zuordnung einzelner Maßnahmen zu den verschiedenen Kategorien, stimmt die sowjetische Seite dabei weitgehend der technischen Beurteilung und den daraus abgeleiteten Schlußfolgerungen zu. Für die Realisierung der in Kategorie I aufgeführten Maßnahmen wird jedoch eine unverzügliche Abschaltung der Anlage nicht für unbedingt erforderlich gehalten. Von sowjetischer Seite wurden zum ersten und zum zweiten Zwischenbericht detaillierte Stellungnahmen erarbeitet, die beiden Berichten als Anlage beigefügt worden sind, [1].

Tabelle 3: Sicherheitsbeurteilung KKW Greifswald
Blöcke 1–4, WWER–440/W-230
Anzahl vogeschlagener Ertüchtigungsmaßnahmen für die Kategorien I, II und III

Bereich	Kategorie		
	I	II	III
Verfahrenstechnik	17	14	8
Elektrotechnik	7	2	2
Leittechnik	21	7	2
Ergonomie Administration	12	4	3
Gesamt	57	27	15

Aufgrund der Untersuchungsergebnisse, insbesondere der Ergebnisse des zweiten Zwischenberichtes, und einer hierzu Anfang Juni 1990 vom seinerzeit zuständigen Minister für Umwelt, Naturschutz, Energie und Reaktorsicherheit der DDR getroffenen Entscheidung wurden die Blöcke 2-4 des Kernkraftwerkes Greifswald außer Betrieb genommen. Block 1 befindet sich derzeit im Stretch-Out-Betrieb und wird voraussichtlich Mitte Dezember 1990 ebenfalls außer Betrieb genommen.

Mit den Untersuchungen sollte geprüft werden, wieweit für die Blöcke 1-4, die Reaktoren der älteren Baulinie WWER-440/W-230, Nachrüstmaßnahmen erforderlich sind um einen Weiterbetrieb dieser Anlagen auf einem ausreichenden Sicherheitsniveau zu ermöglichen. Es war nicht darüber zu entscheiden, ob die Blöcke endgültig stillzulegen sind oder nicht. Die Untersuchungen machen jedoch deutlich, daß ein Weiterbetrieb dieser Anlagen ohne erhebliche sicherheitstechnische Verbesserungen nicht vertreten werden kann.

5. Untersuchung zu den Blöcken 5–8

Am Standort Greifswald sind vier weitere Reaktoren der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213 in der Errichtung, bzw. Block 5 in der Inbetriebnahme.

Die Genehmigung für die Inbetriebnahme von Block 5 wurde im Dezember 1988 erteilt. Im November des vergangenen Jahres kam es jedoch zu einem außergewöhnlichen Ereignis, das eine Unterbrechung der nuklearen Inbetriebnahme erforderlich machte. Eine erneute Freigabe der nuklearen Inbetriebnahme ist bisher noch nicht erfolgt. Derzeit gibt es noch

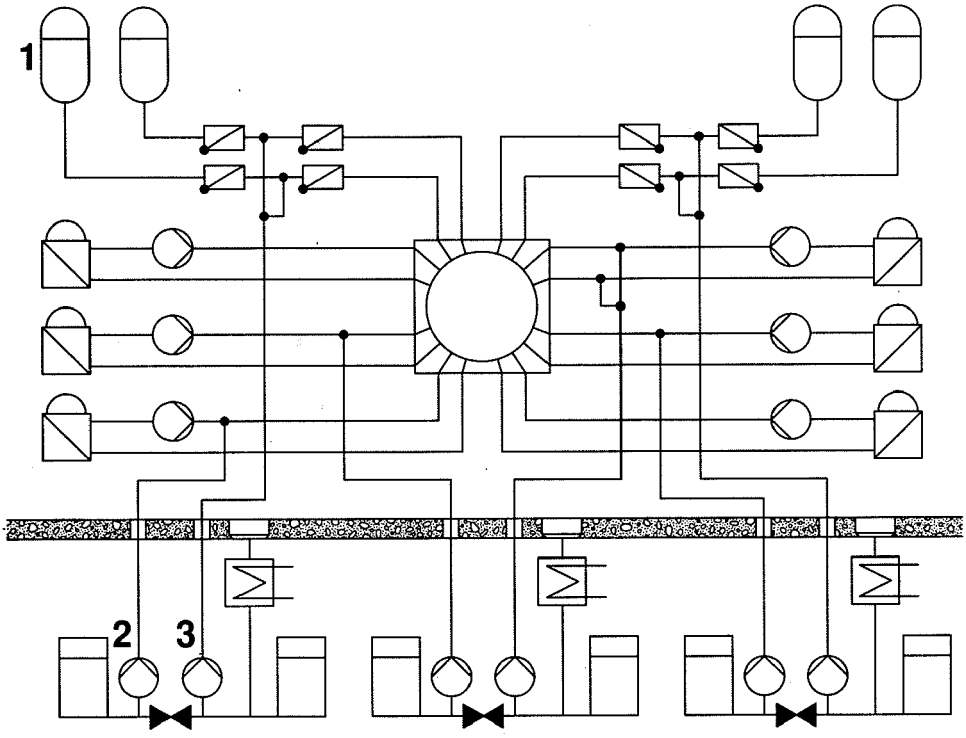
Tabelle 4: Sicherheitsbeurteilung KKW Greifswald
Blöcke 1–4, WWER–440/W-230
Ertüchtigungsmaßnahmen (Beispiele) für die Kategorie I

- ○ Verbesserung der räumlichen Trennung
- ○ Ertüchtigung der Notkühlung
- ○ Ertüchtigung der DE-Bespeisung
- ○ Unabhängige Kühlung der Notstromdiesel
- ○ Strikte Strangtrennung der 220-V-Gleichstromversorgung
- ○ Zusätzliche RESA-Anregekriterien
- ○ Störfallinstrumentierung
- ○ Leckdetektion und Leckortung
- ○ Überarbeitung der Störfall-BV
- ○ Vorplanung von AM-Maßnahmen

Reihe offener Probleme, zu denen Unterlagen des Genehmigungsinhabers vorgelegt werden müssen und gutachterliche Stellungnahmen noch ausstehen. So traten im Verlauf der in 1990 vorgenommenen Funktionsprüfungen wiederholt Mängel an 6kV-Leistungsschaltern und an den Reversiblen-Motor-Generatoren (RMG) in der unterbrechungslosen Notstromversorgung auf. Desweiteren sind z. B. in der Leittechnik während der Bauzeit bis hin zur Inbetriebnahme eine Reihe von Änderungen vorgenommen worden, deren Dokumentation noch nicht vollständig geklärt ist.

Eine Dauerbetriebsgenehmigung für Block 5 muß vollständig nach § 7 des Atomgesetzes beantragt werden. Die Erteilung dieser Genehmigung kann nur auf der Grundlage einer umfassenden Sicherheitsbeurteilung erfolgen. Ebenso wie zu den Blöcken 1-4 ist dabei zu prüfen, wieweit vor Erteilung dieser Genehmigung Nachrüstmaßnahmen erforderlich sind, um den sicheren Betrieb der Anlage zu gewährleisten.

In den hierzu notwendigen Untersuchungen sind zunächst die grundlegenden Auslegungsmerkmale des Reaktors WWER-440/W-213, seine Konzeption und sicherheitstechnische Auslegung zu beurteilen. Die Ergebnisse zu diesem Teil der Untersuchungen können daher weitgehend auch zur Beurteilung der noch in Bau befindlichen Blöcke 6-8 herangezogen werden.



1. Druckspeicher
2. HD-Notkühlpumpe
3. ND-Notkühlpumpe

Bild 7: Not- und Nachkühlsysteme, WWER-440/W-213

Im Vergleich zu den älteren Anlagen, den Blöcken 1-4, sind die Reaktoren der jüngeren Baulinie mit erheblich verbesserten Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet. So verfügen die Sicherheitssysteme dieser Reaktoren über wesentlich höhere Kapazitäten und sind im allgemeinen als 3 x 100%-Systeme ausgelegt.

Bild 7 zeigt hierzu als Beispiel das Grundschaltbild für das Not- und Nachkühlsystem des WWER-440/W-213. Als passives Kernflutsystem stehen vier Druckspeicher mit je 40 m^3 Wasserinhalt zur Verfügung. Die Druckspeicher speisen direkt in den Reaktordruckbehälter. Als aktive Flutsysteme sind eine Hochdruck-Einspeisung und eine Niederdruck-Einspeisung vorhanden. Beide Systeme sind voneinander getrennt und werden aus jeweils eigenen Borwasserbehältern bespeist. Hier ist im Niederdruck-System nach Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb auch eine langfristige Wärmeabfuhr über Zwischenkühler zum Nebenkühlwassersystem möglich. Die Systeme sind 3-strängig und weitgehend entmascht. Damit ist die Auslegung des Not- und Nachkühlsystems in diesen Reaktoren durchaus vergleichbar mit der Auslegung in Druckwasserreaktoren westlicher Bauart. Der Systemaufbau erfüllt weitgehend die Anforderungen, wie sie in den Sicherheitskriterien und nachgeordneten technischen Leitlinien an die Systeme zur Kernnot- und Nachkühlung gestellt werden.

Das Not- und Nachkühlsystem des W-213 verfügt über Systemfunktionen, mit denen das gesamte Spektrum von Leckstörfällen beherrscht werden kann. Insbesondere ist das System – anders als bei den älteren Anlagen - auch gegen den doppelendigen Abriß einer Hauptkühlmittelleitung ausgelegt.

Desweiteren besitzen die neueren Anlagen W-213 einen vollständigen Sicherheitseinschluß mit mehrfachem Isolationsabschluß und einer relativ geringen Leckage. Zur Begrenzung des Druckaufbaus bei einem Kühlmittelverluststörfall ist eine Naßkondensationsanlage vorhanden. Auch diese Anlage ist gegen den doppelendigen Abriß einer Hauptkühlmittelleitung ausgelegt. Die Untersuchungen für diese Reaktoren sind Mitte d.J. begonnen worden. Sie werden im wesentlichen in zwei Schritte gegliedert:

- In einem ersten Schritt wird eine ingenieurtechnische Beurteilung des Anlagenkonzepts und der sicherheitstechnischen Auslegung vorgenommen. Dabei ist vor allem zu prüfen, wieweit die in den Sicherheitskriterien und nachgeordneten Leitlinien formulierten sicherheitstechnischen Anforderungen eingehalten, bzw. erfüllt werden können. Mit diesem Nachweis würde eine Stellungnahme zur grundsätzlichen Genehmigungsfähigkeit des Anlagenkonzeptes erreicht.

- Vor Erteilung einer Dauerbetriebsgenehmigung ist in einem weiteren Schritt eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, für die auch probabilistische Methoden verwendet werden. Dabei ist zu wichtigen auslösenden Ereignissen, bzw. daraus möglichen Ereignisabläufen, die Eintrittshäufigkeit für einen nicht beherrschten Anlagenzustand zu ermitteln. Ziel dieser Analyse ist es, auch quantitativ eine ausreichende Systemzuverlässigkeit und Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung nachzuweisen. Aussagen zum ersten Schritt der Untersuchungen, der ingenieurtechnischen Beurteilung, werden Anfang 1991 erwartet.

Schrifttum

[1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald, Block 1-4. Eine Dokumentation der bisherigen Untersuchungen, GRS-77, Juni 1990.

Aktuelle Ergebnisse zu probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Frankreich und in den USA

W. Werner [1])

Kurzfassung

Probabilistische Sicherheitsanalysen haben sich in den letzten Jahren zu einem wertvollen Instrumentarium für die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken entwickelt. Sie werden in den meisten Ländern mit bedeutsamen Kernenergieprogrammen durchgeführt. Die GRS hat nun ihre im vergangenen Jahr abgeschlossene Studie für die Anlage Biblis B zwei neuen Studien aus Frankreich und den USA vergleichend gegenübergestellt.

Alle Studien hatten direkte, positive Auswirkungen auf die Sicherheit der untersuchten Anlagen. Der Vergleich der Studien zeigt allerdings, daß sie nicht auf ähnliche Anlagen ohne weiteres übertragen werden können, geschweige denn auf andere Reaktortypen. Soweit für die Anlagen bereits früher probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt wurden, ist ein deutlicher Trend zur Erhöhung der Sicherheit feststellbar. Er ist zum größten Teil auf Verbesserungen der Anlagentechnik seit den früheren Analysen zurückzuführen, zum Teil aber auch auf die Weiterentwicklung der Analysemethoden, wodurch früher verwendete pessimistische Annahmen abgebaut und durch realistischere ersetzt werden konnten.

Alle probabilistischen Sicherheitsanalysen erweisen sich aufgrund ihres systematischen Vorgehens als ein effektives Mittel zur Erhöhung der Sicherheit von Kernkraftwerken.

Abstract

In recent years, probabilistic safety analyses have become a valuable tool for the safety assessment of nuclear power plants. They are conducted in most countries with major nuclear energy programs. GRS has now compared the study it completed last year on the Biblis B plant with two new studies from France and the USA.

All of the studies had a direct, positive impact on the safety of the plants investigated. However, the comparison of the studies reveals that they cannot be automatically applied to similar plants, not to mention other reactor types. A clear trend towards an improvement in safety was noticeable where earlier probabilistic analyses had already been carried out on the plants. This is largely due to improvements in plant engineering since the earlier analyses, but also partly to the result of developments in the methods of analysis, with earlier pessimistic assumptions being abandoned and replaced by more realistic ones.

Thanks to their systematic approach, all probabilistic safety analyses are proving an effective means of improving the safety of nuclear power plants.

[1]) Dr. Wolfgang Werner, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

1. Einleitung

In den Jahren 1989 und 1990 wurden in der Bundesrepublik Deutschland, in den USA und in Frankreich drei wichtige probabilistische Studien zur Sicherheit von Kernkraftwerken fertiggestellt:

- Im Juni 1989 wurde die unter Leitung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) erstellte Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS-B) /1/ veröffentlicht. Gegenstand der Untersuchungen dieser Studie ist das Kernkraftwerk Biblis B, das mit einem 1300 MWe Druckwasserreaktor mit 4 Hauptkühlmittelschleifen des Herstellers Siemens-KWU in einem großen, trockenen Sicherheitsbehälter ausgestattet ist.

- Ebenfalls im Juni 1989 wurde der zweite Entwurf der unter Leitung der Nuclear Regulatory Commission der USA (USNRC) erstellten Studie NUREG-1150 „Severe Accident Risks. An Assessment for Fire US Nuclear Power Plants" /2-16/ veröffentlicht. Gegenstand der Untersuchungen dieser Studie sind 5 Kernkraftwerke verschiedener Bauarten und Hersteller in den USA:

  Surry Power Station Block 1, ein 788 MWe 3-Loop Druckwasserreaktor des Herstellers Westinghouse mit subatmosphärischem Sicherheitsbehälter. Der Standort ist in der Nähe von Williamsburg, Va. Neben anlageninternen auslösenden Ereignissen wurden auch solche betrachtet, die sich aus Brand und Erdbeben ergeben.

  Zion Nuclear Plant, Block 1, ein 1100 MWe 4-Loop Druckwasserreaktor des Herstellers Westinghouse mit großem trockenen Sicherheitsbehälter. Der Standort ist in der Nähe von Chicago, Ill.

  Sequoyah Nuclear Power Plant, Block 1, ein 1148 MWe 4-Loop Druckwasserreaktor des Herstellers Westinghouse mit Eiskondensator-Sicherheitsbehälter. Der Standort ist in der Nähe von Chattanooga, Tn.

  Peach Bottom Atomic Power Station, Block 2, ein 1150 MWe Siedewasserreaktor (BWR-4) des Herstellers General Electric mit einem Mark I Sicherheitsbehälter. Der Standort ist in der Nähe von Lancaster, Pa.

  Grand Gulf Nuclear Station, Block 1, ein 1250 MWe Siedewasserreaktor des Herstellers General Electric mit einem Mark III Sicherheitsbehälter. Der Standort ist in der Nähe von Vicksburg , Mi.

- Im April 1990 wurde die unter Leitung des Institut de Protection et de Sûreté, Nucléaire (IPSN) erstellte Studie Etude Probabiliste de Sûreté, des Reacteurs à l'Eau sous Pression du Palier 900 MWe /17/ veröffentlicht. Gegenstand der Studie ist ein standardisierter Druckwasserreaktor des Typs CP2 des Herstellers Framatome mit 900 MWe mit 3 Hauptkühlmittelschleifen in einem großen trockenen Sicherheitsbehälter.

  Der vorliegende Bericht befaßt sich mit aktuellen Ergebnissen der drei genannten Studien, unter Beschränkung auf Druckwasserreaktoren (DWR). Aus Aufwandsgründen werden von den drei in NUREG-1150 untersuchten Anlagen mit Druckwasserreaktor nur Surry und Sequoyah in den vorliegenden Bericht mit einbezogen.

Beim Untersuchungsumfang von probabilistischen Risikostudien unterscheidet man drei Bereiche:

Bereich 1:
Analyse der Betriebs- und Sicherheitssysteme der Anlage. Diese besteht im wesentlichen aus einer Zuverlässigkeitsanalyse der genannten Systeme mit dem Ziel der Ermittlung von Störfall- und Unfallabläufen, die potentiell zu Schädigungen des Reaktorkerns führen können. Dabei werden auch die wesentlichen Ursachen solcher Abläufe und ihre erwarteten Eintrittshäufigkeiten ermittelt.

Bereich 2:
Zusätzlich zu den Untersuchungen des Bereichs 1 wird die Belastung des Sicherheitsbehälters analysiert. Diese ergibt sich aus anlagentechnischen Untersuchungen. Ergebnisse sind Art und Zeitpunkt des Versagens des Sicherheitsbehälters, Charakteristiken der dabei auftretenden Freisetzungen radioaktiver Substanzen, sowie die erwarteten Häufigkeiten solcher Ereignisse.

Bereich 3:
Zusätzlich zu den Untersuchungen des Bereichs 2 werden die Unfallfolgen außerhalb der Anlage ermittelt. Dadurch wird eine umfassende Beurteilung des Risikos einer Anlage ermöglicht.

Weiterhin wird bei den Ereignissen, die als Auslöser für mögliche Unfallabläufe angesehen werden, danach unterschieden, ob sie in der Anlage selbst (anlageninterne auslösende Ereignisse) entstehen oder ob sie von außen auf die Anlage einwirken (externe auslösende Ereignisse). Schließlich wird unterschieden, ob auslösende Ereignisse im Leistungsbetrieb der Anlage, bei Anfahr- und Abfahrvorgängen, oder im abgeschalteten Zustand auftreten.

Im Sinne der geschilderten Unterscheidungen gilt für die in den vorliegenden Bericht einbezogenen Studien:

NUREG-1150:
- Bereich 3 – Leistungsbetrieb
- Anlageninterne auslösende Ereignisse; bei der Anlage Surry auch anlagenexterne auslösende Ereignisse
- Berücksichtigter Anlagenzustand

IPSN:
- Bereich 1
- Leistungsbetrieb,
- Zustände beim An- und Abfahren der Anlage,
- abgeschalteter Zustand
- Anlageninterne auslösende Ereignisse
- Berücksichtigter Anlagenzustand Januar 1990

DRS-B:

- Bereich 2
- Leistungsbetrieb
- Anlageninterne und anlagenexterne auslösende Ereignisse
- Berücksichtigter Anlagenzustand: August 1988

Die Auswertungen in diesem Bericht beziehen sich bei allen Studien nur auf anlagenintern ausgelöste Ereignisse. Aus Aufwandsgründen mußten die Auswertungen bei den ausländischen Anlagen auf die Hauptbeiträge zum Risiko beschränkt werden. Deswegen dürfen an die Zahlen zu diesen Anlagen keine zu hohen Genauigkeitsanforderungen gestellt werden. Eine detaillierte und genaue Auswertung und das daraus resultierende Verständnis aller Facetten der Studien wird noch einen hohen Bearbeitungsaufwand erfordern.

Im Text und in den Tabellen wird eine Reihe von Abkürzungen verwendet. Deren Bedeutung ist der Liste am Ende dieses Beitrags zu entnehmen.

2. Methoden und Daten

2.1 Ermittlung der auslösenden Ereignisse und Quantifizierung ihrer Eintrittshäufigkeit

In diesem Schritt werden potentiell wichtige Auslöser von Störfällen identifiziert und ihre erwarteten Eintrittshäufigkeiten quantifiziert. Generell werden auslösende Ereignisse als potentiell wichtig angesehen, wenn Sicherheitssysteme angefordert werden, die benötigt werden um die Anlage unterkritisch zu machen oder zu halten, und um die Wärmeabfuhr sicherzustellen.

Die Identifizierung der in den Untersuchungen berücksichtigten auslösenden Ereignisse stützt sich auf die Ergebnisse früherer probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) und auf Anlagedaten. Das beinhaltet auch die kritische Durchsicht ungewöhnlicher oder besonderer Vorkommnisse, die in einer bestimmten Anlage von Bedeutung sein können.

In allen drei Studien werden Vorgänge während der normalen Leistungserzeugung betrachtet. In der IPSN-Studie werden zusätzlich auslösende Ereignisse im abgeschalteten Zustand und während des Anfahrens und Abfahrens untersucht.

Die Identifizierung der Systemfunktionen, die zur Verhinderung von Kernschäden benötigt werden, der „frontline" Systeme, welche diese Funktionen ausführen, und der Hilfssysteme, die zum Betrieb der 'frontline" Systeme benötigt werden, stützt sich auf die Anlagenbeschreibung und auf die Betriebserfahrung.

Das Ergebnis dieses Schritts sind Gruppen von auslösenden Ereignissen und ihrer Eintrittshäufigkeiten. Die Zusammenfassung zu Gruppen erfolgt entsprechend der Ähnlichkeit der Systemreaktionen. Durch die Gruppen auslösender Ereignisse ist die Anzahl und Art der Ereignisablaufdiagramme festgelegt, die in den folgenden Schritten der Analyse konstruiert werden. Tabelle 1 zeigt die für die einzelnen Anlagen berücksichtigten Gruppen von auslösenden Ereignissen zusammen mit den ermittelten Eintrittshäufigkeiten.

Tabelle 1:
In den Studien berücksichtigte auslösende Ereignisse und deren erwartete Eintrittshäufigkeit

Auslösendes Ereignis	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Großes Leck HKL	5.0 E-4	5.0 E-4	1.1 E-4	4.0 E-6	< E-7
Mittleres Leck HKL	1.0 E-3	1.0 E-3	3.0 E-4	1.2 E-5	< E-7
Kleines Leck HKL	1.0 E-3	1.0 E-3	2.0 E-3	8.8 E-5	3.0 E-3
Sehr kl. Leck HKL	1.3 E-2	1.3 E-3	3.0 E-1	-	-
Lecks DH Ventile					
bei Transienten	1)	1)	5.0 E-5	2.4 E-4	1.8 E-4
über offene SI Ventile	-	-	-	2.4 E-4	8.5 E-4
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	E-2	E-2	6.0 E-3	3.0 E-6	6.5 E-3
2 Rohr	-	-	5.0 E-4	2.5 E-6	1.0 E-5
V-Sequenz	1.6 E-6	6.5 E-7	1.0 E-8	1.0 E-7	< E-7
Notstromfall	7.7 E-2	5.0 E-2	0.26	0.04	0.13
Ausfall DE-Bespeisung	0.94	-	-	1.95	0.45
Ausfall Hauptwärmesenke	7.3	6.3	8.7 E-2	-	0.36
Ausfall des Wasserentnahme-Bauwerks			2 E-2	9 E-5	
Primärseit. Transienten	-	-	0.5	8.0 E-2	-
FD- in SB, groß + mittl.	-	-	1.0 E-4	ε	1.8 E-4
Leit- klein	-	-	1.0 E-3	ε	-
Bruch auß. SB, groß + mittl.	-	-	1.0 E-3	ε	6.0 E-4
klein	-	-	6.0 E-3	ε	-
Speisewasserleitungsbruch	-	-	E-3	ε	-
ATWS	-	-	3.0 E-5	-	3.7 E-5
Brand (Ausfall der gesicherten DC-Versorgung)					4.0 E-6
Überflutung RR					4.9 E-6

1) bei kleines Leck HKL mitenthalten

2.2 Ermittlung der Ereignisablaufdiagramme

Ausgehend von den Gruppen auslösender Ereignisse werden die Ereignisablaufdiagramme konstruiert, welche den Ereignisabläufen zugeordnet sind, die zum „unerwünschten Ereignis" führen /18/.

Die Bedeutung von „unerwünschtes Ereignis" ist unterschiedlich in den Studien:

- In DRS-B ist „unerwünschtes Ereignis" definiert durch den Ausfall bestimmter Funktionen der Sicherheitssysteme, die zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses benötigt werden. Dadurch kommt es zu ungenügender Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern. Ein solcher Zustand wird dort als Schadenszustand bezeichnet. Werden keine geeigneten Maßnahmen (dort als anlageninterne Notfallmaßnahmen bezeichnet) ergriffen, so kommt es zum Kernschaden.

  Die Schadenszustände werden nach einer Reihe von Kriterien weiter differenziert, wie Druck im Reaktorkühlkreis, Versagen von primär- und/oder sekundärseitigen Systemen, für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verfügung stehende Zeiten. Endpunkte der Ereignisabläufe, bzw. top events für die Fehlerbäume sind die einzelnen Schadenszustände (unerwünschte Ereignisse).

  Durch anlageninterne Notfallmaßnahmen kann die Anlage aus einem Schadenszustand wieder in einen sicheren Zustand gebracht werden. Mißlingen alle bei einem Schadenszustand möglichen anlageninternen Notfallmaßnahmen, so kommt es zum Kernschaden. Die Maßnahmen wurden in der Studie vorläufig bewertet, da die Prozeduren bei Fertig-

stellung der Studie noch nicht im einzelnen festgelegt waren. Aus der Bewertung der Maßnahmen ergeben sich die Übergangswahrscheinlichkeiten von den Schadenszuständen zu Kernschadensfällen, bei denen nach dem Druck im Reaktorkühlkreis und dem Sicherheitsbehälterzustand differenziert wird.

In der Studie werden explizit angegeben:

die erwarteten Eintrittshäufigkeiten der einzelnen Schadenszustände

die Beiträge der Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen zu einzelnen Schadenszuständen und die Summe der erwarteten Eintrittshäufigkeiten aller Schadenszustände

die Beiträge von Gruppen auslösender Ereignisse zur Summe der erwarteten Eintrittshäufigkeit aller Schadenszustände

die Matrix der Übergangswahrscheinlichkeiten von Schadenszuständen zu Kernschadensfällen

die erwarteten Eintrittshäufigkeiten der einzelnen Kernschadensfälle.

- In NUREG-1150 und in der IPSN-Studie ist das „unerwünschte Ereignis" ein Kernschaden. In die Ereignisablaufbäume und die Fehlerbäume sind Maßnahmen direkt einbezogen, die im Prinzip den anlageninternen Notfallmaßnahmen in DRS-B entsprechen. Sie werden in NUREG-1150 als „recovery actions" und in der IPSN-Studie als H-Prozeduren und U-Prozeduren bezeichnet. Sie sind mit den anlageninternen Notfallmaßnahmen in DRS-B nicht immer direkt vergleichbar. Zum Beispiel setzen in NUREG-1150 bei der Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrlecks die recovery actions bereits bei einem Zustand an, der im Unfallablauf vor dem entsprechenden Schadenszustand in DRS-B liegt, also noch im Bereich der Beherrschung von Auslegungsstörfällen. Auch die H-Prozeduren in französischen Anlagen werden teilweise bereits zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen eingesetzt. Die anlageninternen Notfallmaßnahmen in Biblis-B werden dagegen ausschließlich im auslegungsüberschreitenden Bereich angewandt.

  In NUREG-1150 und in der IPSN-Studie wird die Summe der erwarteten Häufigkeiten von Kernschäden sowie deren Aufteilung auf Gruppen auslösender Ereignisse angegeben. Die Bewertung der recovery actions und die erwarteten Häufigkeiten von Schadenszuständen können in NUREG-1150 – allerdings sehr mühsam – aus der Quantifizierung der im Detail wiedergegebenen Ereignisablaufbäume entnommen werden. Auch der Beitrag von Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen zur Häufigkeit von Schadenszuständen und Kernschäden kann daraus gewonnen werden. In der IPSN-Studie werden zum Teil für einzelne auslösende Ereignisse, und zum Teil für Ereignisgruppen Angaben gemacht zum Reduktionsfaktor zwischen Kernschadenshäufigkeiten ohne bzw. mit Berücksichtigung von H- und U-Prozeduren. Daraus läßt sich auf die erwartete Häufigkeit von Schadenszuständen, die durch die untersuchten auslösenden Ereignisse verursacht werden, zurückrechnen. Aus den Angaben zu den Beiträgen der Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen zu den erwarteten Häufigkeiten der von den auslösenden Ereignissen verursachten Kernschädigungen lassen sich mit Hilfe der oben genannten Reduktionsfaktoren die Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systeme zur Häufigkeit der Schadenszustände ermitteln.

Die Struktur der Ereignisablaufdiagramme gibt die Abhängigkeit zwischen den Systemen wieder und sie berücksichtigt auch phänomenologische Aspekte, welche darüber entscheiden, ob die Abläufe zum „unerwünschten Ereignis" führen oder nicht. Dabei sind auch mögliche Effekte eingeschlossen, die sich aus dem Versagen von Containmentfunktionen und -systemen ergeben.

Das Ergebnis dieses Teilschritts sind Modelle aller Unfallsequenzen, die in dem nachfolgenden Schritt quantifiziert werden.

2.3 Systemanalyse

Um die Eintrittshäufigkeiten der einzelnen Ereignisabläufe zu schätzen, werden die Erfolgs- bzw. Fehlerwahrscheinlichkeiten, unter der Bedingung des entsprechenden Ablaufs, für alle benötigten Sicherheitsfunktionen quantifiziert. Die wichtigen Beiträge zum Versagen eines Systems werden mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse /18/ ermittelt. Für jeden Unfallablauf, der an dem Endpunkt „unerwünschtes Ereignis" endet, werden die Fehlerbäume, welche zu den entlang des Pfades versagenden einzelnen Systemfunktionen gehören, zu einem großen Fehlerbaum zusammengefaßt. Abhängige Fehler, die aus Systemabhängigkeiten entstehen und common cause-Fehler (Fehler aus gemeinsamer Ursache) werden direkt im Fehlerbaum modelliert, ebenso wie Handlungen der Bedienungsmannschaft, die bei Test- und Wartungsarbeiten und bei Handeingriffen des Personals bei Unfallabläufen auftreten können. Der Detaillierungsgrad, mit dem Fehlerbäume entwickelt werden, hängt von der Wichtigkeit des Systems ab und von der Datenbasis, die für die Quantifizierung der Komponentenfehlerwahrscheinlichkeiten zur Verfügung steht. Die zusammengehörigen Aufgaben „Ermitteln der Unfallablaufdiagramme" und „Systemanalyse" werden zusammengefaßt mit Hilfe der „kleiner Ereignisablaufbaum/ großer Fehlerbaum"- Vorgehensweise, welche zum Standard in nahezu allen neueren PSA's geworden ist.

2.4 Analyse von abhängigen Fehlern

Abhängige Fehler, die sich aus direkten funktionalen Abhängigkeiten ergeben, werden explizit in den Fehlerbäumen berücksichtigt. Andere abhängige Fehler aus gemeinsamer Ursache (common cause-Fehler), die sich nicht so direkt ergeben, werden in die Fehlerbaumanalyse miteinbezogen. Im NUREG-1150 und in der IPSN-Studie wird dazu die modifizierte Betafaktormethode verwendet, welche es erlaubt, Betafaktoren für Mehrfachversagen (> 2) auf Basis des „binomial failure rate"-Modells zu ermitteln /19/. Im DRS-B wird das „binomial failure rate"-Modell direkt verwendet /20/. Common cause-Fehler werden in allen Studien für mechanische Komponenten wie zum Beispiel redundante Pumpen, Ventile und Dieselgeneratoren ermittelt, in NUREG-1150 auch für Batterien. Leittechnische Einrichtungen werden nur in DRS-B in die Ermittlung von common cause-Ausfällen einbezogen.

Bei der Quantifizierung der Schätzunsicherheiten von common cause-Ausfällen fällt auf, daß in NUREG-1150 kleinere Unsicherheitsfaktoren angenommen werden als in DRS-B. Außerdem wird, von wenigen Ausnahmen abgesehen, der Unsicherheitsfaktor k=3 für sämtliche Ausfallkombinationen verwendet. Im Gegensatz dazu werden in DRS-B Unsicherheitsfaktoren k=5, 7 bzw. 12 für Ausfälle von 2, 3 bzw. 4 Redundanzen verwendet. In der IPSN-Studie werden nur Punktwerte für common cause-Ausfälle verwendet.

2.5 Menschliches Fehlverhalten

Menschliches Fehlverhalten wird für die Vorunfall- und Nachunfallphase in den Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen explizit berücksichtigt. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten werden in NUREG-1150 und in DRS-B unter Benutzung von Modifikationen der Therp-Methode /21/ ermittelt, wobei anlagenspezifische Eigenschaften berücksichtigt werden. In der IPSN-Studie werden die Fehlerwahrscheinlichkeiten weitgehend unter Benutzung der Betriebserfahrung in den 34 baugleichen Anlagen der 900 MWe-Klasse ermittelt. Die Betriebserfahrung wurde ausgewertet im Hinblick auf:

- Identifikation potentieller Fehlerquellen;

- Quantifikation ihrer Wahrscheinlichkeit durch eine direkte Statistik, wenn die untersuchte Situation einem der beobachteten Fälle entspricht;

- Erstellung von Modellen, mit denen Extrapolation der beobachteten Ereignisse auf andere Situationen ermöglicht wird.

Die wichtigsten Informationsquellen sind tatsächlich eingetretene Störfälle, spezifische Nachforschungen oder Interviews sowie die von Electricité de France anläßlich von Versuchen an Simulatoren gesammelten Beobachtungen. Die Versuche an Simulatoren stellten eine besonders wertvolle Quelle für Rückschlüsse dar.

„Errors of commission" werden mit wenigen Ausnahmen in der Unfallphase nicht berücksichtigt. Analysen von Vorfällen in den letzten Jahren bezüglich des Einflusses menschlicher Fehler deuten aber darauf hin, daß ernsthafte Fehlentscheidungen auf der Warte, die eine Anlage in einen gefährlichen Zustand bringen können, eine Eintrittshäufigkeit haben können, die vergleichbar ist mit der Eintrittshäufigkeit von Auslösern ernsthafter technischer Störungen /22-26/. Die Untersuchungen in allen Studien sind also möglicherweise nicht ausgewogen zwischen der Analyse von Unfallabläufen infolge technischem Versagen und der Analyse von Unfallabläufen aufgrund von „errors of commmision."

2.6 Datenbasis

In allen Studien sind die Daten für die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse, für Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten von Komponenten aus unabhängiger oder gemeinsamer Ursache, und für menschliche Fehlhandlungen durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben, mit denen die Unsicherheit über die zutreffenden Werte der jeweiligen Größen ausgedrückt wird. In NUREG-1150 und in DRS-B wird bei den Komponenten stärker nach Einsatzort und Einsatzart von Komponenten differenziert als in der IPSN-Studie. Demgemäß, aber auch aufgrund der umfangreicheren Datenbasis, finden sich in der IPSN-Studie z.T. deutlich geringere Abstände zwischen der 95%- und 5%-Fraktile der Verteilungen. Auf diesbezügliche Unterschiede bei den common cause-Daten wird in Abschnitt 1.4 hingewiesen.

In jeder Studie werden in der Datenbasis sowohl generische als auch anlagenspezifische Daten berücksichtigt.

- In NUREG-1150 wird grundsätzlich die generische Datenbasis aus ASEP zur Ermittlung der Häufigkeiten auslösender Ereignisse, der Komponentenfehlerdaten, und der zugehö-

Tabelle 2:
Erwartete Häufigkeit von Schadenszuständen (1/a)

auslösendes Ereignis	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Großes Leck HKL	1.8 E-6	2.6 E-6			< E-8
Mittleres Leck HKL	3.5 E-6	1.2 E-5			< E-8
Kleines Leck HKL	2.4 E-6	7.4 E-6	} 7.8 E-5		3.7 E-6
Sehr kl. Leck HKL	1.1 E-6	3.2 E-5			
Lecks DH Ventile					
bei Transienten	-	-			2.5 E-6
über offene SI Ventile					
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	6.2 E-4	1 E-4	1.2 E-6		1.6 E-6
2 Rohr					
V-Sequenz	1.2 E-6	6.5 E-7	1.1 E-7		< E-7
Notstromfall	1.3 E-4	2 E-5	5.4 E-5		2 E-6
Ausfall DE-Bespeisung	3.9 E-5	6.4 E-6	1.7 E-4		1 E-5
Ausfall Hauptwärmesenke	4 E-7	1.2 E-7	5 E-7		2.6 E-6
Ausfall des Wasserent-nahmebauwerks	-	-	1 E-4		-
Primärseit. Transienten	-	-	-		-
FD- in SB, groß + mittl.					
Leit- klein }	-	-	4.2 E-6		2 E-6
Bruch auß. SB, groß + mittl.					
klein	-	-	-		-
Speisewasserleitungsbruch			2.1 E-6		-
ATWS	1.4 E-6	1.6 E-6	4.3 E-6		2.0 E-7
Brand (Ausfall DC)	-	-	-		1.0 E-7
Überflutung RR	-	-	-		2.9 E-7
Davon unter hohem Druck	90%	89%	77%		88%

rigen Unsicherheiten benutzt /3/. Wenn allerdings anlagenspezifische Daten sich erheblich von den generischen Daten unterscheiden, werden anlagenspezifische Daten verwendet. Anlagenspezifische Daten werden aber auf keinen Fall benutzt, wenn keiner oder nur ein Fehler beobachtet worden war in einer kleinen Population.

Für einige Daten, die sich für die Ergebnisse als wichtig herausstellten, z. B. die Eintrittshäufigkeit von Lecks über Pumpendichtungen, ist nur eine unzureichende Datenbasis vorhanden. Für diese wurde eine Expertenbefragung durchgeführt, um zu einer bestmöglichen Einschätzung von Eintrittshäufigkeiten, Wahrscheinlichkeiten und den zugehörigen Verteilungen zu kommen.

- In der IPSN-Studie werden generische Daten verwendet, die für 49 französische Anlagen, darunter 34 der 900 MWe-Klasse, seit vielen Jahren gesammelt und ausgewertet werden /27/.
- In der DRS-B werden in größerem Umfang als in den anderen Studien anlagenspezifische Daten /28/ verwendet. Falls die anlagenspezifischen Daten unzureichend sind, werden generische Daten /29-31/ verwendet.

Tabelle 3:
Beiträge von Ereignisgruppen und System-Nichtverfügbarkeiten zu den Häufigkeiten von Anlagenschadenszuständen

	Surry	Sequoyah	EPS 900	Biblis B
Ereignisgruppe	DE-Heiz-rohrleck	DE-Heiz-rohrleck	Transienten	Transienten
	76%	60%	65%	60%
Systeme	DE-Leck-Beherrschung	DE-Leck-Beherrschung	DE-Bespeisung	DE-Bespeisung
	66%	50%	65%	68%
Davon bei hohem Druck (HD)	90%	89%	77%	88%

3. Diskussion der Ergebnisse

3.1 Häufigkeit von Schadenszuständen

Ausgehend von den in Tabelle 1 aufgeführten erwarteten Häufigkeiten der untersuchten auslösenden Ereignisse ergeben sich nach der in Abschnitt 1.3 beschriebenen Vorgehensweise die in Tabelle 2 angegebenen erwarteten Häufigkeiten pro Jahr von Schadenszuständen. (Zustände nach dem Ausfall bestimmter Systemfunktionen, die zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses erforderlich sind). Dadurch kommt es zu ungenügender Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern. Ohne Gegenmaßnahmen kommt es letztlich zum Kernschaden.

In Tabelle 3 sind die Beiträge der wichtigsten Ereignisgruppen und der Nichtverfügbarkeiten der wichtigsten Systeme zur Summe der erwarteten Häufigkeit von Schadenzuständen sowie deren Anteile unter hohem Primärkreisdruck dargestellt. Dabei ist zu beachten, daß in NUREG-1150 zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrlecks „recovery actions" vorgesehen sind, die in der IPSN-Studie und in DRS-B noch als normale Operationshandlungen angesehen werden. Dadurch bekommen in der in diesem Bericht angewandten Systematik die Systeme zur Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrlecks in Surry und Sequoyah ein besonderes Gewicht. In den Anlagen EPS 900 und Biblis B liefert die Nichtverfügbarkeit der Dampferzeugerbespeisung den Hauptbeitrag zur erwarteten Häufigkeit der Schadenszustände. Für alle Anlagen überwiegen Schadenszustände unter hohem Primärkreisdruck.

3.2 Übergang von Schadenszuständen zu Kernschmelzfällen

In allen 3 Studien werden Maßnahmen berücksichtigt, mit denen die Anlagen aus einem Schadenszustand wieder in einen sicheren Zustand überführt werden können. Beim Versagen der Maßnahmen kommt es zu Kernschäden. Im NUREG-1150 werden solche Maßnah-

Tabelle 4:
Wirksamkeit von „recovery actions", H- und U-Prozeduren, anlageninternen Notfallmaßnahmen (erwartete Häufigkeit von Schadenszuständen): (erwartete Häufigkeit von Kernschäden)

auslösendes Ereignis	Surry	Sequoah	EPS 900		Biblis B
			Leistungs-Betrieb	abgeschalt. Zustand	
Großes Leck HKL	1	1			1
Mittleres Leck HKL	1.1	1.7			1
Kleines Leck HKL	5.5	1.1			2.5
Sehr kl. Leck HKL	1.7	1.6	} 3		-
Lecks DH Ventile					
bei Transienten	-				2.5
über offene SI Ventile	-				
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	328	52	7		80
2 Rohre					10
V-Sequenz	-	-			
Notstromfall	5	1.3	70		80
Ausfall DE-Bespeisung	23	3.4	70		80
Ausfall Hauptwärmesenke	27	1	5		80
Ausfall der Wasserentnahme	-		11		-
FD- in SB, groß + mittl.	-				80
Leit- klein			7		-
Bruch auß. SB, groß + mittl.					80
klein	-				-
ATWS	1	1	2		5
Brand (Ausfall DC)	-				1
Überflutung RR	-				1
Mittelwert	23	4.7	18		7.5

gen der Maßnahmen kommt es zu Kernschäden. Im NUREG-1150 werden solche Maßnahmen als „recovery actions", in der IPSN-Studie als H- und U-Prozeduren, und in DRS-B als anlageninterne Notfallmaßnahmen bezeichnet. Tabelle 4 gibt die Wirksamkeit dieser Maßnahmen mit Hilfe eines Reduktionsfaktors R an, der definiert ist durch R = (erwartete Häufigkeit von Schadenszuständen): (erwartete Häufigkeit von Kernschäden). In der Tabelle 5 sind die Reduktionsfaktoren für die wichtigsten Ereignisgruppen zusammenfassend angegeben.

Die Wirksamkeit der Maßnahmen ist relativ gering bei Kühlmittelverluststörfällen, mit Ausnahme von Dampferzeuger-Heizrohrlecks. Bei großen und mittleren Lecks entstehen Schadenszustände durch Ausfall von Hochdruck- und/oder Niederdruck-Sicherheitssystemen des Primärkreises im Einspeise- oder Umwälzmodus. Hier bestehen kaum Möglichkeiten für AM-Maßnahmen. Bei den von der Häufigkeit her dominierenden Fällen mit kleinen Lecks entstehen weitere Schadenszustände durch Ausfall der Wärmeabfuhr über die Sekundärseite, bei denen Accident Management-Maßnahmen wirksam werden können. Wegen der gleichzeitig möglichen Schadenszustände infolge Ausfall primärseitiger Systeme (siehe oben) ist jedoch die Wirksamkeit der AM-Maßnahmen bei Kühlmittelverluststörfällen insgesamt beschränkt.

Tabelle 5:
Wirksamkeit von AM-Maßnahmen (Reduktionsfaktor)

	Surry	Sequoyah	EPS 900	Biblis B
			Leistungs-Betrieb	
Kühlmittelverlust	2	1.5	3	2.5
DE-Heizrohrbruch				
1 Rohr	328	52	7	80
2 Rohre				10
Notstromfall	5	1.3	70	80
Ausfall DE-Bespeisung	23	3.4	70	80
Ausfall Hauptwärmesenke	27	1	5	80
Ausfall des Wasserentnahmebauwerks	-		11	-
FD-Leitungsbruch	-	-	7	80
ATWS	1	1	2	5
Mittelwert	23	4.7	18	7.5

Schadenszustände infolge Transienten entstehen durch Störungen der Wärmeabfuhr über die Sekundärseite. Bei diesen sind wirksame Maßnahmen möglich, durch

- Wiederherstellung ausgefallener Funktionen (z. B. der Hauptspeisewasserversorgung (EPS 900))

- Einsatz alternativer Systeme, z. B. mobiler Pumpen zur Dampferzeugerbespeisung (Biblis B)

- Herbeiführung eines beherrschten Kühlmittelverlusts über die Druckhalterventile durch „bleed and feed" (alle Anlagen)

In den Anlagen Surry und Sequoyah werden bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks sehr wirksame „recovery actions" zur Wiederherstellung der Dampferzeugerintegrität (Schließen von Ventilen) durchgeführt. Die in den einzelnen Studien ermittelten Häufigkeiten pro Jahr für Kernschaden sind in Tabelle 6 für alle auslösenden Ereignisse aufgeführt. Tabelle 7 enthält die mittlere Nichtverfügbarkeit der für die Beherrschung der auslösenden Ereignisse benötigten Systemfunktionen. Tabelle 8 enthält die relativen Beiträge der wichtigsten einzelnen Systemfunktionen zur gesamten Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen für die jeweiligen auslösenden Ereignisse. Tabelle 9 zeigt die relativen Beiträge der wichtigsten Ereignisgruppen zur Kernschadenshäufigkeit.

Bei der Anlage Surry dominiert der Beitrag der Ereignisgruppe „Ausfall der elektrischen Energieversorgung." Bei den anderen Anlagen dominieren die Beiträge der Ereignisgruppe „Kühlmittelverlust." Letzteres ist auf die hohe Wirksamkeit von AM-Maßnahmen bei den wichtigen anderen Fällen zurückzuführen.

Tabelle 10 zeigt die relativen Beiträge der Nichtverfügbarkeit der wichtigsten Systeme zur Summe der erwarteten Häufigkeiten von Kernschadensfällen.

Tabelle 6:
Kernschadenshäufigkeiten pro Jahr

auslösendes Ereignis	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Großes Leck HKL	1.8 E-6	2.6 E-6	1.2 E-6	1.1 E-6	< E-8
Mittleres Leck HKL	3.2 E-6	6.8 E-6	4.1 E-6	1.1 E-6	< E-8
Kleines Leck HKL	4.4 E-7	6.7 E-6	8.9 E-6	6.4 E-6	1.4 E-6
Sehr kl. Leck HKL	6.3 E-7	2.0 E-5	9.0 E-8	-	ε
Lecks DH Ventile	1)	1)			
bei Transienten	-	-	1.7 E-7	2.3 E-7	3.3 E-7
über offene SI Ventile	-	-	-	1.2 E-6	8.5 E-7
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	1.9 E-6	2.0 E-6	1.4 E-6 2)	1.5 E-8	1.0 E-8
2 Rohr	-	-	4.2 E-7 2)	2.0 E-8	1.0 E-8
V-Sequenz	1.2 E-6	6.5 E-7	1.0 E-8	1.0 E-7	< E-7
Notstromfall	2.7 E-5	1.5 E-5	3.1 E-7	4.6 E-7	2.6 E-8
Ausfall DE-Bespeisung	1.7 E-6	1.9 E-6	5.8 E-7	1.9 E-6	1.2 E-7
Ausfall Hauptwärmesenke	1.6 E-8	1.2 E-7	< 1.0 E-7	-	3.3 E-8
Ausfall des Wasserentnahmebauwerks	-	-	9.4 E-6	2.6 E-8	-
Primärseit. Transienten	-	-	1.3 E-6	3.1 E-6	-
FD- in SB, groß + mittl.	-	-	E-7	ε	1.3 E-8
Leit- klein	-	-	1.7 E-7	ε	-
Bruch auß. SB, groß + mittl.	-	-	1.2 E-8	ε	1.2 E-8
klein	-	-	3.0 E-7	ε	-
Speisewasserleitungsbruch	-	-	3.3 E-7	ε	-
ATWS	1.4 E-6	1.6 E-6	4.3 E-6	-	4.0 E-8
Brand (Ausfall DC)	-	-	-	-	1.0 E-7
Überflutung RR	-	-	-	-	2.9 E-7
Summe	4.0 E-5	5.7 E-5	3.2 E-5	1.7 E-5	2.9 E-6
Davon unter hohem Druck	3%	6%	18%	-	9%

Bei Surry stammt der höchste Einzelbeitrag von den Systemen zur Stromversorgung; die Summe der Beiträge von Systemen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen liegt allerdings noch höher.

Bei den Anlagen Surry, Sequoyah und EPS 900 ist sowohl Hochdruck- als auch Niederdruckumwälzung möglich. Die dominierenden Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit stammen hier von den primärseitigen Systemen zur Kühlmittelverlustbeherrschung, mit unterschiedlicher Aufteilung auf Hochdruck-, Niederdrucksysteme und Akkumulatoren.

In der Anlage Biblis B gibt es keine Hochdruckumwälzung. Darum muß dort zur Beherrschung von kleinen Lecks die Anlage über die Sekundärseite abgefahren werden, um letztlich die Niederdruckumwälzung auf der Primärseite in Betrieb nehmen zu können. Deswegen dominiert dort der Beitrag von den Systemen zur Ansteuerung der Frischdampfabgabe, die zum sekundärseitigen Abfahren benötigt werden.

4. Unsicherheiten und Begrenzungen der Studien

4.1 Unsicherheiten

Wie bereits in Abschnitt 1.6 dargelegt, sind wichtige Eingangsinformationen der Studien durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben, durch welche Unsicherheiten über diese Informationen ausgedrückt werden. Die Verarbeitung dieser Informationen in den Analysen führt zwangsläufig zu Wahrscheinlichkeitsverteilungen für das Ergebnis der Analyse (erwartete Häufigkeiten von Schadenszuständen oder Kernschaden). Werden aus den Verteilungsfunktionen der Eingangsinformation nur Punktwerte, z. B. Erwartungswerte,

Tabelle 7:
Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen bei Kernschadensfällen

auslösendes Ereignis	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Großes Leck HKL	3.6 E-3	5.2 E-3	1.1 E-2	2.7 E-1	< 3.5 E-3
Mittleres Leck HKL	3.2 E-3	6.8 E-3	1.3 E-2	9.1 E-2	< 3.5 E-3
Kleines Leck HKL	4.4 E-4	6.2 E-3	4.4 E-3	7.2 E-2	6.0 E-4
Sehr kl. Leck HKL	4.8 E-5	1.5 E-2	3.0 E-7	-	-
Lecks DH Ventile					
bei Transienten	1)	1)	3.4 E-3	9.5 E-4	1.8 E-3
über offene SI Ventile	-	-	-	5.0 E-3	9.5 E-4
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	1.9 E-4	2.0 E-4	2.3 E-4	5.0 E-4	1.5 E-6
2 Rohr	-	-	8.4 E-4	8.0 E-3	1.0 E-3
V-Sequenz	1	1	1	1	1
Notstromfall	3.5 E-4	3.0 E-4	1.1 E-6	1.1 E-5	1.9 E-7
Ausfall DE-Bespeisung	1.8 E-6	2.6 E-6	3.0 E-6	4.7 E-5	2.6 E-7
Ausfall Hauptwärmesenke	2.2 E-9	1.9 E-8	< 1.1 E-6	ε	9.3 E-8
Ausfall des Wasserentnahme-Bauwerks	-	-	7.2 E-4	ε	-
Primärseit. Transienten	-	-	4.3 E-2	-	-
FD- in SB, groß + mittl.	-	-	1.0 E-3	ε	7.2 E-5
Leit- klein	-	-	1.7 E-4	ε	-
Bruch auß. SB, groß + mittl.	-	-	1.2 E-5	ε	2.0 E-5
klein	-	-	5.0 E-5	ε	-
Speisewasserleitungsbruch	-	-	3.3 E-4	ε	-
ATWS	5.0 E-2	1.4 E-2	1.4 E-1	ε	1.0 E-3
Brand (Ausfall DC)	-	-	-	-	7.0 E-2
Überflutung RR	-	-	-	-	0.1

ausgewählt und durch die Analyse fortgepflanzt, so ergaben sich für das Ergebnis nur Punktwerte, deren Lage auf der Abszisse der Verteilungsfunktion für Schadenszustände oder Kernschaden aber nicht bekannt ist.

Bilder 1 und 2 zeigen die Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Kernschadenshäufigkeiten in den Anlagen Surry bzw. Sequoyah. Bild 3 zeigt die Wahrscheinlichkeitsverteilung für die Häufigkeit von Schadenszuständen für die Anlage Biblis B. Für die Anlage EPS 900 liegt keine Angabe zur Verteilungsfunktion des Endergebnisses vor.

Wichtige Beiträge zur Unsicherheit der Ergebnisse stammen von der Bewertung von common-cause-Ausfällen und von menschlichen Fehlhandlungen.

Tabelle 11 enthält Angaben zu den relativen Beiträgen (im Sinne von „Importanz") dieser Versagensarten zum Analysenergebnis für die 4 Anlagen.

Bei den Anlagen Surry, Sequoyah ist der common cause-Anteil geringer, der Anteil menschlicher Fehlhandlungen dagegen höher als bei den anderen Anlagen. Beides hängt vermutlich mit dem geringeren Automatisierungsgrad der Anlagen zusammen, wodurch einerseits mehr Handeingriffe der Bedienungsmannschaft erforderlich werden, andererseits der relativ hohe common-cause Fehleranteil der Leittechnik für automatisierte Systeme nicht auftritt.

Tabelle 8:
Beiträge der Nichtverfügbarkeit einzelner Systeme zur gesamten Nichtverfügbarkeit von Systemen

	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Großes Leck HKL	ND:43 ACC:32	ND:35 ACC:50	ND:59 ContSpr:31		ND:75
Mittleres Leck HKL	ND:74 HD:26	ND:18 HD:77	ND:47 HD:11		ND:75
Kleines Leck HKL	HD:80	ND:22 HD:78	ND:84 HD: 5		ND:25 FD Abg:70
Sehr kl. Leck HKL	HD:80	ND:22 HD:78	SPW:70		-
Lecks DH Ventile					
bei Transienten	-	-	ND:87		ND:20 FD Abg:60 SPW:20
über offene SI Ventile	-	-	-		ND:34 FD Abg:60
DE-Heizrohrbruch					
1 Rohr	DE-Syst:90	DE-Sys:80	DE-Syst:38		DE-Syst:62 SPW:38
2 Rohr					
Notstromfall	DC:44 HD:28	SPW:50 HD:21	SPW:75		SPW:100
Ausfall DE-Bespeisung	SPW:100	SPW:90 HD:7	SPW:100		SPW:100
Ausfall Hauptwärmesenke	SPW:100	SPW:76 HD:24	-		SPW:100
Primärseit. Transienten	-	-	Operateurfehler bei Borverdünnung:71		-
FD- in SB, groß + mittl.	-	-	-		Auftr. FD-Syst:50 SPW:50
Leit- klein	-	-	-		-
Bruch auß. SB, groß + mittl.	-	-	-		Auftr. FD-Syst:50 SPW:50
klein	-	-	-		-
Speisewasserleitungsbruch	-	-	-		-
ATWS	Temp.Coeff:50	Temp.Coeff:87	SPW:62 Temp.Coeff:9		SPW:80 DH Vent:20
Brand (Ausfall DC)	-	-	-		-
Überflutung RR	-	-	-		-

Tabelle 9:
Relative Beiträge der wichtigsten Ereignisgruppen zur Kernschadenshäufigkeit

	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	EPS 900 abgeschalt. Zustand	Biblis B
Notstromfall und Station-Blackout	69 %	24,7 %	1 %	3 %	1,1 %
ATWS	3,3 %	3,7 %	13 %	--	1,7 %
Transienten	4,2 %	4,2 %	6,3 %	32 %	7 %
Kühlmittelverlust	15 %	63 %	74 %	64 %	84,5 %
SB-Bypass	8,5 %	4,4 %	6 %	1,0 %	5 %
Gesamt:	4.1 E-5	5.7 E-5	3.2 E-5	1.7 E-5	2.9 E-6
davon HD:	3%	6%	18%	-	9%

Tabelle 10:
Relative Beiträge (%) der Nichtverfügbarkeit wichtiger Systeme zur Kernschadenhäufigkeit

	Surry	Sequoyah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	Biblis B
Stromversorgung	30	-	10	-
Speisewasservers.	19	18	6	10
HD-Systeme	25	52	2.6	ε
ND-Systeme	10	15	50	27
Accumulatoren	2.5	2.4	-	-
Systeme zur Beherrschung des DE-Lecks	4.2	3	2	-
FD-Abgabe beim Abfahren der Anlage	-	-	-	63
Gesamt:	4.1 E-5	5.7 E-5	3.2 E-5	2.9 E-6

Tabelle 11:
Hauptbeiträge zu den Unsicherheiten der Analysen

	Surry	Sequoah	EPS 900 Leistungs-Betrieb	Biblis B
* Common Cause Daten				
- Rel. Beiträge (%) (Importanz)	23	20	50	60
* Menschliche Fehlhandlungen (error of ommission)				
- Rel. Beiträge (%)	84	80	70	35

Der höchste common-cause-Anteil und der geringste Anteil von menschlichen Fehlhandlungen ist bei der am meisten automatisierten Anlage Biblis B zu beobachten. Von den 60% common-cause-Anteilen stammen ca. 10% aus common-cause-Ausfällen der Leittechnik zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen. Common-cause-Ausfälle der Leittechnik werden in den anderen Studien nicht berücksichtigt. Zum Teil kann der höhere common-cause-Anteil in Biblis B auch vom im allgemeinen höheren Redundanzgrad der Anlage herrühren, der Ausfälle aus unabhängiger Ursache weniger wahrscheinlich macht.

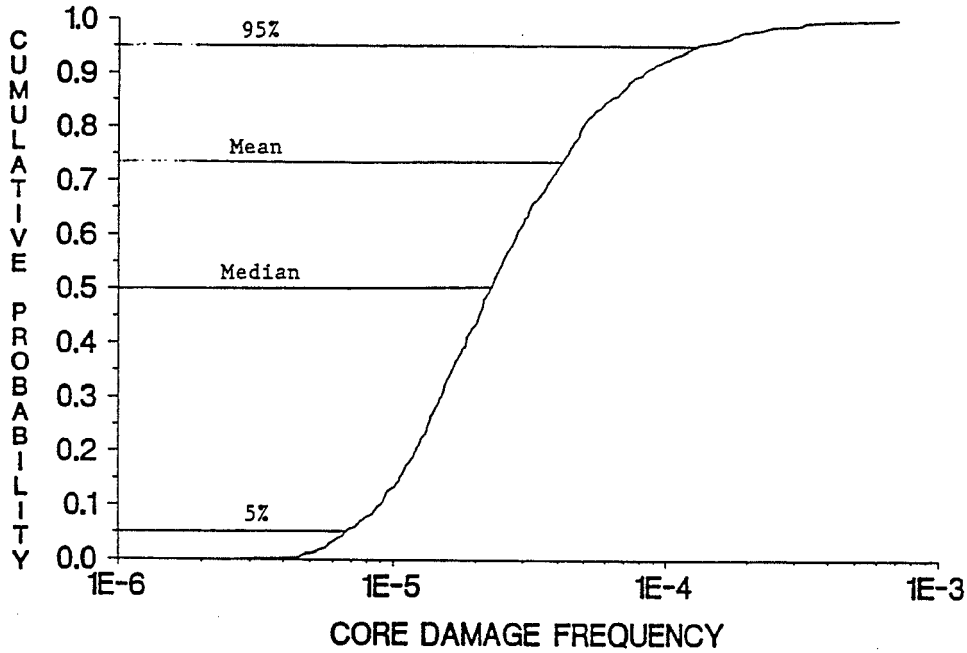


Bild 1: Wahrscheinlichkeitsverteilung der erwarteten Häufigkeit von Kernschäden in der Anlage Surry (aus /5/)

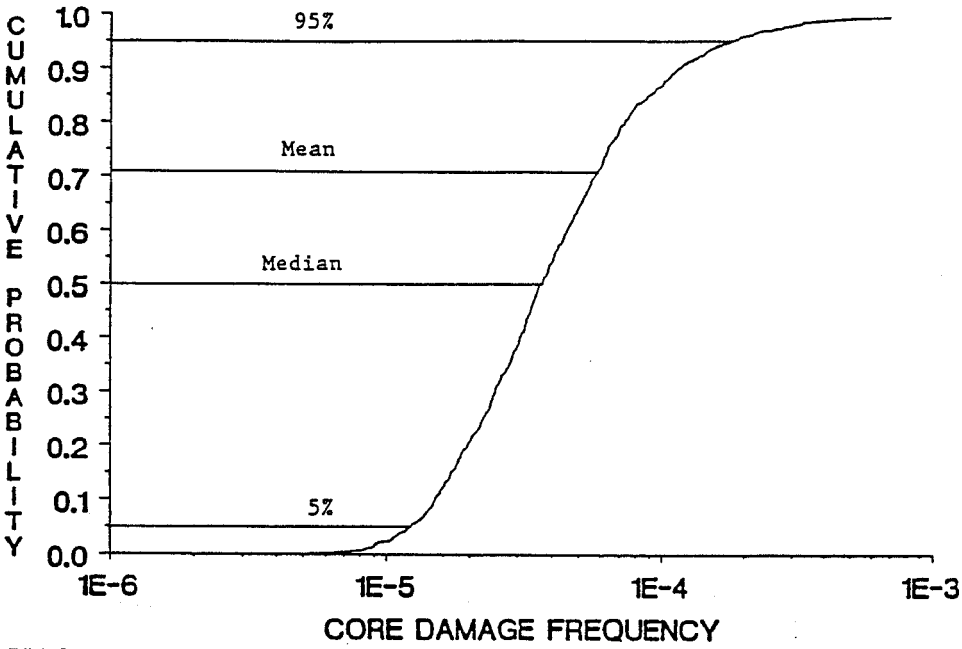


Bild 2: Wahrscheinlichkeitsverteilung der erwarteten Häufigkeit von Kernschäden in der Anlage Sequoyah (aus /7/)

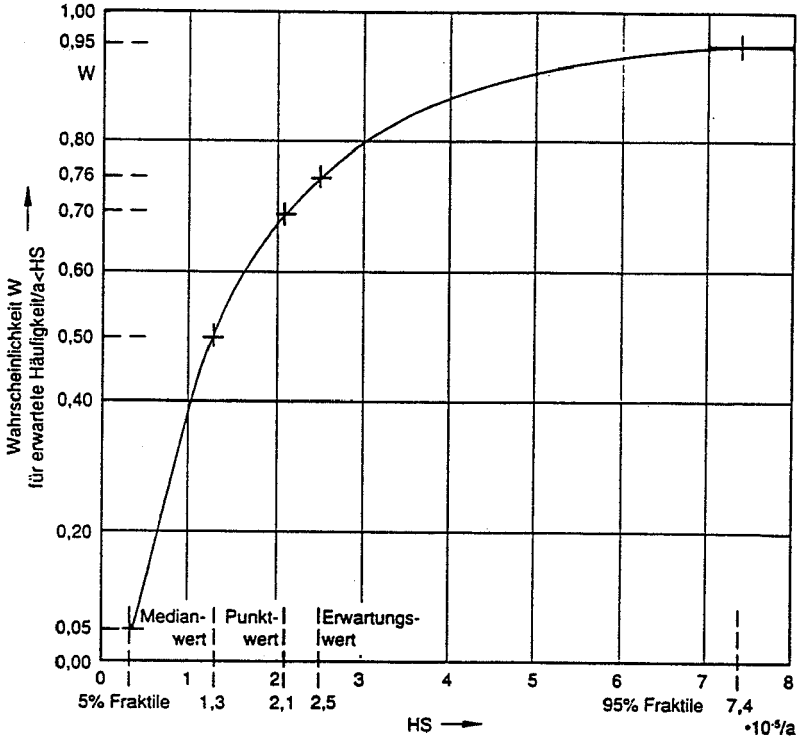


Bild 3: Wahrscheinlichkeitsverteilung der erwarteten Häufigkeit der berücksichtigten Schadenszustände (ca. 70 %) für anlageninterne auslösende Ereignisse für die Anlage Biblis B

4.2 Begrenzungen

Wichtige Begrenzungen bestehen bei der Berücksichtigung von menschlichen Fehlhandlungen, von denen nur der „error of omission" systematisch behandelt wird, nicht dagegen der „error of commission."

Eine weitere wichtige Begrenzung ist durch das Vollständigkeitsproblem gegeben. Keine Analyse kann alle möglichen Ereignisabläufe bei allen möglichen Zuständen der Anlage untersuchen.

Einen Eindruck davon, wie sich die Unvollständigkeit der Analysen auf die Ergebnisse auswirken kann, wird durch Tabelle 12 vermittelt:

Von den nicht in allen Studien analysierten Abläufen liefert der Ausfall des Wasserentnahmebauwerks bei EPS 900 einen nennenswerten Beitrag, der allerdings durch besondere Bedingungen in der Anlage (keine automatischen Schutzaktionen) entsteht.

Die für EPS 900 analysierten Zustände außerhalb des Leistungsbetriebs führen ebenfalls zu einem relativ hohen Beitrag zur Häufigkeit von Kernschaden. Dies rührt daher, daß bei diesen Zuständen keine Automatik zur Durchführung von Schutzaktionen zur Verfügung steht.

Tabelle 12:
Vollständigkeit der Analysen. Kernschadenshäufigkeit für 4 Anlagen. Beiträge (in %) von intern ausgelösten Abläufen.

	Surry	Sequoyah	EPS 900		Biblis B	
Summe:	4.1 E-5	5.7 E-5	5.0 E-5		2.9 E-6	
	Leistungs-betrieb	Leistungs-betrieb	Leistungs-betrieb	abgeschalteter Zustand	Leistungs-betrieb	
	100	100	68	32	100	
Lecks im Primärsystem	15	62.5	29.2	20	84.5	
Dampferzeuger-Heizrohrbruch		4.4	3.0	2.3	0	<1
V-Sequenz	3.9	1.1	0.2		4.3	
Lecks in Sekundärseitigen Leitungen	-	-	1.9	0	1	
Ausfall des Wasserentnahmebauwerks	-	-	19	<0.1	-	
Verlust der Haupt-Wärmesenke	<0.1	0.3	0.1	0	1.4	
Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung	4.3	4.4	1.1	3.8	5.2	
Ausfall der elektrischen Energieversorgung	68	24	0.6	0.9	1.1	
Primärseitige Transienten	-	-	2.6	6.4	-	
ATWS	3.9	3.6	8.7	0	1.7	
Summe der aufgeführten Abläufe	99.6	98.8	65.4	31.1	99.9	

Insgesamt kann man aus den Zahlen in Tabelle 12 schließen, daß durch die Unvollständigkeit der Analysen keine so großen Unsicherheiten entstehen, daß die Ergebnisse nicht mehr in den Unsicherheitsbereichen liegen, die in den einzelnen Studien ausgewiesen werden.

5. Schlußfolgerungen

In allen vier Studien führten die Untersuchungen zur Identifikation von anlagenspezifischen Schwachstellen

- auf der Ebene von Schadenszuständen, z. B. infolge Dampferzeuger-Heizrohrbruch in den Anlagen Surry und Sequoyah, Ausfall der Dampferzeugerbespeisung in der Anlage Biblis B

- auf der Ebene von Kernschadensfällen, z. B. Systeme zur Stromversorgung in der Anlage Surry, Systeme zur Beherrschung von Transienten infolge Bor-Verdünnung in der Anlage EPS 900, Ansteuerung der Ventile zur Frischdampfabgabe in der Anlage Biblis B

In allen Anlagen führten die Ergebnisse der Studien zu einer Reihe von Systemänderungen, z. B.

- Ertüchtigung der Dampferzeugerbespeisung in den Anlagen Surry und Biblis B,

- Verbesserung der Ansteuerung der Ventile zur Frischdampfabgabe in der Anlage Biblis B

- Installation eines automatisierten Systems zur Beherrschung von Transienten infolge Bor-Verdünnung in der Anlage EPS 900

- Einbau einer Mindestmengenleitung im Niederdruck-System in der Anlage EPS 900.

Zur Verhinderung von Kernschäden nach dem Erreichen von Schadenszuständen wurden in allen Studien AM-Maßnahmen identifiziert und bewertet, z. B.

- verbesserte Prozeduren für die Isolation und Wiederherstellung der Integrität von Dampferzeugern nach einem Heizrohrbruch in den Anlagen Surry und Sequoyah

- Sekundärseitiges „bleed and feed" bei Störungen der Wärmeabfuhr an die Sekundärseite in der Anlage Biblis B.

Alle Studien weisen einen hohen Stand von Wissenschaft und Technik aus. Daß dieser erreicht werden konnte, ist zu einem erheblichen Teil auf intensive internationale Zusammenarbeit der Analyseteams zurückzuführen; auf die GRS bezogen in der Vergangenheit hauptsächlich zwischen GRS und USNRC, und neuerdings auch zwischen GRS und CEA. In Zukunft wird diese Zusammenarbeit noch verstärkt werden müssen, da mit zunehmender Verbesserung der Anlagen und damit einhergehender Verringerung der Kernschadenshäufigkeiten der Detaillierungsgrad der Analysen zunehmen muß und dadurch der Nutzen von internationalem Erfahrungsaustausch noch wachsen wird.

Verzeichnis der Abkürzungen

ACC	Accumulator-Einspeisung
AC	Wechselstromversorgung
ATWS	Betriebstransiente mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
DC	Gleichstromversorgung
DE	Dampferzeuger
DE-Syst	Systeme zur Beherrschung des DE-Heizrohrbruchs
FD	Frischdampf
FD-Abg	Frischdampfabgabe
HD	Hochdrucksysteme
HKL	Hauptkühlmittelleitung
KMV	Kühlmittelverlust
ND	niederer Druck im Primärkreis, bzw. Niederdruck-System

RR	Ringraum
SB	Sicherheitsbehälter
SI	Ventile Sicherheitsventile
SPW	Speisewasserversorgung

Literaturverzeichnis

/1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1990

/2/ Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants, Summary Report, 2nd Draft for Peer Review, N UREG-1150, Vol.1 and 2, June 1989

/3/ D.M. Ericson, Jr., (Ed.) et al.: Analysis of Core Damage Frequency: Methodology Guidelines, Sandia National Laboratories, N UREG/CR-4550, Vol. 1, Rev. 1, SAND86-2084, Jan. 1990

/4/ T.A. Wheeler et al.: Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events: Expert Judgment Elicitation, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4550, Vol. 2, SAND86-2084, April 1989

/5/ R.C. Bertucio and J.A. Julius: Analysis of Core Damage Frequency: Surry Unit 1, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4550, Vol. 3, Rev. 1, SAND86-2084, April 1990

/6/ A.M. Kolaczkowski et al.: Analysis of Core Damage Frequency: Peach Bottom Unit 2, Sandia National Laboratories, N UREG/CR-4550, Vol. 4, Rev. 1, SAND86-2084, Aug. 1989

/7/ R.C. Bertucio and S.R. Brown: Analysis of Core Damage Frequency: Sequoyah Unit 1, Sandia National Laboratories, N UREG/CR-4550, Vol. 5, Rev. 1, SAND86-2084, Jan. 1990

/8/ M.T. Drouin et al.: Analysis of Core Damage Frequency: Grand Gulf Unit 1, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4550, Vol. 6, Rev. 1, SAND86-2084, Sept. 1989

/9/ M.B. Sattison and K.W. Hall: Analysis of Core Damage Frequency: Zion Unit 1, Idaho National Engineering Laboratory, N UREG/CR-4550, Vol. 7, Rev. 1, EGG-2554, May 1990

/10/ E.D. Gorham-Bergeron et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Methodology for the Accident Progression, Source Term, Consequence, Risk Integration, and Uncertainty Analyses, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4550, Vol. 1, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published.

/11/ F.T. Harper et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 2, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published.

/12/ R.J. Breeding et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Surry Unit 1, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 3, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published.

/13/ A.C. Payne, Jr., et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Peach Bottom Unit 2, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 4, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published

/14/ J.J. Gregory et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Sequoyah Unit 1, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 5, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published

/15/ T.D. Brown et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Grand Gulf Unit 1, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 6, Draft Revision 1, SAND86-1309, to be published

/16/ C.K. Park et al.: Evaluation of Severe Accident Risks: Zion Unit 1, Brookhaven National Laboratories, NUREG/CR-4551, Vol. 7, Draft Revision 1, BNL-N UREG-52029, to be published

/17/ Etude Probabiliste de Sûreté des Reacteurs à Eau sous Pression du Palier 900 MWe, Rapport de Synthese, IPSN, April 1990

/18/ U. Hauptmanns, M. Herttrich, W. Werner: Technische Risiken, Ermittlung und Beurteilung, Springer Verlag, 1987

/19/ K.N. Fleming et al.: Classification and Analysis of Reactor Operating Experience In volving Dependent Events, EPRI-NP-3967, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, June 1985

/20/ Mosleh, Flemming, Parry, Paula, Worledge, Rassmuson: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies NUREG/CR-4780, Vol. 1, Jan. 1988

/21/ A.D. Swain and H.E. Guttman: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, SAND80-0200, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, August 1983

/22/ J.M. Gandit: Enseignement et actions correctives décidées après l'incident survenu à Bugey 5, le 14 avril 1984: International Conference on the Performance and Safety of Nuclear Power Plants, Vienna, Austria, 28 September-2 October, 1987, IAEA-CN-48/122

/23/ Blayais 3, indisponibilite , de l'injection de sécurité lors du redémarrage: Rapport d'activité 1986, Service Central de Secûrité des Installations Nucléaires, p 94, Ministère de l'Industrie des PTT et du Tourisme

/24/ Violation of Technical Specifications for Operation of the Oskarshamn 3 NPP on July 24, 1987, Swedish Nuclear Power Inspectorate Technical Report 87/5 (in Swedish, with English summary)

/25/ Hörtner, H.: Zum Nichtschließen der Erstabsperrarmatur im Not- und Nachkühlsystem im Kernkraftwerk Biblis, Block A am 17.12.87, Atomwirtschaft, Dezember 1989, pp 580-82

/26/ AEOD Concerns Regarding the Power Oscillation Event at LaSalle 2 (BWR), NRC AEOD Report AEOD/S803

/27/ J. Dorey, P. Bergeron (EdF): SRDF – Le système de recueil de données de fiabilité d'Electricité de France, Second colloque international sur la fiabilité, et la maintenabilité Perros-Guirec, Septembre 1980

/28/ P. Hömke, H.W. Krause, W. Ropers, C. Verstegen, H. Hüren, H.V. Schlenker, P. Dörre, A. Tsekouras: Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis B, Abschlußbericht, GRS-A-1030/Band I bis VI, Dezember 1984

/29/ RWTÜV, GRS, TÜV-Rheinland: Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken, Ergebnisse des vom Bundesminister des Inneren geförderten Forschungsvorhabens SR 214, Berichts-Nr.: 911-258/81, TÜV Rheinland, Köln, September 1981

/30/ TÜV-Leitstelle Kerntechnik bei der VdTÜV: Statistische Untersuchung der Zuverlässigkeit von Notstromdieselanlagen in deutschen Kernkraftwerken, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1983

/31/ GRS, TÜV Rheinland, RWTÜV: Auswertung der Betriebserfahrungen mit Sicherheitsarmaturen, Ergebnisse des vom Bundesminister des Inneren geförderten Vorhabens SR 297, RWTÜV, Essen, Januar 1985

Überlegungen zu Sicherheitsanforderungen bei neuen Reaktorkonzepten

A. Jahns, D. Quéniart[1])

Kurzfassung

Französische und deutsche Sicherheitsexperten bearbeiten gemeinsam sicherheitstechnische Fragen bei neuen Reaktorkonzepten. Das 1989 geschlossene Zusammenarbeits-Abkommen zwischen der GRS und dem französischen Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) des CEA (Commissariat à l'Energie Atomique) nimmt damit konkrete Formen an. Schwerpunkt der Tätigkeit liegt zunächst bei der vorläufigen Sicherheitsbewertung des von der Siemens/Framatome-Tochter NPI (Nuclear Power International) entwickelten Druckwasserreaktor-Konzepts. Längerfristig sollen gemeinsame Sicherheitsziele für neue Reaktorkonzepte von IPSN und GRS erarbeitet werden. Die GRS führt diese Arbeiten im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) durch.

Abstract

French and German safety experts are jointly addressing safety-related questions of new reactor concepts. The cooperation agreement concluded in 1989 between GRS and IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) within the CEA (Commissariat à l'Energie Atomique) is thus taking concrete shape. Work is first being focused on the provisional safety assessment of the pressurized water reactor concept developed by the Siemens/Framatome subsidiary NPI (Nuclear Power International). In the longer term, it is hoped that IPSN and GRS will draw up joint safety objectives for new reactor concepts. GRS is conducting this work on behalf of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety („BMU").

1. Einleitung

Dies ist der erste öffentliche Vortrag, der im Rahmen der Kooperation zwischen dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) des Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) und der GRS gemeinsam erarbeitet worden ist.

GRS und IPSN haben im Juli 1989 vereinbart, ihre langjährigen Kontakte zu verstärken und die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik zu intensivieren. Die Kooperation befaßt sich schrittweise mit folgenden Aufgaben:

- Durchführung gemeinsamer Studien und Erarbeitung gemeinsamer Positionen auf den Themenfeldern Reaktorsicherheit, Strahlenschutz, Lagerung radioaktiver Abfälle und nicht-nukleare Sicherheit;

[1]) Dipl.-Phys. Armin Jahns, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)mbH und Daniel Quéniart, Chef du Département d'Analyse de Sûreté, (DAS) beim Commissariat à l'Energie Atomique, Frankreich

- Austausch von Personal und Bildung gemeinsamer Arbeitsgruppen für bestimmte Themen und schließlich

- längerfristig die Bildung einer gemeinsam getragenen Organisationsstruktur.

Im ersten Schritt dieser Kooperation wird zur Zeit auf 16 Themenfeldern gearbeitet. Eines dieser Themenenfelder behandelt Sicherheitsfragen bei neuen Reaktorkonzepten. Hierbei liegt der Schwerpunkt der Tätigkeit bei der vorläufigen Sicherheitsbewertung des bei Nuclear Power International (NPI) gegenwärtig entwickelten DWR-Konzepts. Andere internationale Entwicklungen werden bei der Bewertung natürlich mit herangezogen. Eine weitere, längerfristige Zielsetzung besteht darin, Sicherheitsziele für neue DWR-Konzepte gemeinsam von IPSN und GRS zu erarbeiten.

Diese Tätigkeit wird im Auftrag der zuständigen Ministerien – dem Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und dem Ministère Charge de l'Industrie (SCSIN) – in beiden Ländern durchgeführt. Die beiden Ministerien (BMU und SCSIN) haben vereinbart, die Sicherheitsbewertung des NPI-Konzepts in einer eigens dafür geschaffenen Arbeitsgruppe der „Deutsch-Französischen Kommission für Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DFK)" durchzuführen. IPSN und GRS leisten hierfür die wesentliche fachliche Unterstützung. Die übrigen Kooperationsthemen werden im Rahmen laufender oder neugeschaffener Vorhaben vom BMU bzw. Bundesministerium für Forschung und Technologie (BMFT) finanziell gefördert.

NPI ist eine Tochtergesellschaft von Framatome und Siemens mit Hauptsitz in Paris. Ihre wesentlichen Aufgaben sind die Koordination der Entwicklung einer gemeinsamen Druckwasser-Reaktorbaulinie durch Framatome und Siemens für den Export sowie der Vertrieb von Druckwasserreaktoren.

NPI hat erst im Herbst 1989 seine Tätigkeit aufgenommen und konnte daher bis jetzt noch kein vollständiges Sicherheitskonzept vorlegen. Aus diesem Grund ist hier nur ein Zwischenbericht über den Stand der gemeinsamen Überlegungen von GRS und IPSN zu anlagenbezogenen Sicherheitszielen möglich.

2. Der internationale Kontext

In den vergangenen Jahren hat sich der internationale Kontext auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit erheblich gewandelt. Der Schutz der Bevölkerung und der Umgebung bleibt nach wie vor grundlegende Verantwortung der Regierung eines jeden Landes. Industrielle und genehmigungstechnische Unterschiede rechtfertigen unterschiedliche Vorgehensweisen in verschiedenen Ländern. Aber insbesondere seit dem Tschernobyl-Unfall ist klar, daß Reaktorsicherheitsfragen eine internationale Bedeutung haben und sicherlich auch behalten werden.

Der Informationsaustausch – bi-lateral oder multi-national – hat ständig zugenommen. Dies hat zu einem besseren technischen Verständnis und zu einer Abstimmung zwischen den Ländern geführt. Als Beispiel kann das System zur Druckabsenkung im Containment durch gefilterte Druckentlastung herangezogen werden. Das System ist zuerst in Schweden und Frankreich eingeführt worden, später in Deutschland. Es wird auch von anderen Ländern untersucht als eine Maßnahme zur sicherheitstechnischen Verbesserung in Betrieb befindli-

cher Anlagen im Hinblick auf schwere, auslegungsüberschreitende Störfälle. Zur Vorbereitung auf die Wiederaufnahme von Programmen zur Errichtung neuer Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren (LWR) haben Herstel ler und Betreiber in praktisch allen Kernenergie nutzenden Ländern die Entwicklung fortgeschrittener oder neuer Generationen von Reaktoren aufgenommen. Als Ziele der Entwicklung werden unter anderem Verbesserungen auf dem Gebiet der Sicherheit, der Zuverlässigkeit und der Wirtschaftlichkeit angegeben, wobei erstere auch der Verbesserung der öffentlichen Akzeptanz dienen sollen.

Beispielsweise sind in den USA auf dem LWR-Sektor zwei Trends erkennbar:

- Evolutionäre Entwicklungen auf der Basis vorliegender Betriebserfahrungen mit dem Ziel, Sicherheitsmargen zu erhöhen und eine größere Systemvereinfachung zu erzielen,

- Innovative Entwicklungen, die versuchen, über vorwiegend passiv wirkende Sicherheitseinrichtungen (z. B. für Sicherheitseinspeisung und Containmentkühlung) gegebenenfalls ein höheres Maß an Sicherheit zu erreichen.

Die nachfolgende Übersicht zeigt eine Auswahl der verschiedenen Entwicklungen:

USA

EPRI advanced LWR utility requirements document (ALWR)
General Electric advanced BWR (ABWR)
Westinghouse standard plant-90
Combustion Engineering System 80+
Westinghouse advanced passive-600 (AP-600)
General Electric simplified BWR (SBWR)

USA / GB-Konsortium

Safe integral reactor (SIR)

Schweden

ABB Process inherent ultimate safety (PIUS)

Japan / USA

ABWR
APWR

UdSSR

WWER 1000/88
WWER 1000/92

Frankreich

P'4-1400 MWe
N4-1300 MWe
REP-2000

Deutschland

Konvoi
Planungsauftrag

D / F

NPI DWR Konzept

Bei der Vorstellung neuer Entwicklungen wird häufig mit Begriffen argumentiert, wie

- Inhärente Sicherheit
- Passive Sicherheit
- Vereinfachte Reaktorsysteme
- Erhöhung von Sicherheitsmargen
- Fehlertolerante Auslegung
- „Walk-away" Konzepte.

Diese Eigenschaften bzw. -maßnahmen – mit Ausnahme des letzten Begriffs, dem gewiß ein Mangel an Seriosität anhaftet – sind insgesamt überwiegend als sicherheitsgerichtet anzusehen.

Die bisherige Sicherheitstechnik besteht aus einer ausgewogenen Kombination inhärenter Eigenschaften sowie aktiver und passiver Systeme. Ein Sicherheitskonzept, das ausschließlich auf inhärenten Eigenschaften oder passiven Systemen beruht, erscheint nicht technisch sinnvoll:

- Inhärente Eigenschaften können sich bei ungünstigem Systemverhalten negativ auswirken (z. B. negativer Kühlmittel-Temperaturkoeffizient: Kalte Transiente durch Reaktorabschaltung ohne Unterbrechung der Speisewasserzufuhr)

- Passive Systeme können Möglichkeiten zu Eingriffen begrenzen und eine flexible Reaktion auf unerwartete Ereignisabläufe beeinträchtigen

- Aktive Maßnahmen (einschließlich Operateur-Eingriffe) sollten nicht a priori abgelehnt werden.

Beurteilungsmaßstab muß die Konsistenz, Vollständigkeit und Ausgewogenheit des gesamten Sicherheitskonzepts bleiben.

Am Beispiel der „passiven Systeme" soll dies etwas erläutert werden. Vielfach wird hierunter

verstanden, daß diese Systeme ohne äußere Eingriffe von selbst wirksam werden (z. B. Definition von INSAG).

Die Wirklichkeit sieht jedoch erheblich komplexer aus.

Nehmen wir z. B. die Definition von EPRI (ALWR Requirements Document). „Passive system: Systems which employ primarily passive means (i.e. natural circulation, gravity, stored energy) for essential safety functions – contrasted with active systems. Use of active components is limited to valves, controls, and instrumentation."

Solch eine Definition war erforderlich, da es fast immer notwendig ist, durch aktive Eingriffe ein System einzuschalten und zu überwachen. Von daher ist die ursprüngliche Idee, unabhängig von jedem äußeren Wirkungsmechanismus zu sein, notwendigerweise begrenzt. Auf der anderen Seite sollte nicht vergessen werden, daß existieren de Anlagen bereits eine Reihe passiv wirkender Einrichtungen besitzen, wie z. B.

- Regel- und Abschaltstäbe, die durch Schwerkraft einfallen
- Primärkreisauslegung, die Naturumlauf begünstigt
- Gespeicherte Energie (Druckspeicher, Batterien)
- Containment.

Bei all diesen Einrichtungen sind Störungsmöglichkeiten angenommen worden und durch Erfahrungen auch bestätigt worden. Es hat sich gezeigt, daß häufig doch wieder aktive Maßnahmen wie Operateur-Eingriffe und aktive Systeme nötig waren, einen passiven Systemfehler zu beherrschen.

Dies Beispiel sollte zeigen, und das gilt auch in ähnlichem Maße für einige andere der eingangs genannten Begriffe, daß die Sicherheit zu wichtig und zu komplex ist, um auf einige wenige „magische Worte" reduziert werden zu können.

3. Evolutionäre Entwicklung

Unter der Koordination von NPI entwickeln Framatome und Siemens ein DWR-Konzept für den Export, das in interessierten Drittländern genehmigungsfähig sein soll.

Dies impliziert aber auch, daß das gemeinsame Produkt von den deutschen und französischen Sicherheitsbehörden und ihren Sachverständigen positiv bewertet werden kann. Ebenso sollte es als mögliche Basis für Produkte gelten, die sowohl in Deutschland als auch in Frankreich genehmigungsfähig sind.

Die geltenden französischen und deutschen Sicherheitsanforderungen sollten vorzugsweise der Auslegung zugrundegelegt werden, wobei NPI bereits jetzt Abweichungen aus folgenden Gründen für nicht vermeidbar hält:

- Ein Vorgehen, das einhüllend die jeweils weitgehendsten der deutschen und französischen Anforderungen umfaßt, wäre sicherheitstechnisch nicht sinnvoll,

- Weiterentwicklungen in den nationalen Anforderungen müssen bereits antizipiert werden,

- Internationale Anforderungen sollen ebenfalls berücksichtigt werden (z. B. INSAG-3, EPRI, Konkurrenz).

Die Entwicklung des gemeinsamen Produkts wird sich überwiegend auf deutsche und französische Erfahrungen bei der Auslegung, Errichtung und dem Betrieb von Kernkraftwerken abstützen und Verbesserungen auf diesen Gebieten berücksichtigen.

Der Entwicklung wird also eine „evolutionäre" Vorgehensweise zugrunde gelegt.

Als wesentliche Begründung wird angegeben, daß die z. B. in USA von EPRI für ALWR's definierten Sicherheitsziele von den N 4– und Konvoianlagen bereits erfüllt werden. Die Häufigkeit für das Eintreten eines Kernschmelzunfalls liege bereits in der gleichen Größenordnung bzw. niedriger als in den USA definiert. Einschränkend muß allerdings gesagt werden, daß die von EPRI definierten Sicherheitsziele noch nicht von der USNRC akzeptiert und die von der Industrie gemachten Ausführungen von IPSN und GRS noch nicht bestätigt worden sind.

Eine „innovative" Vorgehensweise dagegen mit einer völlig neuen Sicherheitsauslegung birgt den Verlust der Kontinuität zu der existierenden bewährten Technik in sich. Theoretische Vorteile einer solchen Auslegung können möglicherweise durch heute noch nicht bekannte Schwachstellen, die erst nach Jahren Betriebserfahrung aufgedeckt werden, in Frage gestellt werden. Falls der Bau eines Prototyps erforderlich wird, wird es Jahre dauern, bis solch eine Auslegung ausgereift ist.

Die geplante Vorgehensweise im evolutionären Sinne wird von IPSN und GRS für akzeptabel gehalten.

4. Übergeordnete Sicherheitsziele

4.1 Tiefgestaffeltes Sicherheitssystem

Wie bei der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte stimmen IPSN und GRS überein, daß die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik ebenso evolutionär und nicht sprunghaft erfolgen sollte. Die Umsetzung von Betriebserfahrungen, Lehren aus Stör- und Unfällen sowie Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung und von Risikostudien haben zu einer ständigen Fortentwicklung der Sicherheitstechnik beigetragen.

Das tiefgestaffelte Sicherheitskonzept (defence in depth) auf der Basis von 4 Sicherheitsebenen mit dem Schwerpunkt auf der Präventivseite auf jeder Ebene wird nach wie vor das fundamentale Konzept der sicherheitstechnischen Auslegung bleiben:

Tabelle 1: Die vier Sicherheitsebenen

	Anlagenzustand	Sicherheitsmaßnahme
1. Ebene	Normalbetrieb	Qualitätssicherung
2. Ebene	Betriebsstörungen	inhärente Sicherheitseigenschaften Regel-, Begrenzungs-, Schutzsysteme
3. Ebene	Auslegungsstörfälle	Sicherheitseinrichtungen
4. Ebene	Auslegungsüberschreitende Störfälle	Anlageninterner Notfallschutz

Das klassische Mehrstufenkonzept der Sicherheitsauslegung verbessert die Wirksamkeit der einzelnen Schutzebene durch hierarchische Staffelung entscheidend. Wesentlich ist dabei, daß die auf verschiedenen Ebenen wirkenden Maßnahmen voneinander unabhängig sind und die auf der jeweils niedrigeren Ebene nicht erfaßten Schadensfälle wirksam abdecken. Im Sinne dieses erfolgreichen Prinzips soll der anlageninterne Notfallschutz als abgegrenzte und möglichst unabhängige neue Ebene in das mehrstufige Schutzkonzept integriert werden. Ziel ist, auslegungsüberschreitende Störfälle umfassend abzudecken.

Anlageninterner Notfallschutz gleicht also nicht Defizite der Sicherheitsauslegung aus, sondern erweitert das Schutzkonzept grundlegend. Er tritt nicht in Konkurrenz zu Verbesserungen der Auslegung. Diese müssen mit Priorität vorgenommen werden, wenn sie notwendig und sinnvoll sind.

Konstruktive Maßnahmen auf der 4. Sicherheitsebene konnten in den vergangenen Jahren nur nachträglich in vorhandenen Reaktorsystemen realisiert werden und führten nicht immer zu optimalen technischen Lösungen. Im Hinblick auf neue Reaktorkonzepte halten wir es für zweckmäßig, die Implementierung dieser Maßnahmen von vornherein zu berücksichtigen.

Ziel sollte sein, die Maßnahmen auf der 4. Sicherheitsebene so zu stärken, daß anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen nicht zwingend erforderlich würden. Dies schließt jedoch nicht aus, daß dennoch Katastrophenschutzpläne entsprechend der Vorgehensweise in beiden Ländern vorbereitet werden.

4.2 Einsatz probabilistischer Methoden bei der Auslegung

NPI beabsichtigt, bei der Entwicklung des gemeinsamen Produkts probabilistische Methoden (PSA) mit folgender Zielsetzung zu verwenden:

- Auswahl zwischen potentiellen Lösungen
- ausgewogenes Sicherheitskonzept durch Vermeidung identifizierter Schwachstellen

- Begründung für ein Abweichen von gegenwärtigen deutschen und französischen Sicherheitsanforderungen
- Nachweis, daß das von NPI gesetzte probabilistische Ziel erreicht wird.

Detaillierte quantitative Sicherheitsziele (wie z. B. die USNRC safety goals) sind in beiden Ländern offiziell nicht eingeführt. Einzelne Zielsetzungen auf probabilistischer Basis werden jedoch in Frankreich verwendet und sind behördlich akzeptiert worden. In Deutschland werden Werte für Kernschmelzhäufigkeiten orientierend herangezogen.

NPI wird seine Entwicklung zunächst an den für die N 4– bzw. Konvoi-Anlagen erzielten Werte für die Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe spiegeln. Die international festgelegten bzw. vorgeschlagenen Werte sollten hierbei mit herangezogen werden.

Die probabilistische Analyse ist eine gute Methode, die sicherheitstechnische Ausrüstung einer in Betrieb befindlichen Anlage in ihrer Gesamtheit systematisch zu untersuchen und zu bewerten. Jedoch beim Versuch, PSA in einer frühen Auslegungsphase bereits anzuwenden, ist Vorsicht geboten, denn ihre Gültigkeit hängt entscheidend von der Festlegung der Komponenten, der Systemtechnik und der betrieblichen Fahrweise ab. Bei einem evolutionären Konzept ist die Aussagekraft von PSA größer als bei einem innovativen Konzept, da betriebsbewährte Komponenten und Systeme verwendet werden.

In Frankreich hat der probabilistische Ansatz die Notwendigkeit gezeigt, zusätzliche komplementäre Vorkehrungen (Accident Management Maßnahmen, die sog. H- und U 3-Prozeduren) einzuführen, um die vorgegebenen Sicherheitsziele zu erreichen. Bisher wurden die Strahlendosen aufgrund potentieller Unfallfreisetzungen betrachtet. Nach dem Tschernobyl-Unfall ist es ratsam geworden, zusätzlich die Landkontamination und Kontamination von Nahrungsmitteln zu betrachten. Dies führt auch zu Überlegungen, den für Unfallfreisetzungen definierten Quellterm (den sogenannten S 3-Term) möglicherweise zu verringern.

5. Einige sicherheitstechnische Einzelfragen im Hinblick auf neue Reaktorkonzepte

In den Diskussionen, die zwischen GRS und IPSN geführt wurden - auch zusammen mit den Sicherheitsbehörden beider Länder – hat sich klar abgezeichnet, daß die übergeordneten Sicherheitsziele für die absehbare Zukunft gleichbleiben werden und sich heute kein starker Anreiz für eine radikale Änderung des gegenwärtigen Auslegungskonzepts abzeichnet. Vielmehr erscheint es in beiden Ländern unersetzlich zu sein, maximalen Nutzen aus Betriebserfahrungen zu ziehen, um sicherheitstechnische Verbesserungen zu erzielen. Darüberhinaus bieten die durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen eine Basis zur Identifizierung relativer Schwachstellen bestehender Anlagen. Entwicklungen im Ausland müssen ebenfalls intensiv verfolgt werden, um die einigen Projekten innewohnenden vorteilhaften Sicherheitseigenschaften bewerten zu können.

Das Sicherheitskonzept und die Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen des NPI-Projekts befinden sich noch am Beginn der Entwicklung, so daß zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch keine Bewertung abgegeben werden kann.

Im folgenden werden zu Einzelfragen Hinweise gegeben, die nach Meinung von IPSN und GRS bei der weiteren Entwicklung durch NPI untersucht werden sollten.

- *Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts*

Ein ausgewogenes Sicherheitskonzept zu erreichen, sollte ein übergeordnetes Ziel sein. Wie bereits erwähnt, dient hierzu auch die Auswertung von PSA's für existierende Anlagen mit der Beseitigung der dabei identifizierten relativen Schwachstellen, aber auch der Stellen, bei denen eine Überauslegung festgestellt worden ist.

Ein weiteres Ziel sollte sein, die Sicherheitsmargen zu erhöhen. Dies könnte durch eine geringere Leistungsdichte im Reaktorkern und/oder durch höhere Kühlmittelinventare im Reaktorsystem erreicht werden. Außerdem führt dies zu einer langsameren Reaktion des Systems bei Störungen. Unterstützt wird dadurch eine weitere Zielsetzung neuer Reaktorkonzepte, nämlich die Vereinfachung des Reaktorsystems. Diese Zielsetzung führt zu einer höheren Transparenz beim Betrieb der Anlage und bei möglichen menschlichen Handlungen und bringt in Verbindung mit der langsameren Reaktion des Systems bei Störungen eine Entschärfung der Schnittstelle Mensch-Maschine.

- *Rolle des Containments*

Wie bereits erwähnt, sind in beiden Ländern an den bestehenden Anlagen Maßnahmen durchgeführt worden, um die Funktion des Containments im Hinblick auf auslegungsüberschreitende Störfälle zu verbessern. Diesen Ereignissen wird heute eine größere Bedeutung beigemessen als bei der ursprünglichen Auslegung der bestehenden Anlagen. Mit Einführung der 4. Sicherheitsebene muß die Rolle des Containments bei der sicherheitstechnischen Auslegung im Bereich schwerer Unfälle neu überdacht werden.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle sind in angemessener Weise bereits frühzeitig vorzusehen. Der Sicherheitseinschluß sollte alle Anlagenzustände vom Normalbetrieb bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen umfassen. Dabei muß jedoch sorgfältig analysiert werden, ob eine Verstärkung der Funktion des Sicherheitseinschlusses im auslegungsüberschreitenden Bereich nicht mit einer Schwächung der Funktion (und Erhöhung des Risikos) im Auslegungsbereich verbunden ist.

Dies betrifft sowohl den bestgeeigneten Containmenttyp als auch Untersuchungen von Verbesserungen im Unfallbereich:

zur Verhinderung oder Verzögerung des Durchschmelzens der Fundamentplatte
zum Schutz gegen Belastungen aus Wasserstoffverbrennungen
zur Druckabsenkung im Containment (Containmentkühlung oder gefilterte Druckentlastung)
zur Verhinderung des Containment by-pass.

Der letzte Punkt erfordert auch weitere Untersuchungen beim

- *Sekundärkreislauf*

Besonders im Hinblick auf Dampferzeuger-Heizrohrschäden sind weitere Untersuchungen zweckmäßig, evtl. Anhebung des Auslegungsdrucks für Sekundärkreiskomponenten in Richtung oder bis zum Sättigungsdruck des Primärkreises. Ein anderes Feld ist die Speisewasserversorgung. Hierbei wäre eine weitere Verbesserung der Zuverlässigkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr zu erzielen, wenn zusätzliche diversitäre Lösungen untersucht

werden. Das von NPI vorgeschlagene Konzept eines weitgehend passiv wirkenden Sicherheits-Kondensators zur sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr dürfte ein Schritt in die richtige Richtung sein.

- *Mensch-Maschine-Schnittstelle*

Überdacht werden müßte auch die Gestaltung der Mensch-Maschine-Schnittstellen. Neben der Vereinfachung der Anlagen und der weiteren Nutzung passiver Einrichtungen sind Verbesserungen der Automatisierung der Störfallbeherrschung möglich.

Weitere Entwicklungsarbeiten sind im Bereich der „fehlertoleranten" Technik zweckmäßig, um die Anlagen noch weniger sensitiv auf Fehlhandlungen des Betriebspersonals reagieren zu lassen.

- *F & E für neue Reaktorkonzepte*

Es ist möglich, daß sich aufgrund der skizzierten Anregungen bei intensivierter Forschung und Entwicklung unter anderem auf den Gebieten 'Vereinfachung des Reaktorsystems" und „verstärkter Einsatz passiver Systeme" ein Weg abzeichnet, der längerfristig zu einer Modifikation des „defence in depth" Konzepts führen könnte. Auf der anderen Seite ist es notwendig, daß IPSN und GRS die Methoden zur Sicherheitsbewertung weiter entwickeln. Sie müssen gerüstet sein, bei Vorlage neuer Reaktorkonzepte durch die Industrie diese mit adäquaten analytischen Methoden auf dem neuesten Stand der Entwicklung beurteilen zu können.

Weiterhin sind wir der Ansicht, daß gewisse Entwicklungen der Industrie, die in neue Konzepte einfließen sollen, auch einer experimentellen Verifikation bedürfen. Hierbei sollte rechtzeitig überlegt werden, welche der vorhandenen oder geplanten Anlagen am sinnvollsten genutzt werden können.

6. Schlußbemerkungen

Einige wesentliche Elemente, die bei der Sicherheitsbewertung neuer Reaktorkonzepte berücksichtigt werden sollten, sind bei den vorherigen Ausführungen betont worden.

Für die Bewertung durch GRS und IPSN ist es wichtig, daß die Industrie (NPI) ein konkretes Projekt vorlegt.

Die Erfahrung hat gezeigt, daß detaillierte sicherheitstechnische Anforderungen (bzw. Zielsetzungen) nur anhand konkreter Projekte entwickelt werden können. Bei diesem Projekt ergibt sich die Möglichkeit, parallel zur Entwicklung des Konzepts durch die Industrie unabhängig davon durch IPSN und GRS entsprechende Sicherheitsziele zu erarbeiten.

Im Hinblick auf die europäische Entwicklung der nächsten Jahre werden wir gemeinsam versuchen, Sicherheitsziele zu entwickeln, die zukunftswirkend sein werden.

Ergebnisse, Möglichkeiten und Grenzen der Auswertung internationaler Betriebserfahrungen

H. Liemersdorf, M. Simon[1])

Kurzfassung

Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken fallen einmal an als Besondere Vorkommnisse, zum anderen aber auch aus dem normalen Prozeß- und Betriebsverhalten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme sowie aus Prüfungen und Instandhaltungsvorgängen.

Die Wege und Ziele der Nutzung dieser Betriebserfahrungen und die Vorgehensweisen bei der Auswertung, insbesondere der Besonderen Vorkommnisse, werden aufgezeigt. Bei der Auswertung von Besonderen Vorkommnissen ist zu unterscheiden zwischen der

- Einzelauswertung eines konkreten Vorkommnisses dahingehend, ob Ursache, Ablauf und die Abhilfe gegen Wiederholung dem heutigen Kenntnisstand entsprechen und ob das Vorkommnis überträgbar ist und

- übergreifenden Auswertungen einer Vielzahl von Vorkommnissen zur Identifizierung sicherheitstechnisch bedeutsamer Fragestellungen generischer Probleme.

Bei diesen Auswertungen sind oftmals vertiefte fallbezogene Untersuchungen als ingenieurtechnische Abschätzungen oder technisch-wissenschaftliche Analysen zur Klärung offener Fragen oder zur Untermauerung von Ergebnissen erforderlich. Vorgehensweisen und Ergebnisse von Einzelauswertungen und übergreifenden Auswertungen werden anhand von Beispielen dargestellt. Dabei werden auch Möglichkeiten zur Intensivierung der systematischen übergreifenden Auswertung beschrieben und ihre Grenzen diskutiert.

Wesentliche Schlußfolgerungen für die GRS sind:

- Die Auswertung von Einzelvorkommnissen hat weiterhin eine tragende Bedeutung bei der Nutzung von Betriebserfahrungen.

- Die systematische vorkommnisübergreifende Auswertung soll zukünftig intensiviert werden.

- In die Auswertung sollen zukünftig verstärkt neben den Besonderen Vorkommnissen auch „Sonstige Betriebserfahrungen" einbezogen werden.

ABSTRACT

Operating experience in nuclear power plants is gained not only from unusual events, but also from the normal process and operating behavior of safetyrelated systems and from inspections and maintenance procedures.

[1]) Dipl.-Ing. Heinz Liemersdorf und Dipl.-Ing. Manfred Simon, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

The paper outlines the means and objectives behind the application of this operating experience and the procedures for analyzing unusual events in particular. When analyzing unusual events it is important to distinguish between

- the individual analysis of a specific event in terms of whether cause, sequence and correction to prevent repetition correspond to the present state of the art and whether the event could occur at other plants

and

- generic analyses of a series of events in order to identify safety-related aspects of generic problems.

Such analyses often require in-depth case-related investigations in the form of engineering appraisals or technical/scientific analyses in order to clarify outstanding questions or substantiate results. Examples are used to describe the procedures applied and the results of individual and generic analyses. The paper also considers possible ways of placing greater emphasis on systematic generic analyses and discusses their limits.

Major conclusions for GRS are as follows:

- The analysis of individual events continues to be of major importance when applying operating experience.

- In future, greater emphasis should be placed on the systematic generic analysis of events.

- In addition to unusual events, future analyses should also include more „miscellaneous operating experience."

1. Einleitung

Bei den ersten Generationen von Kernkraftwerken waren das Sicherheitskonzept und die technische Auslegung geprägt durch die bei einer neuen Technik notwendige vorausschauende Vorsorge gegen mögliche Störungen und Störfälle. Inzwischen kommt mit den zunehmenden Betriebserfahrungen zusätzlich ein Erfahrungsrückfluß zum Tragen, der einmal unmittelbar der Beseitigung erkannter Schwachstellen dient. In einem immer größer werdenden Umfang führt er aber auch zu generellen Verbesserungen in der Anlagentechnik und in der Betriebsweise. Dadurch wird eine kontinuierliche Optimierung und Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik erreicht. Die Betonung der Sicherheitstechnik sollte nicht verdecken, daß der Erfahrungsrückfluß selbstverständlich auch der Optimierung der Verfügbarkeit und damit auch der Wirtschaftlichkeit der Anlagen dient, da viele Systeme sowohl für die Sicherheit als auch für die Verfügbarkeit von Bedeutung sind.

Um den Umfang des Erfahrungsrückflusses zu verdeutlichen, läßt sich als gewisser Maßstab die Gesamtzahl der weltweit in Betrieb befindlichen Anlagen heranziehen (Bild 1). Kernkraftwerke in Europa und den USA haben zusammen einen Anteil von 70% an den Gesamtbetriebsjahren von weltweit 5107 Jahren. Die Auswertung von Betriebserfahrungen ist seit vielen Jahren ein Schwerpunkt der Tätigkeiten der GRS. Selbstverständlich werden

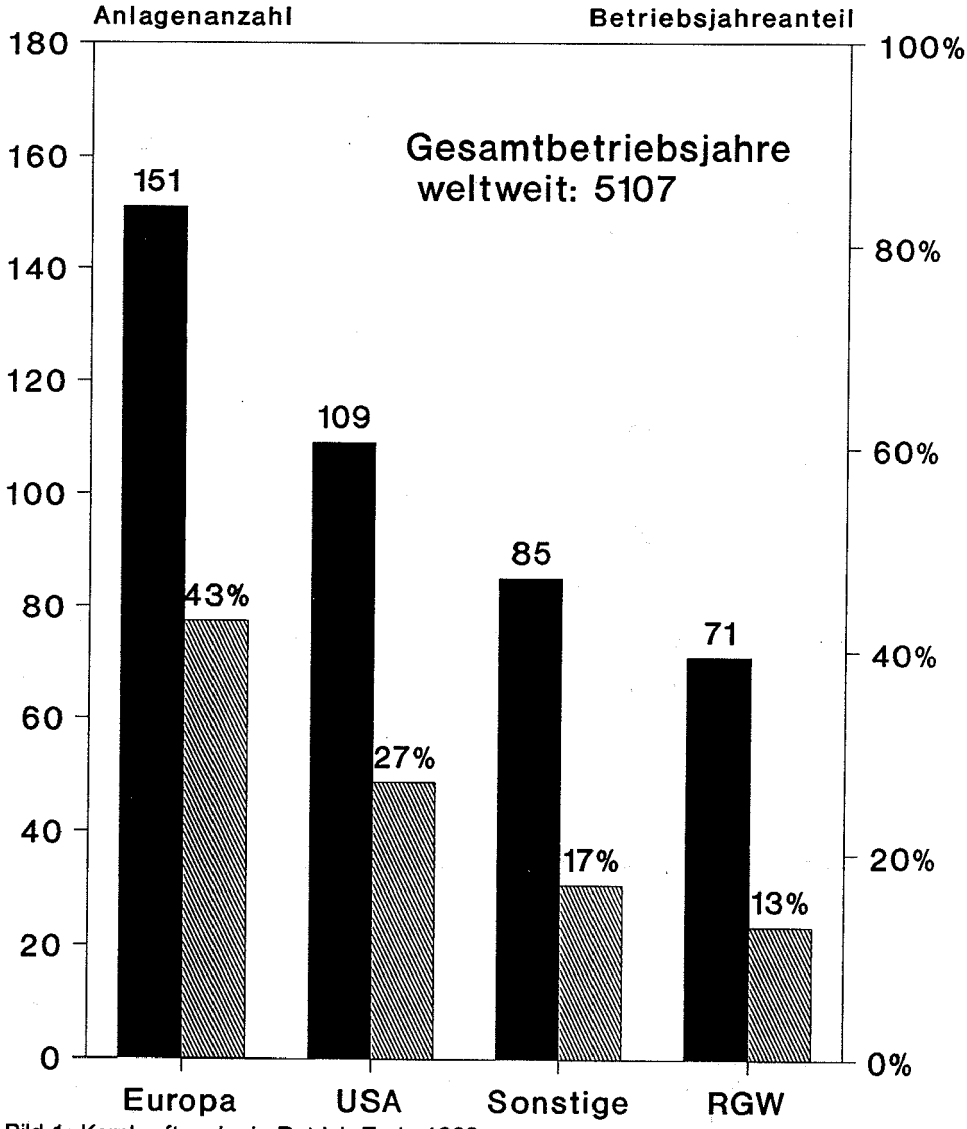


Bild 1: Kernkraftwerke in Betrieb Ende 1989

Betriebserfahrungen in Deutschland nicht nur von der GRS ausgewertet; jeder einzelne Betreiber nutzt seine Erfahrungen ebenso wie die TÜVe für ihre Aufgaben bei den von ihnen zu betreuenden Anlagen. Die Aufgabe der GRS in diesem Tätigkeitsfeld ist die Bereitstellung fachlicher Grundlagen zur Unterstützung des BMU bei der Wahrnehmung seiner bundesaufsichtlichen Aufgaben.

Mit der Schaffung des BUNDESAMTES FÜR STRAHLENSCHUTZ (BfS) werden behördennahe Aufgaben, die in diesem Zusammenhang bisher auftragsgemäß von der GRS wahrgenommen wurden, zukünftig von dieser Behörde bearbeitet. Aufgrund dieser Aufgabenverla-

1. BESONDERE VORKOMMNISSE

* alle gemeldeten Ereignisse aus dem Inland
* alle dem "Incident-Reporting-System (IRS)" der OECD bzw. der IAEA gemeldeten Vorkommnisse des Auslands

2. SONSTIGE BETRIEBSERFAHRUNGEN

* Informationen zum Prozeß- und Betriebsverhalten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme z.B. aus:
  - Prozeß- und Schichtbüchern
  - Betriebsberichten
* Erkenntnisse aus Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Komponenten z.B. aus:
  - Protokollen zu wiederkehrenden Prüfungen
  - Dokumentationen zur Instandhaltung
  - Mängel- oder Störungstagebüchern

Bild 2: Informationsbasis zur Nutzung von Betriebserfahrungen

gerung kann sich die GRS zu künftig mehr auf ihre fachspezifischen Aufgaben zur Auswertung von Betriebserfahrungen konzentrieren. Betriebserfahrungen fallen einmal an als „Besondere Vorkommnisse", zum anderen aber auch als „Sonstige Betriebserfahrungen" aus dem normalen Prozeß- und Betriebsverhalten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme sowie aus Prüfungen und Instandhaltungsvorgängen (Bild 2).

Bild 3 zeigt die Wege und Ziele der Nutzung von Betriebserfahrungen. Für die Auswertung von Betriebserfahrungen werden sowohl gemeldete Besondere Vorkommnisse als auch sonstige Betriebserfahrungen genutzt. Neben unserem nationalen System zur bundeseinheitlichen Meldung und Erfassung besonderer Vorkommnisse gibt es heute als internationales System insbesondere das „Incident Reporting System" der IAEA und der OECD.

Betriebserfahrungen unterhalb der Meldeschwelle werden von uns nicht einheitlich erfaßt. Für ihre Erfassung und Auswertung ist ein unmittelbarer Kontakt zu den Kernkraftwerken notwendig, da große Datenmengen zu betrachten und komponentenspezifische Detailkenntnisse erforderlich sind. Die in den letzten Jahren bei der GRS geschaffenen Vorausset-

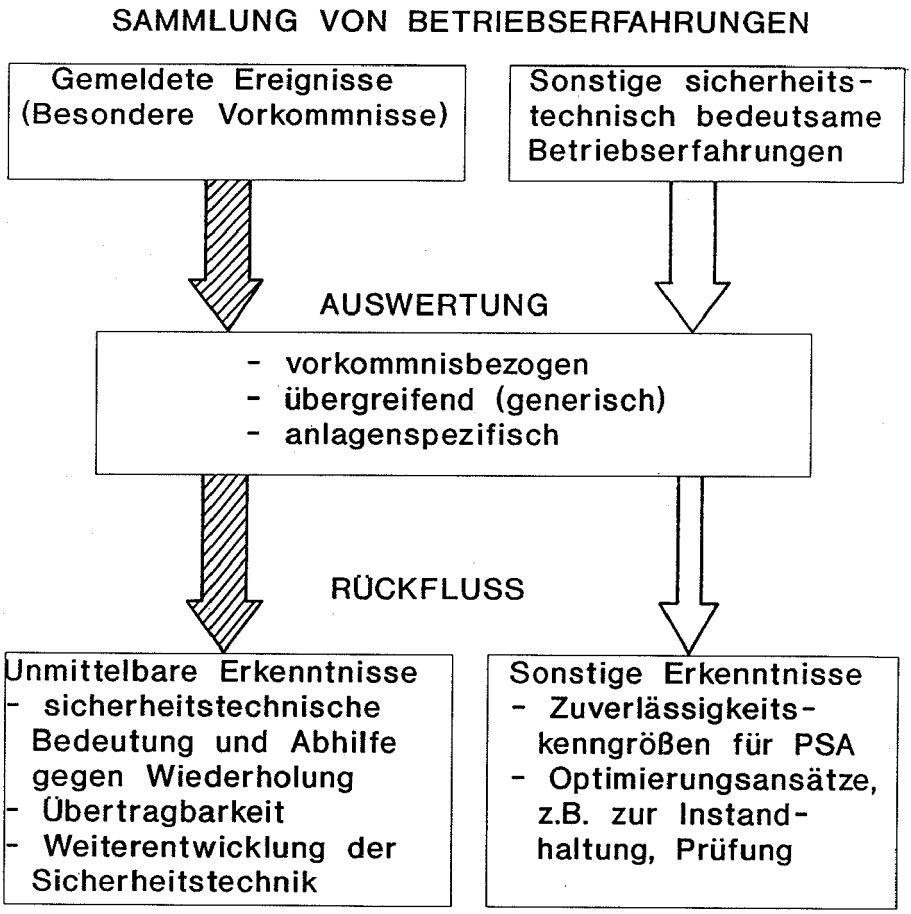


Bild 3: Wege und Ziele der Nutzung von Betriebserfahrungen

zungen für solche Kontakte werden die Nutzung dieser Betriebserfahrungen zukünftig erweitern. Von den Kernkraftwerksbetreibern wurde zur internen Nutzung von Betriebserfahrungen das internationale Informationssystem „WANO" aufgebaut.

Um Erkenntnisse aus der Auswertung von Betriebserfahrungen zu gewinnen, reicht die Auswertung Besonderer Vorkommnisse alleine nicht aus. Erst durch die zusätzlichen Informationen aus den sonstigen Betriebserfahrungen ist man oftmals erst in der Lage, Erkenntnisse aus dem Einzelvorkommnis abzusichern und zu verallgemeinern. Der Vortrag befaßt sich aber in erster Linie mit der Auswertung von Besonderen Vorkommnissen und dem sich daraus ergebenden unmittelbaren Erfahrungsrückfluß. Dieser beinhaltet Erkenntnisse zur

1. Klärung des konkreten Vorkommnisses, das heißt, es ist zu untersuchen, ob Ursache und Ablauf mit dem heutigen technischen Kenntnisstand erklärbar sind und ob die Abhilfe gegen Wiederholung sachgerecht und der sicherheitstechnischen Relevanz angemessen ist.

2. Übertragbarkeit auf andere Anlagen bei Vorkommnissen in deutschen Kernkraftwerken und auf deutsche Anlagen bei ausländischen Vorkommnissen.

3. Weiterentwicklung der Anlagensicherheit im technischen und betrieblichen Bereich.

Auf die Nutzung von Betriebserfahrungen zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), die mittelbar anhand der Erkenntnisse aus solchen Studien zur Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik beiträgt, sowie auf Erkenntnisse zur Optimierung der vorbeugenden Instandhaltung und des Überwachungskonzeptes wird hier nicht eingegangen. Darüber wurde in Vorträgen früherer GRS-Fachgespräche schon berichtet.

2. Vorgehensweise bei der Auswertung von besonderen Vorkommnissen

Die Leistungsfähigkeit des Erfahrungsrückflusses zum Erkennen technischer Schwachstellen und zur Umsetzung der Erkenntnisse in technische und betriebliche Verbesserungen hängt entscheidend von der Qualität, der Sorgfalt und der Art und Tiefe der technischen Auswertung der Betriebserfahrungen ab. Bild 4 gibt einen Überblick über die Art und die Wege der Auswertung besonderer Vorkommnisse. Zunächst ist zu unterscheiden zwischen der Auswertung eines einzelnen konkreten Vorkommnisses und vorkommnisübergreifenden Auswertungen.

Bei der Einzelauswertung erfolgt im ersten Schritt eine routinemäßige Beurteilung im Hinblick darauf, ob Ursache, Ablauf und Auswirkungen eines Vorkommnisses in ihren Einzelheiten mit dem heutigen technischen Kenntnisstand erklärbar sind. Trifft dies zu, gilt die routinemäßige Bearbeitung dann als abgeschlossen, wenn Abhilfe gegen Wiederholung nicht notwendig oder in angemessenem Umfang getroffen worden ist und keine anlagenübergreifenden Aspekte erkennbar waren. In den anderen Fällen erfolgt eine vertiefte Untersuchung des Vorkommnisses und der offenen Fragen anhand fallbezogener ingenieurtechnischer Abschätzungen oder technisch-wissenschaftlicher Analysen. Solche Untersuchungen sind überwiegend systemtechnischer Art zur Klärung des Vorkommnisablaufes und der Übertragbarkeit. Technisch-wissenschaftliche Analysen können aber auch zum Beispiel thermohydraulische Rechnungen sein zur Verifikation von Transienten oder strukturdynamische Analysen zur Beurteilung der Standsicherheit und der Integrität von Komponenten. Wichtige Ergebnisse und Schlußfolgerungen aus solchen Untersuchungen fließen in den nationalen und internationalen Erfahrungsrückfluß ein.

Unter übergreifender Auswertung wird die Auswertung einer Vielzahl von Vorkommnissen, im allgemeinen auf mehrere Anlagen bezogen, verstanden. Sie dient im wesentlichen der Identifizierung übergeordneter sicherheitstechnisch bedeutsamer Fragestellungen, insbesondere auch auf gemeinsame Ursachen von Vorkommnissen hin. Dabei kommen unterschiedliche Methoden in Betracht. Dazu gehören:

- *Statistische Analyseverfahren,* wie zum Beispiel die in den USA als „Trend & Pattern Analysis" benannten Verfahren, um zum Beispiel anhand der Häufung von Fehlern oder Ursachen von Ausfällen bestimmte Schwachstellen zu erkennen. Solche Analysen können je nach ihrer Art und Tiefe unterschiedlichen Zielen dienen, zum Beispiel der Verfolgung der sicherheitstechnischen Entwicklung anhand ausgewählter Trendindikatoren oder der Auffindung maßgebender Einflußfaktoren für den Ausfall von Bauteilen.

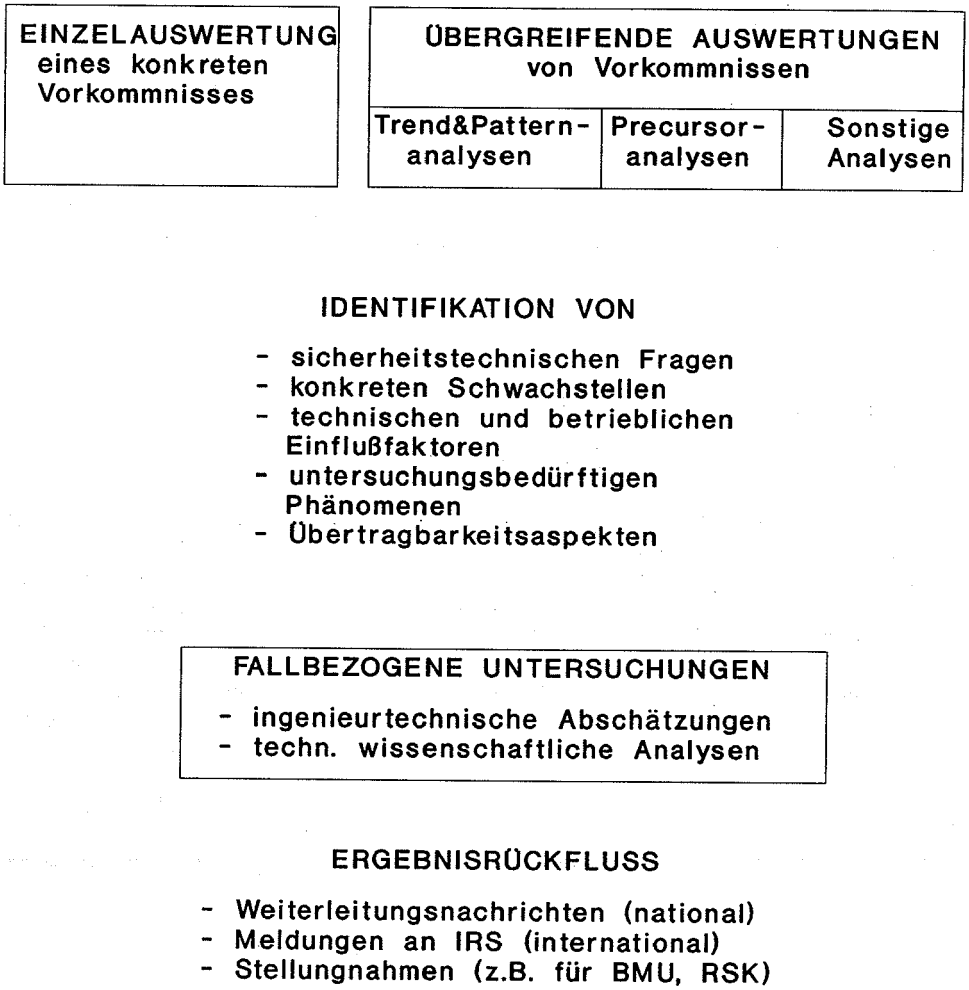


Bild 4: Art und Wege der Auswertung Besonderer Vorkommnisse

- *Sogenannte „Precursoranalysen."* Bei diesen Analysen wird gezielt nach solchen Vorkommnissen gesucht, die als „Vorläufer" für potentielle Unfälle anzusehen sind. Die Untersuchung geht von einem real eingetretenen Besonderen Vorkommnis aus. Es wird untersucht, inwieweit der im mehrstufigen Sicherheitskonzept begründete Abstand zu einer Gefährdung im konkreten Fall auffällig verringert war.

- *Sonstige Analysen,* insbesondere anhand ausländischer Auswertungen von Betriebserfahrungen. Dazu gehören zum Beispiel die obengenannten Trend & Pattern- und Precursoranalysen aus den USA, aber auch fallbezogene ingenieurtechnische Untersuchungen zu generischen Problemen, zum Beispiel zum Verhalten bestimmter Werkstoffe bei unterschiedlichen Betriebsbedingungen.

Unsere Auswertung von Besonderen Vorkommnissen bezog sich bisher mehr auf die Einzelauswertung der Vorkommnisse. Dabei zeigte sich, daß schon die Einzelauswertung von Vorkommnissen wesentlich zur Identifizierung generischer Problemstellungen beiträgt. Die Entwicklung geht aber dahin, zukünftig systematischer als bisher mit Einsatz der beschriebenen Analyseverfahren übergreifende Auswertungen durchzuführen, um generelle Trends und generische Probleme systematisch aufzuspüren.

Im weiteren wird mit Hilfe von Beispielen für vorkommnisbezogene und übergreifende Auswertungen ausführlicher auf Ergebnisse, Möglichkeiten und Grenzen solcher Auswertungen eingegangen.

3. Ergebnisse, Möglichkeiten und Grenzen

3.1 Vorkommnisbezogene Auswertungen

Vorkommnisbezogene Auswertungen dienen, wie schon erläutert, der Klärung der Ereignisabläufe, der Ursachen, der sicherheitstechnischen Bedeutung des Vorkommnisses und der Bewertung von Anforderungen zur Abhilfe gegen Wiederholung des Vorkommnisses, insbesondere hinsichtlich der Übertragbarkeit auf andere Anlagen. Ein typisches Beispiel ist das bekannte Vorkommnis „Nichtschließen einer Erstabsperrarmatur des Not- und Nachkühlsystems" im Kernkraftwerk Biblis im Jahre 1987. Dieses Vorkommnis dürfte bis in seine Einzelheiten allen Experten hinlänglich bekannt sein. Es ist aber sehr gut geeignet, um die Vorgehensweise und die Art der Fragestellung bei unseren Auswertungen zu verdeutlichen und den Erfahrungsrückfluß aufzuzeigen.

Bei dem Vorkommnis in Biblis kam es bei dem Versuch, durch eine Druckentlastung über die Prüfleitung die Erstabsperrung (Rückschlagventil) zu schließen, zum Austrag von Reaktorkühlmittel in Bereiche außerhalb des Sicherheitsbehälters (SB). Die Prüfarmatur wurde innerhalb weniger Sekunden wieder geschlossen und damit die Störung beendet.

Bei der Auswertung dieses Vorkommnisses hinsichtlich seiner sicherheitstechnischen Bedeutung stellte sich die Frage, ob bei unterstelltem Schließversagen der Prüfarmatur ein Kühlmittelverluststörfall im Ringraum unvermeidlich gewesen wäre. Vertiefte ingenieurtechnische Analysen zur Belastbarkeit der Prüfleitung und ihrer SB-Abschlußarmaturen zeigten eine ausreichende Festigkeit, so daß der Kühlmittelverlust im unterstellten Fall durch Schließen der SB-Armaturen in der Prüfleitung auf den Sicherheitsbehälter hätte begrenzt werden können.

Um eine Wiederholung dieses Vorkommnisses zukünftig auszuschließen, wurden im Kernkraftwerk Biblis und aufgrund der gegebenen Übertragbarkeit teilweise auch in anderen DWR-Anlagen der Bundesrepublik Deutschland technische Verbesserungen realisiert, wie:

Verbesserung der Stellungsüberwachung von Erst- und Zweitabsperrarmaturen,
Verriegelung von Prüfarmaturen,
Druck- und Temperaturmessungen zwischen Erst- und Zweitabsperrarmatur
Ertüchtigung von Prüfleitungen für höhere Drücke und Absicherung durch zusätzliche Sicherheitsventile.

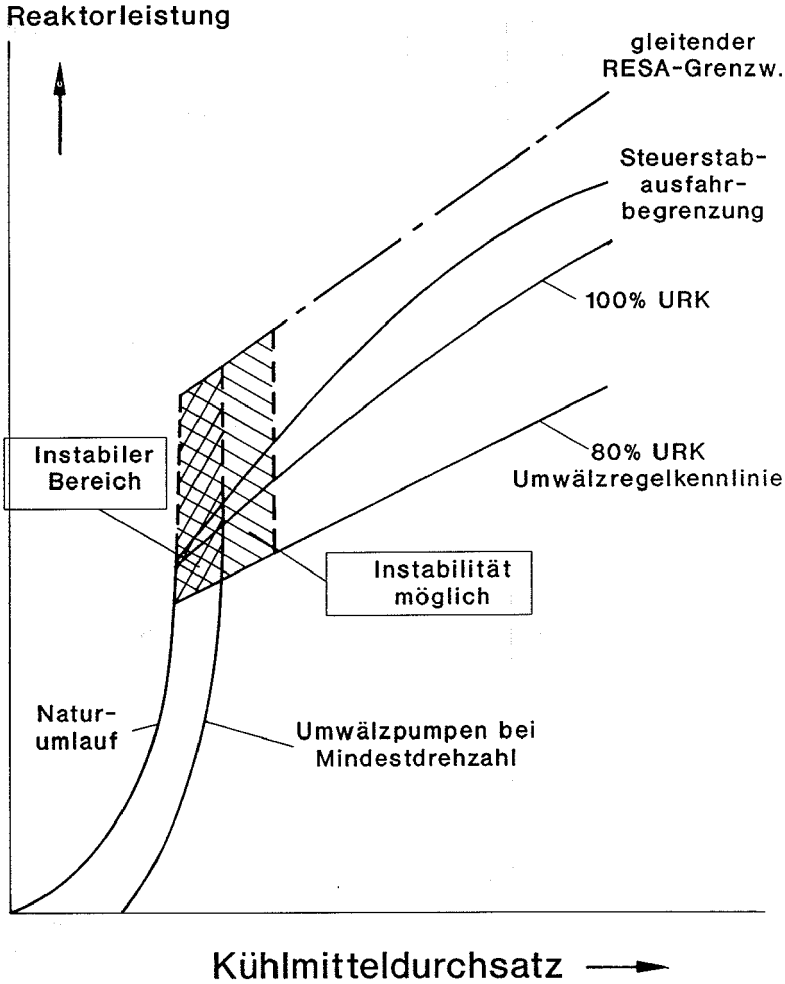


Bild 5: Betriebskennlinienfeld SWR

Weiterhin wurden organisatorische Maßnahmen zur Verbesserung der Erfassung und Abarbeitung von Störungsmeldungen und der Personalschulung getroffen.

Bei einer Einzelauswertung von Vorkommnissen aus dem Ausland ist die Untersuchung der Übertragbarkeit um allgemeinen schwieriger, weil die Anlagentechnik sich meistens sehr von deutschen Anlagen unterscheidet. Hier muß die wesentliche Problemstellung des Vorkommnisses verallgemeinert werden. Zwei Beispiele sollen dies verdeutlichen:

- In der amerikanischen SWR-Anlage La Salle 2 kam es nach einem durch Wartungsarbeiten verursachten Ausfall der Kühlmittelumwälzpumpen zu einer Instabilität des Reaktorkerns. Diese wurde erkannt durch Schwingungen des Neutronenflusses. Ursache war ein instabiler Bereich im Betriebskennfeld (geringer Kerndurchsatz bei hoher Reaktorleistung). In Bild 5 ist dieser Bereich gekennzeichnet. Da die Anlagentechnik dieser Anlage

sich von deutschen SWR-Anlagen unterscheidet (2-Loop-Anlage) erfolgte keine direkte Analyse des Ereignisses, sondern es wurde eine exemplarische Untersuchung von Unterkühlungstransienten für deutsche SWR-Gegebenheiten mit gezielten Parametervariationen vorgenommen, um dem Phänomen der Leistungsschwingungen nachzugehen. Weiterhin wurden deutsche Betriebserfahrungen hinsichtlich dieses Phänomens speziell ausgewertet. Die Untersuchungen zeigten:

Das Vorkommnis in La Salle ist grundlätzlich übertragbar,
Schwingungen wurden bei Stabilitätstests in deutschen SWR festgestellt.

Grundsätzlich ist auch bei deutschen SWR-Anlagen bei entsprechenden Betriebsbedingungen ein instabiles Verhalten möglich und die Stabilitätsgrenze durch Abschalten von Kühlmittelumwälzpumpen erreichbar. Bei Erreichen der Stabilitätsgrenze, die genau theoretisch nur schwer zu bestimmen ist, werden RESA-Grenzwerte nicht zwangsläufig erreicht. Aus diesen Untersuchungen wurden Empfehlungen abgeleitet, Verbesserungen wurden realisiert. Dazu zählt der Einsatz zusätzlicher Kerninstrumentierungen und das sogenannte Pulkeinfahren von Steuerstäben bei Erreichen von Stabilitätsgrenzen.

- Das zweite Beispiel für die Einzelauswertung eines ausländischen Vorkommnisses befaßt sich mit einem Ereignis im spanischen Kernkraftwerk Trillo. Weil bei der Erdfehlersuche die elektrische Masseverbindung zwischen dem Reaktorhilfsanlagengebäude und dem Notstandsgebäude gelöst wurde, kam es zu Potentialverschiebungen zwischen Elektronikbaugruppen und dadurch zu Fehlsignalen im Reaktorschutzsystem. Die Anlage befand sich im kalten abgeschalteten Zustand.

  Aufgrund eines ähnlichen Aufbaus der Energieversorgung, des Reaktorschutzsystems und des Erdungskonzeptes ist das Vorkommnis auf deutsche DWR-Anlagen übertragbar. In der Vergangenheit sind aus deutschen Kernkraftwerken zwei Vorkommnisse gemeldet worden, bei denen es bei der Erdfehlersuche zu Fehlsignalen im Bereich der Energieversorgung gekommen ist. Die Auswertung des Trillo-Vorkommnisses und der deutschen Vorkommnisse zeigte, daß bei der Erdfehlersuche besondere Vorsichtsmaßnahmen angebracht sind. In den betroffenen Anlagen wurden als erste Maßnahme die Prüfanweisungen für die Erdfehlersuche präzisiert. Zum Beispiel darf ein Öffnen von Erdungstrennern zukünftig nur noch bei kalt unterkritischem Reaktor durchgeführt werden. Weiterhin werden die Erdungskonzepte derzeit generell überarbeitet.

Die Beispiele für Einzelauswertungen zeigen deutlich, daß mit den vorhandenen Möglichkeiten der Auswertung die Ziele der Einzelauswertung, insbesondere hinsichtlich der Übertragbarkeit von Erkenntnissen, erreicht werden. Grenzen der Auswertung ergeben sich dort, wo – wie im Beispiel La Salle – die anlagentechnischen Unterschiede eine direkte Übertragbarkeit nicht zulassen. Hier ist eine Verallgemeinerung des erkannten Problems notwendig. In solchen Fällen bedarf es dann vertiefter Analysen zum Verhalten anderer Anlagen (z. B. deutscher Anlagen bei erkannten Problemen in ausländischen Anlagen) unter den problembehafteten Randbedingungen. Bei ausländischen Vorkommnissen ergibt sich oftmals eine Begrenzung in Umfang, Art und Tiefe der Auswertung schon dadurch, daß notwendige anlagentechnische Detailinformationen nicht kurzfristig zur Verfügung stehen. Die Möglichkeit einer Einbeziehung von Informationen aus dem internationalen Betreiberinformationssystem 'WANO" könnten hier Grenzen erweitern. Für deutsche Anlagen ist dies kein grundsätzliches Problem. Je nach Art der notwendigen Detailinformationen kann aber die Beschaffung Zeit erfordern.

3.2 Übergreifende Auswertungen

Als „übergreifende Auswertungen" sind zunächst einmal alle Auswertungen anzusehen, die sich nicht mit einem konkreten Vorkommnis in einer bestimmten Anlage befassen. Ziel solcher Auswertung ist einerseits die Untersuchung eines erkannten Problems bei einer Vielzahl von Anlagen und andererseits die Identifizierung nicht offenkundiger generischer Problemstellungen anhand der Auswertung einer Vielzahl von Besonderen Vorkommnissen mit Rückgriff auf sonstige Betriebserfahrungen.

Als ein Beispiel für die erstgenannte Zielsetzung kann wiederum das Vorkommnis in Biblis herangezogen werden. So wurde als weitere Konsequenz aus diesem Vorkommnis eine umfassende Überprüfung der Verbindungen zwischen Primärkreislauf und anschließenden Niederdrucksystemen bei allen DWR-Anlagen und für vergleichbare systemtechnische Gegebenheiten auch bei allen SWR-Anlagen der Bundesrepublik vorgenommen. Zum Verständnis der Problemstellung sei angemerkt, daß das Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke mehrfache, mindestens zweifache Absperrmöglichkeiten zwischen dem Primärkreislauf und den Systemen außerhalb des Sicherheitsbehälters vorsieht. Bei der Untersuchung wurde geprüft, welche zusätzlichen Absperrmöglichkeiten und Druckabsicherungen noch existieren, um eine Beaufschlagung von Niederdrucksystemen außerhalb des Sicherheitsbehälters mit Primärkreisdruck zu verhindern, wenn Erst- und Zweitabsperrungen offen wären. Von Interesse sind insbesondere Rohrleitungen kleineren Durchmessers zu Hilfssystemen oder Prüfleitungen. Solche Überprüfungen wurden nicht nur in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt. Auch in anderen Ländern, zum Beispiel in den USA und in Frankreich, wurden die Erfahrungen aus dem Biblis-Vorkommnis für eigene übergreifende Untersuchungen genutzt.

Zur Identifizierung generischer Problemstellungen als zweite Zielsetzung übergreifender Auswertungen kommen verschiedene Methoden in Betracht, nach denen sich diese Auswertungen weiter unterscheiden lassen. Nachfolgend wird speziell auf

- phänomenologische Untersuchungen aufgrund erkannter Trends,
- Auswertungen mit Hilfe statistischer Methoden und auf
- Precursor-Analysen

eingegangen.

3.2.1 Phänomenologische Untersuchungen aufgrund erkannter Trends

Beobachtete Häufungen bestimmter Effekte haben schon in der Vergangenheit, auch wenn sie nicht systematisch mit statistischen Methoden ausgewertet wurden, Hinweise für die Notwendigkeit vertiefter Untersuchungen geliefert. So hat man in den letzten Jahren in Kernkraftwerken im Ausland vermehrt Fälle von Erosionskorrosion in Speisewasserleitungen gefunden. Da Erosionskorrision vorher vornehmlich in Systemen mit Zweiphasenströmung beobachtet worden war, hatte man Systemen mit Einphasenströmung nicht die gleiche Aufmerksamkeit gewidmet. Der Bruch einer Ansaugleitung einer Hauptspeisewasserpumpe im Maschinenhaus des Kernkraftwerkes Surry 2 in den USA im Jahre 1986 und der vollständige Abriß einer Speisewasserleitung im Kernkraftwerk Loviisa in diesem Jahr stellen markante Fälle von Erosionskorrosion in Speisewasserleitungen dar. Untersuchungen zu den Einflußgrößen der Erosionskorrosion, wie Rohrleitungsgeometrie, Werkstoff, Strömungsgeschwindigkeit und Wasserchemie, die auch in der Bundesrepublik durch ge-

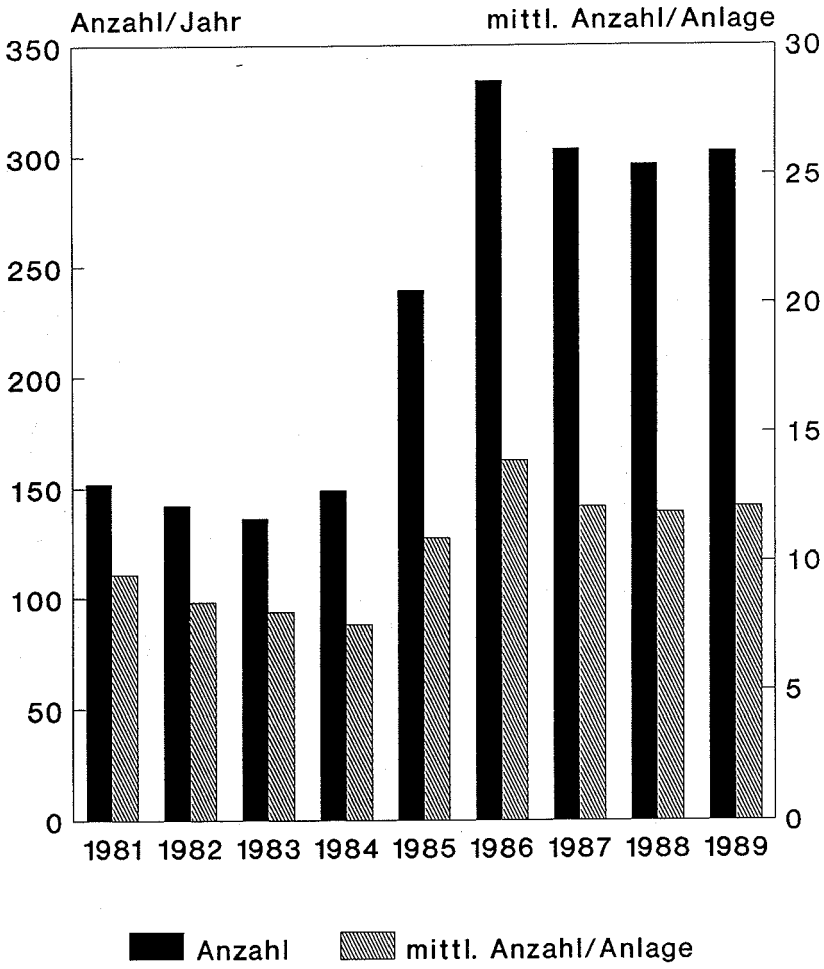


Bild 6: Besondere Vorkommnisse 1981 – 1989

führt wurden, haben zur Ausweitung der Überprüfung von Rohrleitungen zur Auffindung von Wanddickenschwächungen und zu technischen Änderungen zur Reduzierung der Materialabtragsrate geführt. Prüfergebnisse aus Kernkraftwerken der Bundesrepublik zeigten, daß Erosionskorrosion in Speisewasserleitungen aufgrund günstigerer Betriebsbedingungen, wie zum Beispiel Wasserchemie mit anderen pH-Werten und andere Rohrleitungswerkstoffe, nicht von vergleichbarer Bedeutung ist.

3.2.2 Auswertungen mit Hilfe statistischer Methoden

Statistische Analysen setzen eine möglichst breite Datenbasis voraus. Über das „Incident Reporting System" (IRS) der OECD werden jährlich etwa 120 hinsichtlich ihrer Bedeutung für andere Länder ausgewählte Vorkommnisse mitgeteilt. In den USA wurden im Jahre 1988 2424 Besondere Vorkommnisse gemeldet. Das sind bei 109 Anlagen ca. 20 Vorkommnisse pro Anlage. Um einen Eindruck über die vorhandene Datenbasis zu deutschen

Besonderen Vorkommnissen zu vermitteln, zeigt Bild 6 die jährliche Anzahl von Besonderen Vorkommnissen in den Jahren 1981 bis 1989. Es wäre falsch, aus der Anzahl bzw. aus der Verteilung über mehrere Jahre schon einen Trend im Sicherheitsniveau abzuleiten. Zu viele von Sicherheitsaspekten unabhängige Einflußfaktoren bestimmen diese Verteilung. So ist zum Beispiel in der rechten Ordinatenachse die mittlere Anzahl von Vorkommnissen pro Anlage aufgetragen. Mit dieser Bezugsgröße wird die Zunahme der in Betrieb befindlichen Anlagen kompensiert. Der verbleibende deutlich erkennbare Anstieg in den Jahren 1985 und 1986 ist insbesondere in Verbindung mit der Konkretisierung der Meldekriterien in dieser Zeit zu sehen. Die Anzahl der Besonderen Vorkommnisse bei in- und ausländischen Anlagen läßt den Schluß auf eine scheinbar große Datenbasis zu. Die Auswertungspraxis zeigt aber, daß diese große Datenbasis nur für generelle Trendanalysen für charakteristische Betriebssicherheitsmerkmale vorhanden ist. Bei einer vertieften statistischen Analyse mit speziellen Fragestellungen reduziert sich die Datenbasis, wie nachfolgende Beispiele zeigen, deutlich. Grundsätzlich sind bei statistischen Untersuchungen große Sorgfalt und detaillierte Betriebskenntnisse erforderlich, um keine falschen Schlußfolgerungen zu ziehen. Dies gilt auch schon für generelle Trendanalysen, wie zum Beispiel die Ermittlung der in den USA verwendeten „Performance Indicators."

Unter diesen „Performance Indicators" versteht man charakteristische Größen oder Merkmale, an denen die Betriebssicherheit in einem ersten Ansatz gemessen wird. In dem jährlichen Bericht der NRC über die Auswertung von Betriebserfahrungen für amerikanische Kernkraftwerke werden unter anderem als Ergebnis von Trendanalysen diese „Performance Indicators" ermittelt und ihre zeitliche Entwicklung dargestellt. Die in den USA verwendeten sieben Merkmale sind in Bild 7 aufgelistet. Dazu gehören unter anderem:

- Die mittlere Anzahl automatischer Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr.

- Die mittlere Anzahl der Anforderungen des Sicherheitssystems pro Anlage und Jahr. Darunter werden Anforderungen und Fehlanregungen des Notkühlsystems sowie Anforderungen des Notstromsystems wegen Unterspannung verstanden.

In Deutschland wird eine Trendanalyse, wie sie die Ermittlung der „Performance Indicators" darstellt, derzeit nicht systematisch durchgeführt. Grund hierfür ist die Betonung der Einzelauswertung von Vorkommnissen und der derzeit noch nicht bei allen Merkmalen greifbare Nutzen dieser Trendanalysen. Dies verdeutlicht Bild 8.

Es zeigt einen Vergleich der mittleren Anzahl von Reaktorschnellabschaltungen (RESA) in den Jahren 1986 bis 1988 für die USA und Deutschland. Die Anzahl von RESA in deutschen Anlagen ist im weltweiten Vergleich als gering anzusehen. Die Erhöhung in 1986 ist mit der Inbetriebnahme mehrerer Kernkraftwerke in diesem Jahr erklärbar. In der deutlich abnehmenden Tendenz in den USA wird der Nutzen solcher Analysen offensichtlich. Die abnehmende Tendenz erklärt sich als Konsequenz spezieller Untersuchungen mit dem Ziel der Reduzierung betrieblich ausgelöster Abschaltungen.

Andere Erkenntnisse der Art der „Performance Indicators" für deutsche Vorkommnisse lassen sich aus Bild 9 ableiten. Es zeigt den Anteil verschiedener Auswirkungen besonderer Vorkommnisse im Leistungsbetrieb auf den Betrieb der Anlagen, gemittelt über die Jahre 1981 bis 1989. Mehr als 3/4 aller Vorkommnisse führen zu keinen Auswirkungen. Bei 14% der Vorkommnisse erfogte RESA und bei jeweils 5% war eine Leistungsreduktion oder ein betriebliches Abfahren erforderlich. Erkenntnisse zur sicherheitstechnischen Bedeutung sind aus dieser Auswertung aber ohne vertiefte Analyse nicht ableitbar. So können zum

- o Mittlere Anzahl automatischer Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr
- o Mittlere Anzahl der Anforderungen des Sicherheitssystems pro Anlage und Jahr
- o Mittlere Anzahl von Ausfällen im Sicherheitssystem pro Anlage und Jahr
- o Mittlere Anzahl signifikanter Ereignisse pro Anlage und Jahr
- o Rate ungeplanter Anlagenstillstände (Mittelwert pro Anlage und Jahr)
- o Rate für durch technische Ausfälle bedingte Stillstandszeiten bezogen auf 1000 h Betrieb (Reaktor kritisch) (Mittelwert pro Anlage und Jahr)
- o Mittlere kollektive Strahlenexposition des Betriebspersonals pro Anlage und Jahr

Bild 7: Performance indicators (nach N UREG-1272, Vol. 3, No. 1)

Beispiel in Fällen ohne Auswirkungen durchaus Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen im zulässigen Umfang eingetreten sein, in Fällen mit RESA aber Ausfälle von Betriebssystemen, die Abschaltung ausgelöst haben. Betrachtet man den jährlichen Verlauf der im vorangegangenen Bild dargestellten Anteile der Auswirkungen von Vorkommnissen über die Jahre 1981 bis 1988 (Bild 10), so zeigt sich, daß die mittlere Häufigkeit für Vorkommnisse mit Auswirkungen seit 1986 abnimmt, während die meisten Vorkommnisse zunehmend ohne Auswirkungen bleiben, bei einer in diesem Zeitraum abnehmenden Tendenz der mittleren Häufigkeit von Vorkommnissen pro Anlage.

Betrachtet man diejenigen Vorkommnisse, die zur Reaktorschnellabschaltung geführt haben, näher und untersucht, mit welchen Anteilen Störungen in bestimmten Systembereichen zur RESA geführt haben, so ergibt sich folgendes Bild (Bild 11): In 45% von RESA-

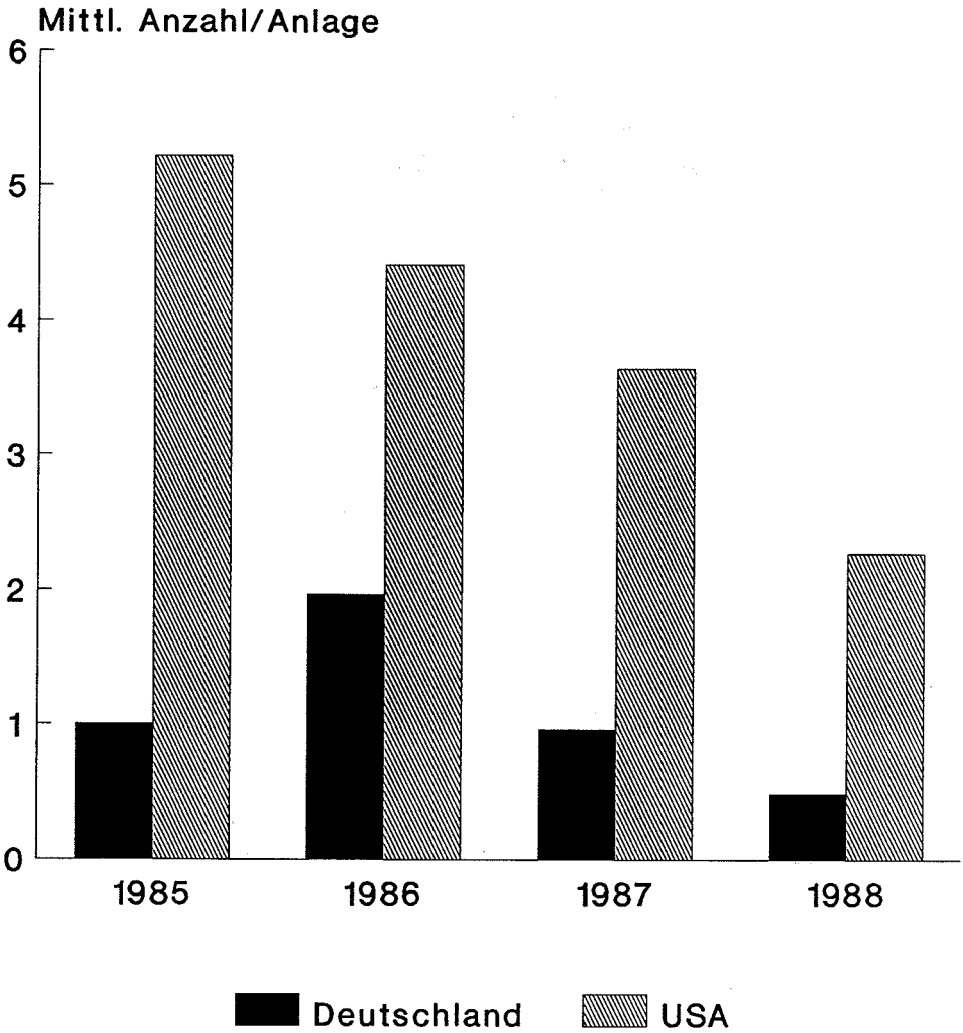


Bild 8: Mittlere Anzahl von RESA in Deutschland und in den USA im Vergleich der Jahre 1985 bis 1988

Vorkommnissen wurde die RESA durch Störungen im Wasser-Dampf-Kreislauf verursacht. Die anderen Anteile sind dem Bild zu entnehmen. Betrachtet man den Anteil von Systemen in Verbindung mit der Häufigkeit auslösender Ereignisse der Deutschen Risikostudie, so ist der Anteil des Wasser-Dampf-Kreislaufes vergleichbar mit den hier aufgezeigten Werten. Erklärbar ist dieser Anteil dadurch, daß dieser Kreislauf mit seinen Systemen nicht wie Sicherheitseinrichtungen unter dem Gesichtspunkt der Mehrfachredundanz ausgelegt ist und bei Ausfall der betrieblichen Funktion eine Reaktorschnellabschaltung in der Regel die Folge ist.

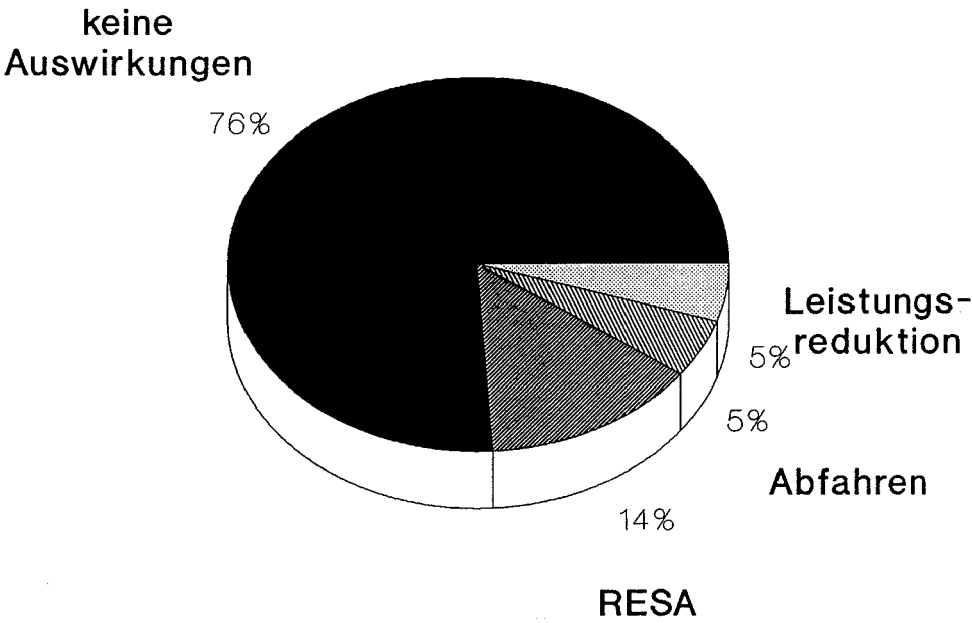


Bild 9: Auswirkungen Besonderer Vorkommnisse im Leistungsbetrieb auf den Betrieb der Anlage Mittl. jährlicher Anteil (1981 – 1989)

Das Beispiel zeigt sehr deutlich, daß bei Schlußfolgerungen aus solchen Auswertungen Sorgfalt geboten ist. In diesem Fall ist zum Beispiel die absolut gesehen geringe Häufigkeit von RESA in deutschen Anlagen in die Bewertung mit einzubeziehen.

Eine Auswertung, die schon eine Stufe weiter geht als die „Performance Indicators", ist die Ermittlung des Anteils bestimmter Ursachen an Besonderen Vorkommnissen. Bild 12 zeigt die Anteile von

- Komponenten- und Bauteilausfällen,
- Fehlern bei der Bedienung und Instandhaltung,
- fehlerhafter Auslegung oder Konstruktion,
- herstellungsbedingten Fehlern,
- ungünstigen Betriebsbedingungen oder
- sonstigen Ursachen

im Mittel über die Jahre 1981 bis 1989.

Obwohl diese Auswertung noch keine Schlußfolgerungen auf konkrete Schwachstellen zuläßt, ist erkennbar der auffällig hohe Anteil der Komponenten- und Bauteilausfälle sowie der durch Bedienung und Instandhaltung verursachten Ausfälle. Eine vertiefte Auswertung dieser Ursachengruppen ist demnach angebracht. Sie ist aber nur sinnvoll bei Einbeziehung von Betriebserfahrungen unterhalb der Meldeschwelle der Besonderen Vorkommnisse, da nur dort Bezugsgrößen für eine statististische Auswertung, wie zum Beispiel Betriebszei-

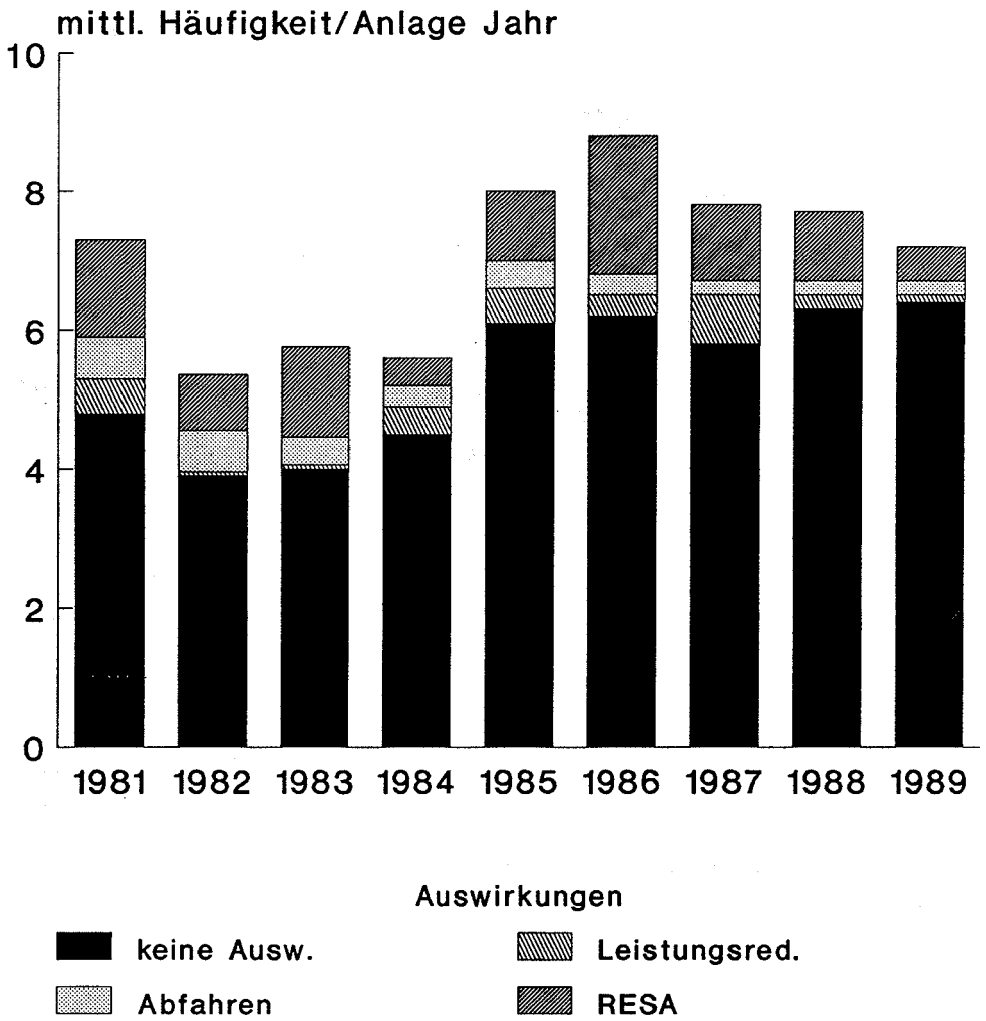


Bild 10: Anteil der Auswirkungen Besonderer Vorkommnisse im Leistungsbetrieb im Vergleich der Jahre 1981 bis 1989

ten, im notwendigen Umfang vorliegen. Dies läßt sich am nachfolgenden Beispiel der Auswertung von Betriebserfahrungen zur Zuverlässigkeit von Notstromdieselaggregaten in deutschen Kernkraftwerken verdeutlichen. Die Untersuchung wurde von der GRS in Zusammenarbeit mit verschiedenen anderen Institutionen durchgeführt. Der Auswertung lag ein Erfassungszeitraum von 1980 bis 1987 zugrunde. Bei der Auswertung wurden nicht nur Besondere Vorkommnisse berücksichtigt, sondern es wurden insbesondere Erkenntnisse aus sonstigen Betriebserfahrungen, zum Beispiel der Instandhaltung und Prüfung, ausgewertet. Im Erfassungszeitraum wurden insgesamt 95 Ausfälle festgestellt, davon wurden drei als Common-mode-Ausfälle bewertet. Zum Aufspüren generischer Probleme wurden verschiedene Einflußfaktoren auf das Ausfallverhalten statistisch untersucht. Solche Einflußfaktoren waren zum Beispiel:

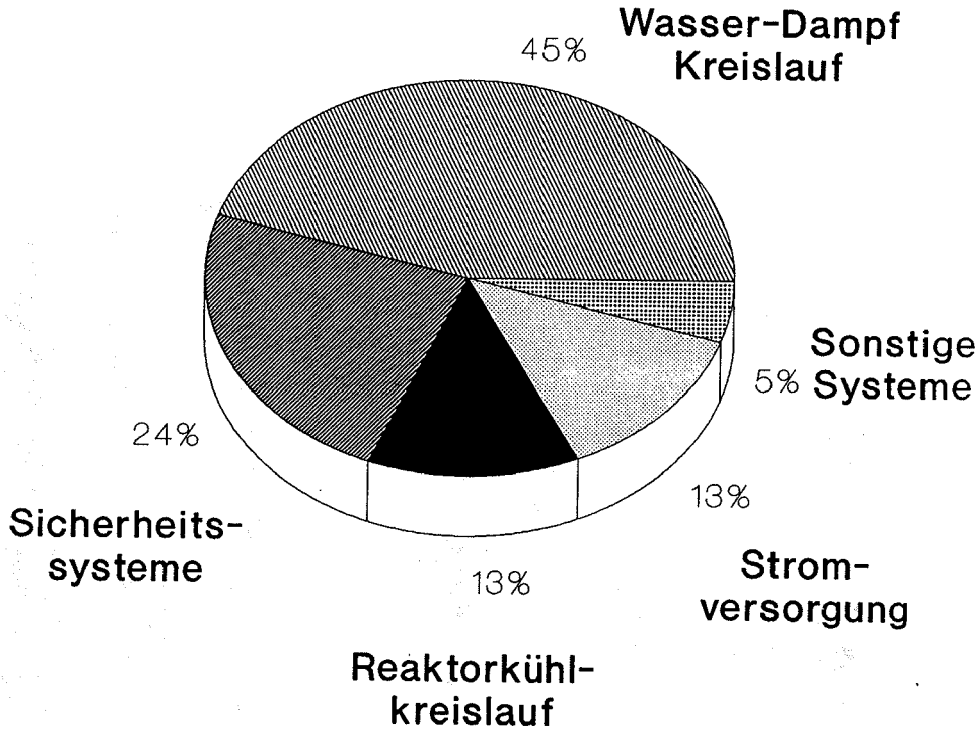


Bild 11: Anteil der Systembereiche mit RESA-auslösenden Störungen Ca. 200 RESA im Zeitraum: 1981 bis 1989

- die akkumulierte Betriebszeit der Dieselanlage,
- die akkumulierte Startzahl der Dieselanlage,
- der Hersteller,
- die Leistungsgröße des Dieselaggregates,
- die mittlere Betriebszeit.

Bei diesen statistischen Auswertungen wurde allerdings kein signifikanter Einfluß festgestellt bis auf eine Tendenz, daß die Zuverlässigkeit von Dieselanlagen kleinerer Leistung etwas höher ist als die mit höherer Leistung. Zudem gibt es Anzeichen dafür, daß die Ausfallhäufigkeit der Dieselaggregate bei hohen Betriebsstundenzahlen abnimmt.

Zur Identifizierung konkreter Schwachstellen ist von Bedeutung, ob bestimmte Funktionsgruppen oder Betriebsmittel eine signifikant höhere Ausfallhäufigkeit haben. Wie man aus Bild 13 erkennen kann, verursachen der Dieselmotor und seine Regelung zusammen mehr als 50% aller Ausfälle. Alle anderen Funktionsgruppen tragen mit weniger als 10% Anteil zur Ausfallhäufigkeit bei. Bei den Betriebsmitteln, zum Beispiel Armaturen, Regler oder Filter, trägt kein einzelnes Betriebsmittel mehr als 10% zur Gesamtsumme bei. Der hohe Anteil der Funktionsgruppen Dieselmotor und Regelung ist zwar auffällig, aber nicht im Sinne einer echten Schwachstelle zu interpretieren.

Das Beispiel zeigt, wie ausgehend von Trends aus der Auswertung Besonderer Vorkomm-

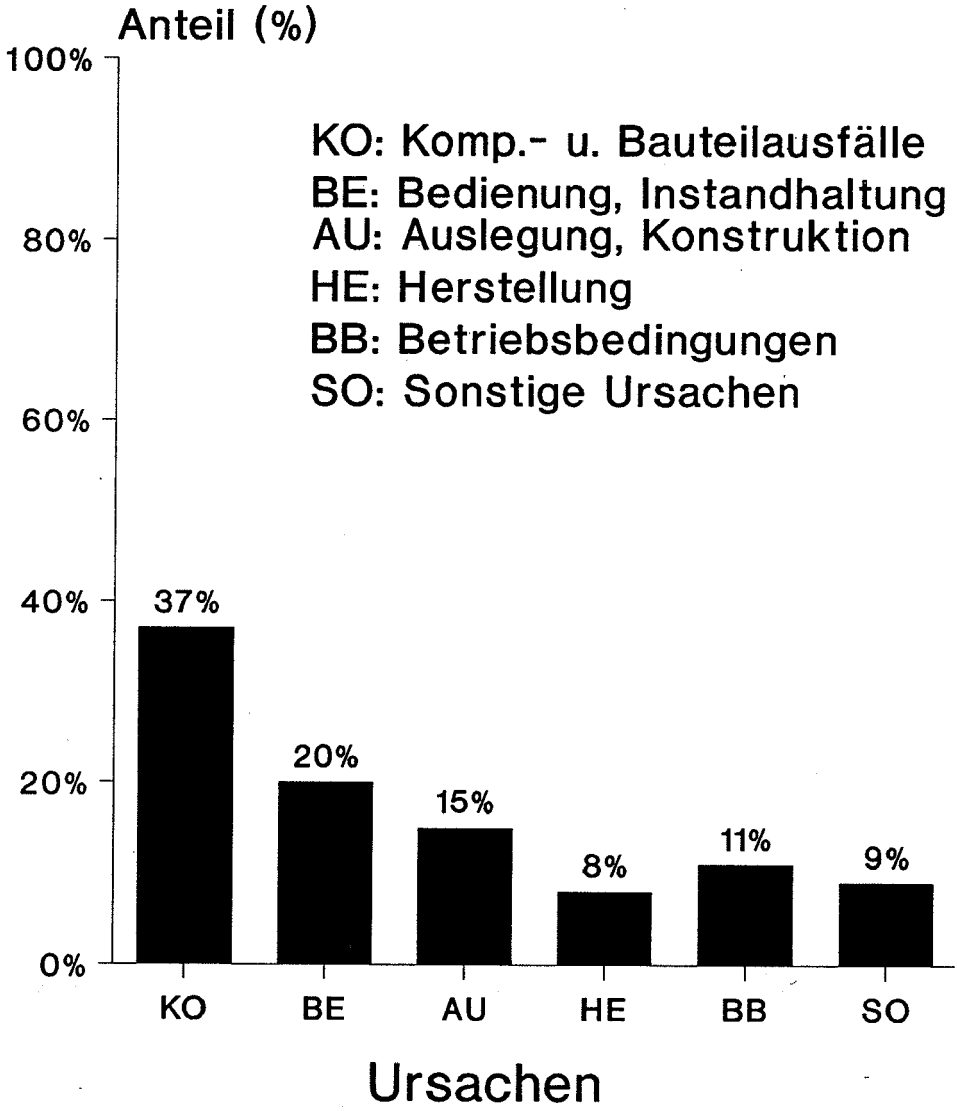


Bild 12: Anteil bestimmter Ursachen für Besondere Vorkommnisse Mittl. jährlicher Anteil (1981 – 1989)

nisse mit der Einbeziehung von sonstigen Betriebserfahrungen sicherheitstechnisch wichtige Erkenntnisse gewonnen werden können, auch wenn bei diesem Beispiel keine spezifischen Schwachstellen als Ergebnis ermittelt wurden. Im nächsten Beispiel, welches sich mit der Auswertung von Ausfällen von Stoßbremsen befaßt, sieht das anders aus. Es zeigt, wie statistische Auswertungen zur Identifizierung von Schwachstellen führten und dann weitere ingenieurtechnische Analysen nach sich zogen.

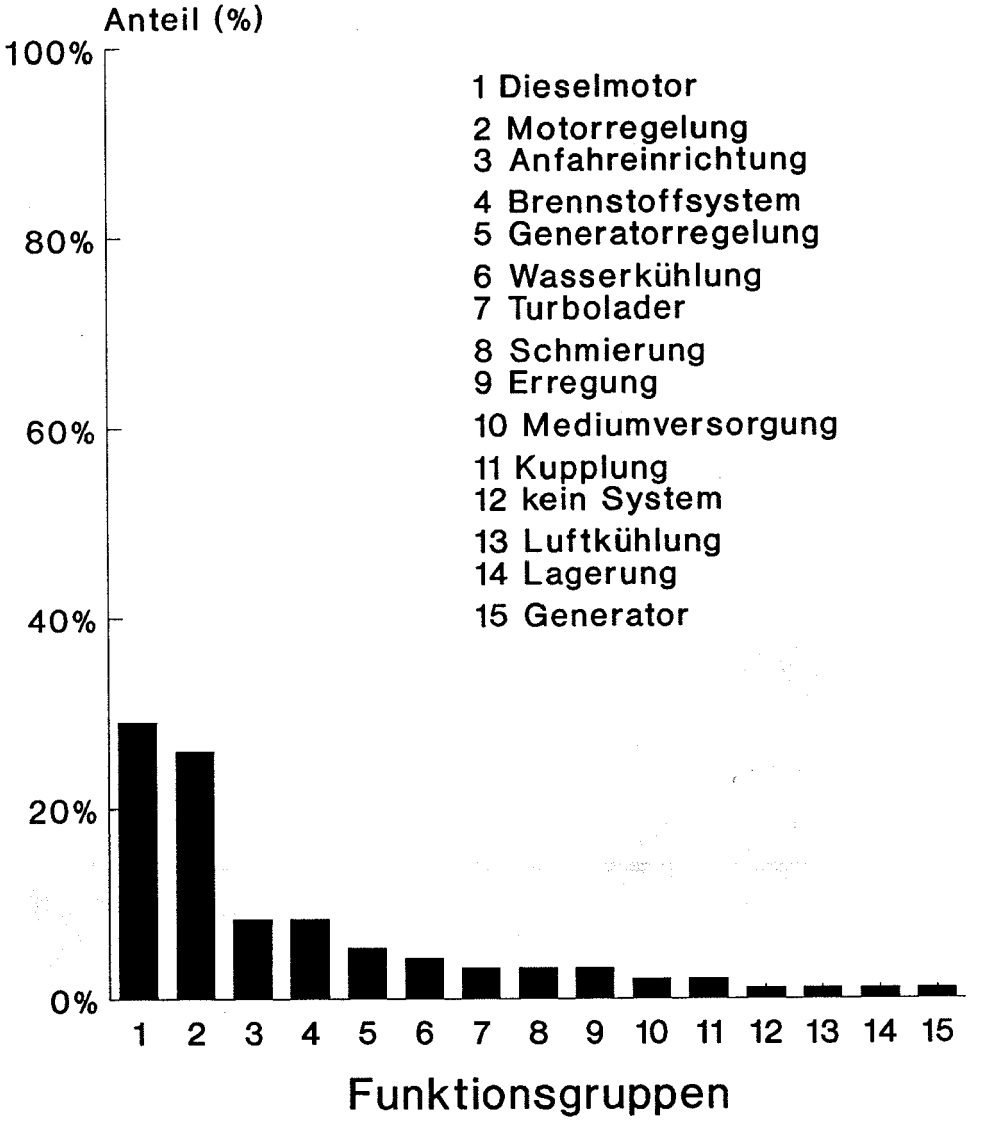


Bild 13: Anteil von Funktionsgruppen an den Ausfällen von Notstromdieselaggregaten

Stoßbremsen sind Elemente der Halterung von Rohrleitungen. Sie dienen dazu, Rohrleitungen vor einer Überbeanspruchung durch betriebliche oder störungsbedingte dynamische Belastungen zu schützen. Die freie Beweglichkeit der Rohrleitung, zum Beispiel zum Ausgleich von Wärmedehnungen, darf aber nicht behindert werden.

Zwischen 1973 und 1986 wurden aus amerikanischen Anlagen mehr als 500 Besondere Vorkommnisse zu Stoßbremsen gemeldet. Im vergleichbaren Zeitraum sind in der Bundesrepublik zehn solcher Vorkommnisse gemeldet worden.

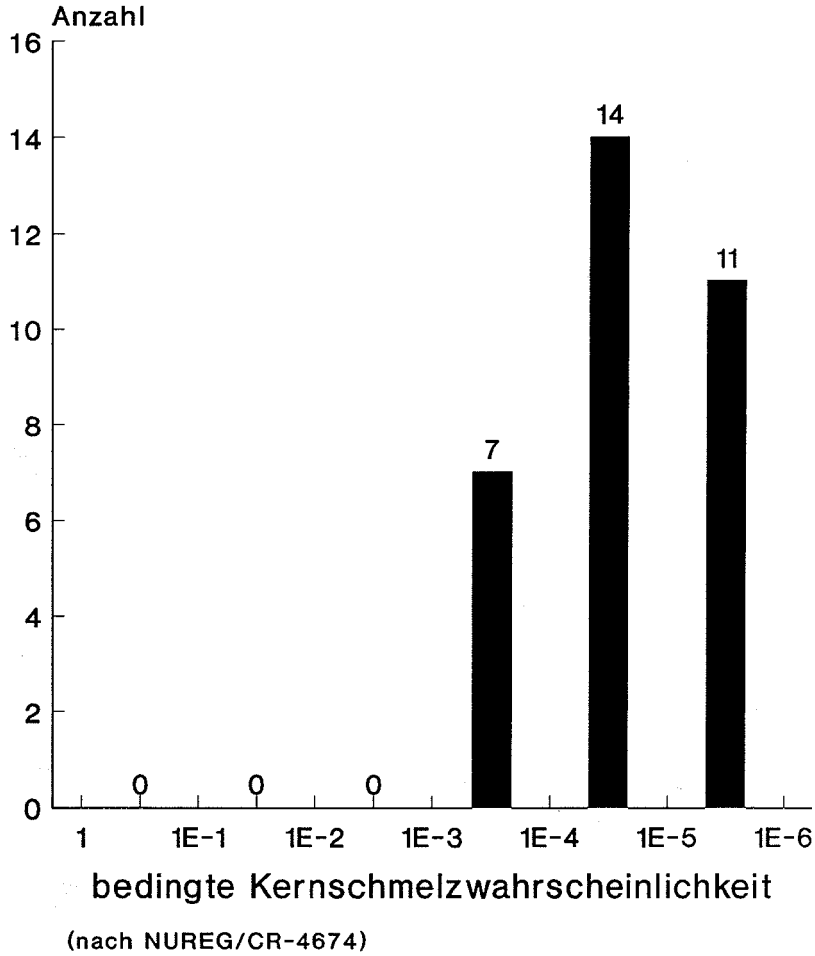


Bild 14: Häufigkeitsverteilung für bedingte Kernschmelzwahrscheinlichkeiten für PREC URSORS in den USA im Jahr 1988 (nach N UREG/CR-4674)

Die Auswertung Besonderer Vorkommnisse in den USA ließ eine deutliche Häufung an Ausfällen an Stoßbremsen erkennen. Mit dieser Erkenntnis und den aus der Auswertung der Vorkommnisse vorliegenden Informationen waren aber noch keine begründeten Rückschlüsse auf Ursache, Ausfallart und Abhilfe möglich. Dies war der Anlaß für eine vertiefte systematische Auswertung aller wiederkehrenden Prüfungen an Stoßbremsen in einer amerikanischen Referenzanlage, um Abhängigkeiten von Einflußgrößen festzustellen. Es konnte ein Zusammenhang zwischen dem Anteil der ausgefallenen Stoßbremsen bei bestimmten Rohrleitungssystemen und den Betriebsbedingungen gefunden werden. In knapp der Hälfte der untersuchten Systeme waren mehr als 25% der Stoßbremsen nicht funktionsfähig.

Diese Ergebnisse aus amerikanischen Auswertungen waren Anlaß für uns, die sicherheitstechnische Bedeutung von Funktionsausfällen von Stoßbremsen näher zu untersuchen. Wir

kamen zu dem Ergebnis, daß in Abhängigkeit von den Systemgegebenheiten im allgemeinen nur ein vollständiges Blockieren aller Stoßbremsen eines Systems zu Schäden führen kann. Die Untersuchungen ergaben auch Hinweise darauf, daß man auf einen Teil von Stoßbremsen verzichten könnte.

Aus der Auswertung amerikanischer und deutscher Betriebserfahrungen ergaben sich im wesentlichen gleiche Ursachen für die Ausfälle, nämlich unsachgemäße Behandlungen, insbesondere bei Instandhaltungsarbeiten an Systemen. Dafür wurde Abhilfe getroffen, so wird zum Beispiel durch administrative Maßnahmen sichergestellt, daß über Stoßbremsen keine Schweißströme fließen und Stoßbremsen nicht auf Biegung belastet werden.

Zusammenfassend zu den übergreifenden Auswertungen mit Hilfe statistischer Methoden ist festzustellen:

- Vom Ansatz her sind statistische Methoden bei der Auswertung von Betriebserfahrungen geeignet, um sicherheitstechnische Fragestellungen zu identifizieren und Schwachstellen zu erkennen. Dabei ist zu unterscheiden zwischen Trendanalysen im Sinne der „Performance Indicators" und vertieften statistischen Auswertungen, zum Beispiel für Ausfallparameter einzelner Komponenten und Bauteile.

- Trendanalysen wie die „Performance Indicators" sind grundsätzlich geeignet, um Trends bei charakteristischen Sicherheitsmerkmalen zu erkennen. Ihre Aussagekraft und ihr Nutzen sind aber entscheidend von der Definition dieser Merkmale und den ihnen zugrundeliegenden Kriterien zur Ermittlung dieser Größen abhängig. Für internationale Vergleiche sind identische Merkmale und Kriterien erforderlich.

- Vertiefte statistische Auswertungen bedürfen im allgemeinen einer Einbindung der sonstigen Betriebserfahrungen, zum Beispiel aus wiederkehrenden Prüfungen, um eine ausreichende Datenbasis und gleiche Bezugsgrößen zu erhalten.

- Auch bei vertieften statistischen Auswertungen können die Ergebnisse in der Regel für sich alleine noch nichts über die sicherheitstechnische Bedeutung und über Konsequenzen aussagen. Dazu müssen sich fallbezogene technische Untersuchungen anschließen.

3.2.3 Precursor-Analysen

Eine andere international genutzte Möglichkeit für übergreifende Auswertungen von Besonderen Vorkommnissen sind die sogenannten „Precursoranalysen", bei denen systematische „Vorläufer" für potentielle Kernschmelzunfälle untersucht werden. Darunter versteht man reale Ereignisse, die anlagentechnisch beherrscht wurden, bei denen bei einem zusätzlich unterstellten Ausfall der Sicherheitseinrichtungen aber Ereignisabläufe mit Kernschäden, wenn auch mit geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, möglich gewesen wären. Nach amerikanischen Untersuchungen im Auftrag der NRC sind in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren in den USA im Jahre 1988 „32" solcher Ereignisse eingetreten. Bild 14 zeigt eine Häufigkeitsverteilung für die ermittelten bedingten Kernschmelzwahrscheinlichkeiten für diese Ereignisse. Die bedingten Kernschmelzwahrscheinlichkeiten dürfen nicht verwechselt werden mit Risikozahlen, da sie die Bewertung der Häufigkeit des störfallauslösenden Ereignisses nicht enthalten. In den USA werden Precursoranalysen systematisch in jedem Jahr für die Besonderen Vorkommnisse des Vorjahrs durchgeführt. Dabei wird ein Abschneidekriterium für Fälle mit sehr geringer bedingter Wahrscheinlichkeit mit 10^{-6} verwendet. Eine Bewertung der Eintrittshäufigkeit des eintretenden Ereignisses erfolgt im

allgemeinen nicht. Für die Fälle mit auffällig verringertem Sicherheitsabstand oder mit erkannten generischen Problemen erfolgt im Anschluß an die probabilistische Analyse eine vertiefte Untersuchung zur Ermittlung verbesserungsbedürftiger Systeme, Komponenten oder Betriebsweisen. In der Art und Verwendung solcher Analysen unterscheiden wir uns derzeit von den USA. Während in den USA solche Analysen systematisch für alle relevanten Besonderen Vorkommnisse anhand einer Grobanalyse durchgeführt werden, erfolgte bei uns eine anlagenspezifische Analyse mit einem hohen Detaillierungsgrad für eine Referenzanlage, bei der auch die Häufigkeit der einleitenden Ereignisse bewertet wurde. Über die Ergebnisse dieser deutschen Precursorstudie wurde schon in früheren Fachgesprächen berichtet.

In Zukunft sollen systematische Analysen auch bei uns durchgeführt werden. Dazu sollen bei der Auswertung der Einzelvorkommnisse anhand qualitativer Kriterien systematisch die Vorkommnisse selektiert werden, die für eine quantitative Analyse von Bedeutung sind und dann einer solchen Analyse zugeführt werden. Die der Auswahl zugrundezulegenden Kriterien, die Art der Bewertungsgröße (mit oder ohne Einbeziehung der Eintrittshäufigkeit) und der Detaillierungsgrad der probabilistischen Analysen sind noch zu diskutieren. Die wesentlichste Bedeutung der Ergebnisse aus Precursoranalysen ist, daß sie sehr gut geeignet sind, um die sicherheitstechnische Bedeutung von Vorkommnissen zahlenmäßig zu quantifizieren. In der Trendbewertung über mehrere Jahre ist damit auch eine kontinuierliche Überwachung des Sicherheitsniveaus der Anlagen möglich. Sie sind grundsätzlich auch als Instrument zur Problemidentifikation geeignet. In der Regel wird man diese aber schon aus der Einzelauswertung der Vorkommnisse ableiten können.

4. Zusammenfassung und Perspektiven

Faßt man die Erkenntnisse zu den Ergebnissen, Möglichkeiten und Grenzen der Auswertung von Betriebserfahrungen zusammen, so ergeben sich folgende Schlußfolgerungen:

Die Ergebnisse der Nutzung von Betriebserfahrungen zeigen, daß der Erfahrungsrückfluß, insbesondere aus der Einzelauswertung von Besonderen Vorkommnissen, wesentlich zur Verbesserung der Anlagensicherheit beigetragen hat. Weitergehende Möglichkeiten zur Nutzung von Betriebserfahrungen sind in einem Ausbau der systematischen übergreifenden Auswertungen zu sehen. Internationale Ansätze dazu, zum Beispiel in Form von Trendanalysen wie den „Performance Indicators" oder systematischen Precursoranalysen, sind vorhanden. Diese Instrumente sollten zukünftig auch bei uns verstärkt eingesetzt werden. Für vertiefte Auswertungen mit Hilfe statistischer Methoden ist eine Einbindung von sonstigen Betriebserfahrungen unterhalb der Meldeschwelle Besonderer Vorkommnisse erforderlich, um eine sinnvolle statistisch auswertbare Ausgangsbasis zu erreichen.

Grenzen der Auswertung ergeben sich grundsätzlich einmal dort, wo die Technik und die Betriebsweisen ausländischer Anlagen sich sehr von unseren Anlagen unterscheiden. Dazu kommen Grenzen durch die Art und Tiefe des Informationsflusses. Allerdings ist eine Ausweitung dieser Grenzen durch eine Intensivierung der internationalen Zusammenarbeit, wie sie sich jetzt auch mit östlichen Ländern für deren Reaktorkonzepte abzeichnet, absehbar. Eine weitere Verbesserung des Informationsflusses wäre auch durch engere Kontakte zwischen den internationalen behördlichen Meldesystemen und dem internationalen Informationssystem der Betreiber „WANO" zu erreichen. Dadurch könnte der Nutzen der Auswertung noch gesteigert werden.

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbh

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3-923875-30-4